Ⅴ-1-2　原子炉本体の説明書

目次

Ⅴ-1-2-1　原子炉本体の基礎に関する説明書

Ⅴ-1-2-2　原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

Ⅴ-1-2-1　原子炉本体の基礎に関する説明書

目次

1. 概要 ····· 1
2. 一般事項 ····· 1
2.1 構造計画 ····· 1
2.2 設計条件 ····· 3
3. 耐震評価 ····· 4
3.1 一般事項 ····· 4
3.2 評価部位 ····· 8
3.3 地震応答解析及び構造強度評価 ····· 9
3.4 評価結果 ····· 23
4. 強度評価 ····· 27
4.1 一般事項 ····· 27
4.2 評価部位 ····· 28
4.3 構造強度評価 ····· 29
4.4 評価結果 ····· 30
5. コリウムシールドの機能維持について ····· 31
5.1 構造の概要 ····· 31
5.2 機能維持の評価結果 ····· 32
6. 中間スラブ部の構造変更に伴う機能維持への影響について ····· 33
6.1 中間スラブ内に設置される流路の機能維持について ····· 33
6.2 中間スラブの強度維持対策の影響検討結果 ····· 34

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第5条及び第50条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその付属設備の技術基準に関する規則の解釈」に基づき，原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される強度を確保していることを説明するものである。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造概要を図 2-1 に示す。原子炉本体の基礎は，円筒形の鉄筋コンクリート製の構造物であり，原子炉本体を原子炉圧力容器スカートを介して支持している。また原子炉本体の基礎の下端は原子炉建屋基礎盤に支持される。今回，基準地震動Ｓｓの策定及び原子炉本体の基礎が重大事故等対処施設の直接支持構造物となることから，「2.2. 設計条件」に示す荷重条件及び地震荷重に対して十分な構造を有することができる設計とする。

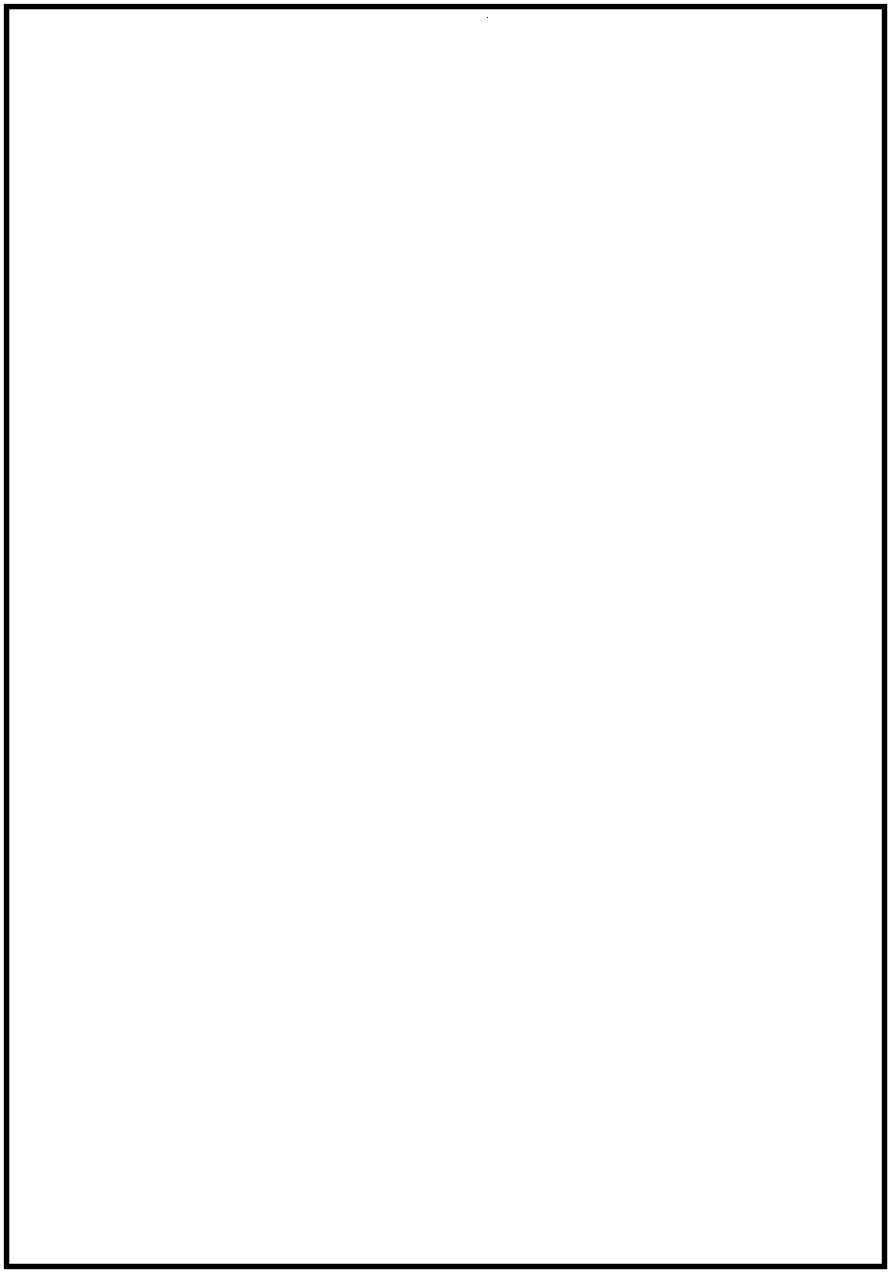


図 2-1　構造概要図（単位：mm）

2.2　設計条件

原子炉本体の基礎の主要諸元として構造材料及び設計上考慮する重量等について，以下(1)及び（2）に示す。本主要諸元等に基づく原子炉本体の基礎は，各設計条件として定めた添付書類「Ⅴ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による荷重条件及び添付書類「Ⅴ-2-3-2　炉心，原子炉圧力容器及び圧力容器内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」による地震荷重を考慮しても構造上十分な強度を有する設計としている。

「3.耐震評価」及び「4.強度評価」において，各設計条件に対して構造上十分な強度を有することを説明する。

(1)　原子炉本体の基礎の構造材料

・コンクリート　設計基準強度　　Fc=22　N/mm^2（225 kg/cm^2）

・鉄筋 [redacted]

(2)　原子炉本体の基礎の設計上考慮する重量

・原子炉本体	[redacted]	kN
・原子炉遮蔽		kN
・コリウムシールド等の重大事故等時に対処するための設備（水重量を含む）		
通常運転時		kN
重大事故等時		kN
・原子炉本体の基礎		kN

3.　耐震評価

3.1　一般事項

3.1.1　評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は，「2.2.設計条件」に示す荷重条件及び「3.3.2　荷重の組合せ及び許容限界」にて定める荷重の組合せ並びに許容限界に基づき，「2.1 構造計画」にて示す原子炉本体の構造を踏まえた「3.2 評価部位」にて設定する箇所において，設計用地震力により発生する応力等が許容限界に収まることを「3.3 地震応答解析及び構造強度評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「3.4　評価結果」に示す。

原子炉本体の基礎の耐震評価フローを図 3-1 に示す。

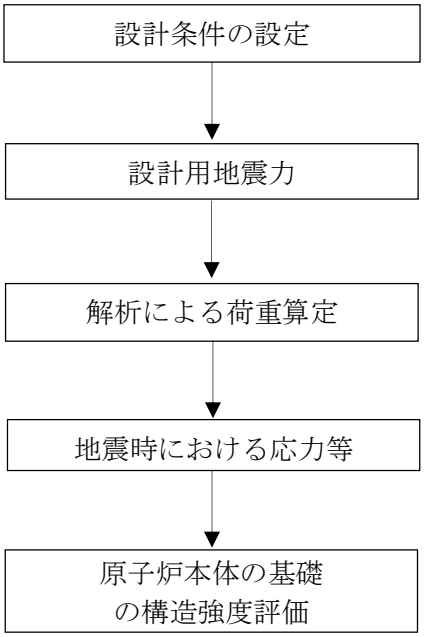


図 3-1　原子炉本体の基礎の耐震評価フロー

3.1.2　適用基準

適用基準を以下に示す。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針ＪＥＡＧ4601－1987（社）日本電気協会

(2) 原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編ＪＥＡＧ4601・補－1984（社）日本電気協会

(3) 原子力発電所耐震設計技術指針ＪＥＡＧ4601－1991追補版（社）日本電気協会

(4) 発電用原子力設備規格（コンクリート製原子炉格納容器規格　ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＥ１－2003）（日本機械学会　2003年12月）（以下「ＣＣＶ規格」という。）

3.1.3　記号の説明

記　号	記　号　の　説　明	単　位
a_{ty}	単位幅当りの鉄筋断面積	mm^2/m
a_w	面外せん断力に対する補強筋の断面積	mm^2
A	アンカーボルトの断面積	mm^2
A_0	アンカーボルトの断面積	mm^2/本
A_1	アンカーボルトのねじ部有効断面積	mm^2/本
A_c	コーン破壊面の有効投影面積	mm^2
b	断面の幅	mm
C	アンカーボルトの計算モデルにおける係数	－
d	断面の有効せい	mm
f_s	コンクリートの許容せん断応力度	N/mm^2
f_y	鉄筋の許容引張応力度及び許容圧縮応力度	N/mm^2
$_cf_c$	コンクリートの許容圧縮応力度	N/mm^2
$_sf_c$	鉄筋の許容圧縮応力度	N/mm^2
$_sf_t$	鉄筋の許容引張応力度	N/mm^2
$_wf_t$	鉄筋の面外せん断力に対する許容引張応力度	N/mm^2
F	アンカーボルトの引抜き力	N
F_c	コンクリートの設計基準強度	N/mm^2
j	断面の応力中心間距離	mm
K_1	コーン状破壊する場合の引張耐力の低減係数	－
l	中心軸から中立軸までの距離	mm
M	曲げモーメント	N・mm
M_{ci}	N_{ci}によるモーメント（i=1,2,3）	N・mm
M_{ti}	N_{ti}によるモーメント（i=1,2,3）	N・mm
M_y	単位幅当りの曲げモーメント	kN・m /m
n	アンカーボルトとコンクリートのヤング係数比	－
N	軸力	N
N_{ci}	ベアリングプレートに生じる荷重の合計（i=1,2,3）	N
N_{ti}	アンカーボルトに生じる軸力の合計（i=1,2,3）	N
N_y	単位幅当りの軸力	kN/m
p_t	主筋の鉄筋比	－
$p_{t\theta}$	円周方向主筋の鉄筋比	－
p_w	面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比	－
Q	せん断力	N
Q_{A1}	コンクリートの許容面外せん断力	N
Q_{A2}	鉄筋で補強した場合のコンクリートの許容面外せん断力	N
Q_{pa}	コンクリートの短期許容せん断力	N
r	円筒胴の厚さの中心までの半径	mm
r_i	等価円筒の中心半径（i=1,2,3）	mm
t	円筒胴の厚さ	mm
t_{ci}	ベアリングプレートの幅（i=1,2,3）	mm

記　号	記　号　の　説　明	単　位
t_i	アンカーボルトの等価円筒板厚（i=1,2,3）	mm
w_i	ベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度（i=1,2,3）	N/mm^2
x	面外せん断力に対する補強筋の間隔	mm
α_i	中立軸の位置を示す角度（i=1,2,3）	rad
β	r／t	－
$_c\varepsilon_c$	圧縮側コンクリートのひずみ	$\times10^{-6}$
$_s\varepsilon_c$	圧縮側鉄筋のひずみ	$\times10^{-6}$
$_s\varepsilon_t$	引張側鉄筋のひずみ	$\times10^{-6}$
$_c\varepsilon_{cu}$	圧縮側コンクリートの許容ひずみ	$\times10^{-6}$
$_s\varepsilon_{cu}$	圧縮側鉄筋の許容ひずみ	$\times10^{-6}$
$_s\varepsilon_{tu}$	引張側鉄筋の許容ひずみ	$\times10^{-6}$
σ_0	外力による膜応力度	N/mm^2
σ_{ti}	アンカーボルトの最大引張応力度（i=1,2,3）	N/mm^2
σ_{ta}	ねじ部有効断面でのアンカーボルトの引張応力度	N/mm^2
$_c\sigma_c$	圧縮側のコンクリート応力度	N/mm^2
$_s\sigma_c$	圧縮側の鉄筋応力度	N/mm^2
$_s\sigma_t$	引張側の鉄筋応力度	N/mm^2
τ_{H1}	荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
τ_{H2}	荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
τ_{R1}	荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
τ_{R2}	荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度	N/mm^2
Φ	低減係数	－

3.1.4　計算精度と数値の丸め方

精度は6桁以上を確保する。

表示する数値の丸め方は表3-1に示すとおりとする。

表3-1　表示する数値の丸め方

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
震度	－	小数点以下第3位	切上げ	小数点以下第2位
モーメント	kN･m	小数点以下第1位	切上げ	整数位
せん断力	kN	小数点以下第1位	切上げ	整数位
温度	℃	－	－	整数位
長さ	mm	－	－	整数位　*1
断面積	mm^2	有効数字5桁目	四捨五入	有効数字4桁　*2
算出応力	MPa	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位
許容応力	MPa	小数点以下第1位	切捨て	整数位

注　＊1：設計上定める値が小数点以下第1位の場合は，小数点以下第1位表示とする。

＊2：絶対値が1000以上のときは，べき数表示とする。

3.2　評価部位

原子炉本体の基礎の耐震評価は，「2.1　構造計画」に示す条件に基づき，耐震評価上厳しくなる原子炉本体の基礎円筒部（A部～D部）及び脚部アンカー部について実施する。原子炉本体の基礎の耐震評価部位について，図 3-2 の概略構造図に示す。

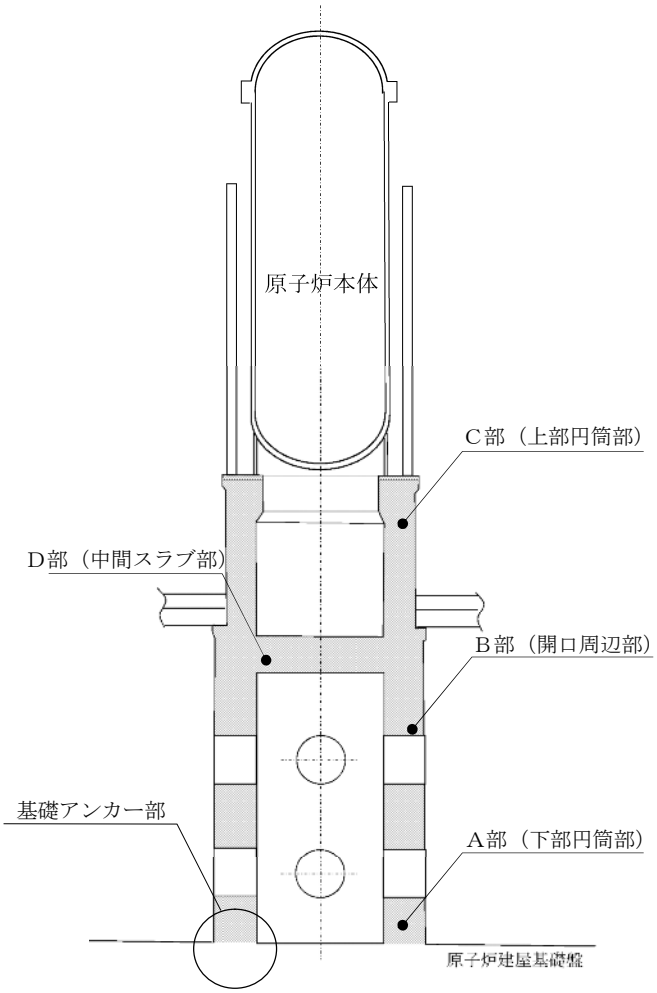


図 3-2　原子炉本体の基礎の評価部位

3.3　地震応答解析及び構造強度評価

3.3.1　地震応答解析及び構造強度評価方法

(1) 原子炉本体の基礎は，その最下端が原子炉建屋の基礎版上（EL.-4.0ｍ）に固定された円筒形で平面的に軸対称形の構造をしているが，非対称形の荷重に対応できるように中間スラブと円筒部全体を三次元的にモデル化し有限要素法による弾性解析を行う。

(2) 原子炉本体の基礎の解析モデルを図 3-3 に示す。有限要素分割は四辺形及び三角形を用いて行うが，この要素は均質等方性材料による板要素で，板の曲げと膜力とが同時に考慮されている。

(3) 解析コードは「ＭＳＣ　ＮＡＳＴＲＡＮ」を使用し，解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については，添付書類「Ⅴ-5-1 計算機プログラム（解析コード）の概要ＭＳＣ　ＮＡＳＴＲＡＮ」に示す。

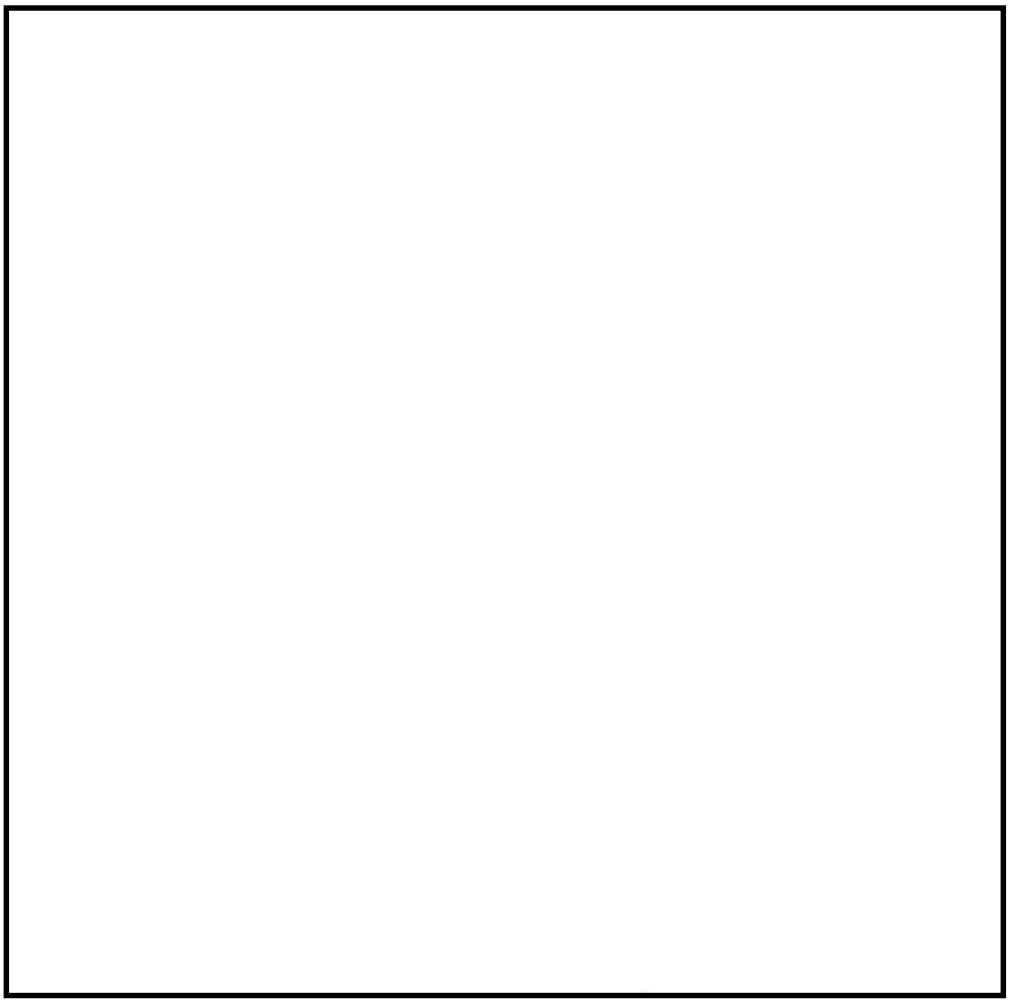


図 3-3　原子炉本体の基礎の解析モデル

3.3.2　荷重の組合せ及び許容限界

3.3.2.1　荷重の組合せ

荷重の組み合わせは，添付書類「Ⅴ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき設定する。設計基準対象施設としての荷重の組合せを表 3-2 に，重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せを表 3-3 に示す。

表 3-2　設計基準対象施設としての荷重の組合せ

荷重番号	荷重の組合せ	設計条件	備　考*1
（3）	D＋O＋S_d^*	短期	No. 13
（4）	D＋O＋S_s	機能維持の検討	No. 14
（5）	D＋O＋L*2＋S_d^*		No. 15及び16

注記：＊1　添付書類「Ⅴ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せとの関連を示す。

＊2　異常時荷重の圧力と温度については時間のずれを考慮する。

地震荷重と組合せる場合は，異常発生直後を除くその後の状態の荷重と組合せる。

D　：鉛直荷重

O　：通常運転時荷重

L　：異常時荷重

S_d^*：弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力

S_s　：基準地震動S_sにより定まる地震力

表 3-3　重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せ

荷重記号	荷重の組合せ	設計条件	備　考*1
（b）	D_{SA}＋O＋$L_{SA(L)}$＋S_d	機能維持の検討	ＳＡ７
（c）	D_{SA}＋O＋$L_{SA(LL)}$＋S_s		ＳＡ８

注記：＊1　添付書類「Ⅴ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せとの関連

D_{SA}　：鉛直荷重

O　：通常運転時荷重

$L_{SA(L)}$：重大事故後長期に想定される異常時荷重

$L_{SA(LL)}$：重大事故後長々期に想定される異常時荷重

S_d　：弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力

S_s　：基準地震動S_sにより定まる地震力

3.3.2.2　許容限界

原子炉本体の基礎における設計基準対象施設としての許容限界を表 3-4～表 3-8 に示す。また重大事故等時の機能維持評価における許容限界を表 3-9～表 3-11 に示す。

表 3-4　コンクリートの許容応力度（設計基準対象施設）

荷重状態	圧縮応力度（N/mm²）		せん断応力度 (N/mm²)
	応力状態１	応力状態２	
Ⅲ	14.6	16.5	1.06

表 3-5　鉄筋の許容応力度（設計基準対象施設）

荷重状態	圧縮 (N/mm²)	引張り (N/mm²)	せん断 (N/mm²)
Ⅲ	345	345	345

表 3-6　コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ（設計基準対象施設）

荷重状態	コンクリートひずみ	鉄筋ひずみ	
	圧縮	圧縮	引張り
Ⅳ	0.003	0.005	0.005

表 3-7　円筒部の許容面外せん断力（設計基準対象施設）

荷重状態	荷重番号	面外せん断力*1 (N/mm)			
		評価部位			
		A	B	C	D
Ⅲ	3	2992	1551	1364	576
Ⅳ	4	3990	1757	1717	576

注記：＊1　3.3.5 (3)で求めた各評価部位の許容限界を示す。

表 3-8　脚部アンカー部の許容応力度及び許容引抜き力

（設計基準対象施設）

荷重状態	アンカーボルト 引張応力度*1 (N/mm^2)	アンカー定着部 引抜き力*1 (N/2.65°)
Ⅲ	651	8.084×10^5
Ⅳ	651	1.077×10^6

注記：＊1　3.3.5 (4)で求めた許容限界を示す。

表 3-9　コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ（重大事故等時における機能維持評価）

荷重状態	コンクリートひずみ	鉄筋ひずみ	
	圧縮	圧縮	引張り
V	0.003	0.005	0.005

表 3-10　円筒部の許容面外せん断力（重大事故等時における機能維持評価）

荷重状態	荷重記号	面外せん断力*1 (N/mm) 評価部位			
		A	B	C	D
V	(b)	3990	2296	1896	576
	(c)	3990	2131	1794	576

注記：＊1　3.3.5 (3)で求めた各評価部位の許容限界を示す。

表 3-11　脚部アンカー部の許容応力度及び許容引抜き力

（重大事故等時における機能維持評価）

荷重状態	アンカーボルト 引張応力度*1 (N/mm^2)	アンカー定着部 引抜き力*1 (N/2.65°)
V	651	1.077×10^6

注記：＊1　3.3.5 (4)で求めた許容限界を示す。

3.3.3　解析モデル及び諸元

(1) 原子炉本体の基礎は，原子炉圧力容器，原子炉遮蔽を支持する構造物であるため，解析における各構造物の重量については，原子炉本体の基礎上面に等分布荷重として負荷させる。また，原子炉圧力容器内の冷却水については，保守的に通常運転時における状態として評価する。

(2) コリウムシールド等の中間スラブに設置する構造物の重量は，中間スラブ上に等分布荷重として負荷させる。

(3) 原子炉本体の基礎の鉄筋コンクリートの解析諸元を表 3-12 に示す。

(4) 設計基準対象施設に対する評価及び重大事故等時の機能維持評価において考慮する圧力荷重及び水力学的動荷重を表 3-13 に示す。

表 3-12　鉄筋コンクリートの解析諸元

解析諸元	数　値
コンクリートの縦弾性係数	2.06×10^{7} kN/m^2
コンクリートのせん断弾性係数	8.83×10^{6} kN/m^2
コンクリートのポアソン比	0.167
コンクリートの線膨張係数	1.0×10^{-5} /℃
鉄筋コンクリートの単位体積重量	24 kN/m^3

表 3-13　考慮する圧力荷重及び水力学的動荷重

	設計基準対象施設 としての評価	重大事故等時の 機能維持評価
圧力荷重 （kN/㎡）		
水力学的動荷重 （kN/㎡）		
熱荷重 （℃）		

注記　＊１　重大事故等時の機能維持評価に考慮するSRV作動時直接作用荷重は1.1倍を適用する。

＊２　事故時の熱荷重は，「ＣＣＶ規格」CVE-3330の規定に基づき，評価荷重として考慮しない。

3.3.4　設計用地震力

評価に用いる設計用地震力を表3-14に示す。設計用地震力は，原子炉本体の基礎の標高に応じて原子炉建屋基礎盤位置（EL. [redacted] m），中間スラブ部位置（EL. [redacted] m）及び原子炉基礎の本体上端部位置(EL. [redacted] m)を適用する。

「弾性設計用地震動Ｓ$_d$又は静的震度」及び「基準地震動Ｓ$_s$」による地震力は，添付書類「Ⅴ-2-3-2　炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」で算出された地震荷重を用いる。

表 3-14　設計用地震力

標高 (m)	弾性設計用地震動Ｓ$_d$ 又は静的震度		基準地震動Ｓ$_s$	
	せん断力 (kN)	曲げ モーメント (kN･m)	せん断力 (kN)	曲げ モーメント (kN･m)

3.3.5　計算方法

(1) 基本方針

鉄筋コンクリート躯体の構造の検討は構造解析で得られた荷重を基に実施する。

荷重状態Ⅲについては，軸力及び曲げモーメントによる鉄筋の引張応力度及びコンクリートの圧縮応力度並びに面外せん断力を算定し，「ＣＣＶ規格」に基づき設定した各許容値を超えないことを確認する。荷重状態Ⅳ及びⅤについては，軸力及び曲げモーメントによる鉄筋及びコンクリートのひずみ並びに面外せん断力を算定し，「ＣＣＶ規格」に基づき設定した各許容値を超えないことを確認する。

(2) 軸力と曲げモーメントに対する検討

a. 荷重状態Ⅲ

各断面は，軸力及び曲げモーメントを受ける鉄筋コンクリート造長方形仮想柱として算定する。

荷重状態Ⅲにおいて，軸力及び曲げモーメントによる鉄筋の引張応力度及びコンクリートの圧縮応力度を算定する際は，「ＣＣＶ規格」のCVE-3511.1に基づき，表3-4及び表3-5に示す許容応力度を超えないことを確認する。

b. 荷重状態Ⅳ及びⅤ

各断面は，軸力及び曲げモーメントを受ける鉄筋コンクリート造長方形仮想柱として算定する。

荷重状態Ⅳ及びⅤにおいて，軸力及び曲げモーメントによる鉄筋及びコンクリートのひずみを算定する際は，「ＣＣＶ規格」のCVE-3511.2に基づき，表3-6及び表3-7に示す許容ひずみを超えないことを確認する。ここで，鉄筋のひずみ算定において，発生応力度が鉄筋の降伏応力度を超える場合は，エネルギー定則に基づきひずみを算定する。

軸力及び曲げモーメントによる鉄筋及びコンクリートのひずみを算定する際のコンクリート及び鉄筋の応力度－ひずみ関係図を図3-4に示す。

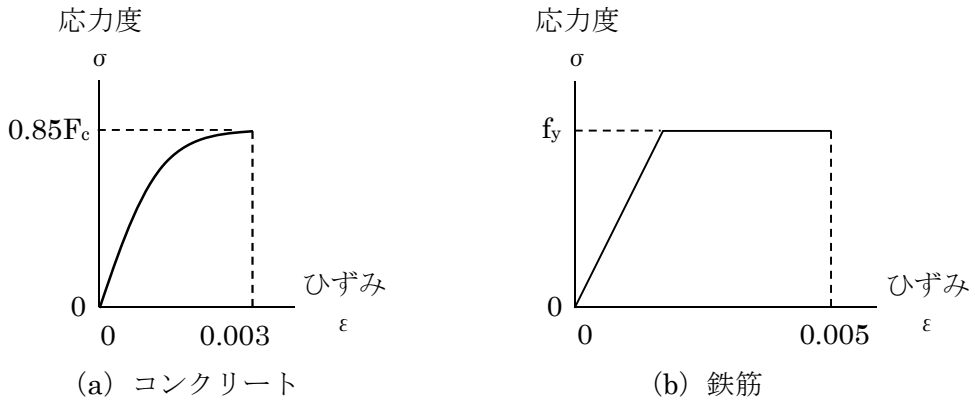


図3-4　コンクリート及び鉄筋の応力度－ひずみ関係図

(3) 面外せん断力に対する検討

断面の評価は，「ＣＣＶ規格」に基づき，評価対象部位に生じる面外せん断力が，評価部位毎に定められた計算式を基に算定した許容面外せん断力を超えないことを確認する。

評価部位の形状から，評価部位Ａ部を「ＣＣＶ規格」の「シェル部の基部」，評価部位Ｂ部及びＣ部を「ＣＣＶ規格」の「シェル部」，Ｄ部を「トップスラブ部および底部」とみなして評価を行う。

a. 評価部位Ａ部

評価部位Ａ部には，以下の計算式を基に算定したCVE-3514の「シェル部の基部」の許容面外せん断応力度を用いる。

(a) 荷重状態Ⅲ

$$\tau_{H1} = \tau_{H2} \times 0.75$$

ここで，

τ_{H1} ：荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度（N/mm^2）

τ_{H2} ：(b)に定める荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度（N/mm^2）

(b) 荷重状態Ⅳ及びⅤ

$$\tau_{H2} = 10 \cdot p_{t\theta} \cdot f_y / (13.2 \cdot \sqrt{\beta} - \beta)$$

ここで，

τ_{H2} ：荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度（N/mm^2）

$p_{t\theta}$ ：円周方向主筋の鉄筋比（－）

f_y ：鉄筋の許容引張応力度及び許容圧縮応力度（N/mm^2）

β ：次の式により求めた値

$$\beta = r / t$$

r ：円筒胴の厚さの中心までの半径（mm）

t ：円筒胴の厚さ（mm）

b. 評価部位Ｂ部及びＣ部

評価部位Ｂ部及びＣ部には，以下の計算式を基に算定したCVE-3513の「シェル部」の許容面外せん断応力度を用いる。

(a) 荷重状態Ⅲ

$$\tau_{R1} = \tau_{R2} \times 0.75$$

ここで，

τ_{R1} ：荷重状態Ⅲのコンクリートの許容面外せん断応力度（N/mm^2）

τ_{R2} ：(b)に定める荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度（N/mm^2）

(b) 荷重状態Ⅳ及びⅤ

$$\tau_{R2} = \min(\tau_{R21}, \tau_{R22})$$

$\tau_{R21} = \Phi \cdot \{0.1 \cdot (pt \cdot fy - \sigma_0) + 0.5 p_w \cdot fy + 0.235 \cdot \sqrt{Fc}\}$

$\tau_{R22} = 1.10\sqrt{Fc}$

ここで,

τ_{R2} ：荷重状態Ⅳ及びⅤのコンクリートの許容面外せん断応力度（N/mm^2）

p_t ：主筋の鉄筋比（－）

f_y ：鉄筋の許容引張応力度および許容圧縮応力度（N/mm^2）

σ_0 ：外力による膜応力度（引張の符号を正とする）（N/mm^2）

p_w ：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比（－）

$p_w = a_w / (b \cdot x)$

a_w：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm^2）

b ：断面の幅（mm）

x ：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

Φ ：低減係数であり，次の計算式により計算した値（1を超える場合は1，0.58未満の場合は0.58とする）

$\Phi = 1 / \sqrt{M / (Q \cdot d)}$

M：曲げモーメント（N･mm）

Q：せん断力（N）

d ：断面の有効せい（mm）

c．評価部位Ｄ部

評価部位Ｄ部には，以下の計算式を基に算定したCVE-3522の「トップスラブ部および底部」の許容面外せん断力を用いる。

(a) 荷重状態Ⅲ，Ⅳ及びⅤ

$Q_{A1} = b \cdot j \cdot f_s$

ここで,

Q_{A1} ：コンクリートの許容面外せん断力（N）

b ：断面の幅（mm）

j ：断面の応力中心間距離（mm）

f_s ：コンクリートの許容せん断応力度（N/mm^2）

面外せん断力がQ_{A1}を超える場合にあっては，次式で計算した値

$Q_{A2} = b \cdot j \cdot \{\alpha \cdot f_s + 0.5 \cdot {}_w f_t \cdot (p_w - 0.002)\}$

ここで,

Q_{A2} ：鉄筋で補強した場合のコンクリートの許容面外せん断力（N）

b ：断面の幅（mm）

j ：断面の応力中心間距離（mm）

f_s ：コンクリートの許容せん断応力度（N/mm^2）

p_w ：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比（ただし，0.002以上とする。）（－）

$p_w = a_w / (b \cdot x)$

a_w：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm^2）

b ：断面の幅（mm）

x ：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

${}_w f_t$ ：鉄筋の面外せん断力に対する許容引張応力度（荷重状態Ⅳの場合は，荷重状態Ⅲの値とする）（N/mm^2）

(4) アンカー部の検討

a. アンカーボルトの計算モデル

アンカーボルトの応力は次に示す仮定に基づいて計算する。

① アンカーボルトの等価円筒及び荷重分布は図3-5に示す円周上3列のボルトサークルの平均径とする。また，そのボルトサークル上にボルトの全本数がある。

② 応力は最大引張応力（σ_t）から最大圧縮応力（n_w）まで直線的に変化する。

③ アンカーボルトに加わる荷重は平均径のサークル上のボルトの全断面積に等しい厚さの等価円筒に加わるものとする。

荷重と応力の釣合いを，図3-5に示す。このときの中立軸の位置と応力の関係は，次式で表される。

$$\frac{\sigma_{ti}}{n \cdot w_i} = \frac{1+\cos\alpha_i}{1-\cos\alpha_i} \cdots\cdots (3.1)$$

また，軸力Nと曲げモーメントMの釣合いより，

[ ] ····· (3.2)

····· (3.3)

アンカーボルトに生じる応力の合計N_{ti}，ベアリングプレートに生じる応力の合計N_{ci}とそれぞれの応力によるモーメントM_{ti}，M_{ci}は，次式により表せる。

[ ]



前述の関係よりσt及びwは，次式で表される。



(3.4)



(3.5)

ここで，



実際の釣合い状態は，(3.1) 式のαを仮定して求める。

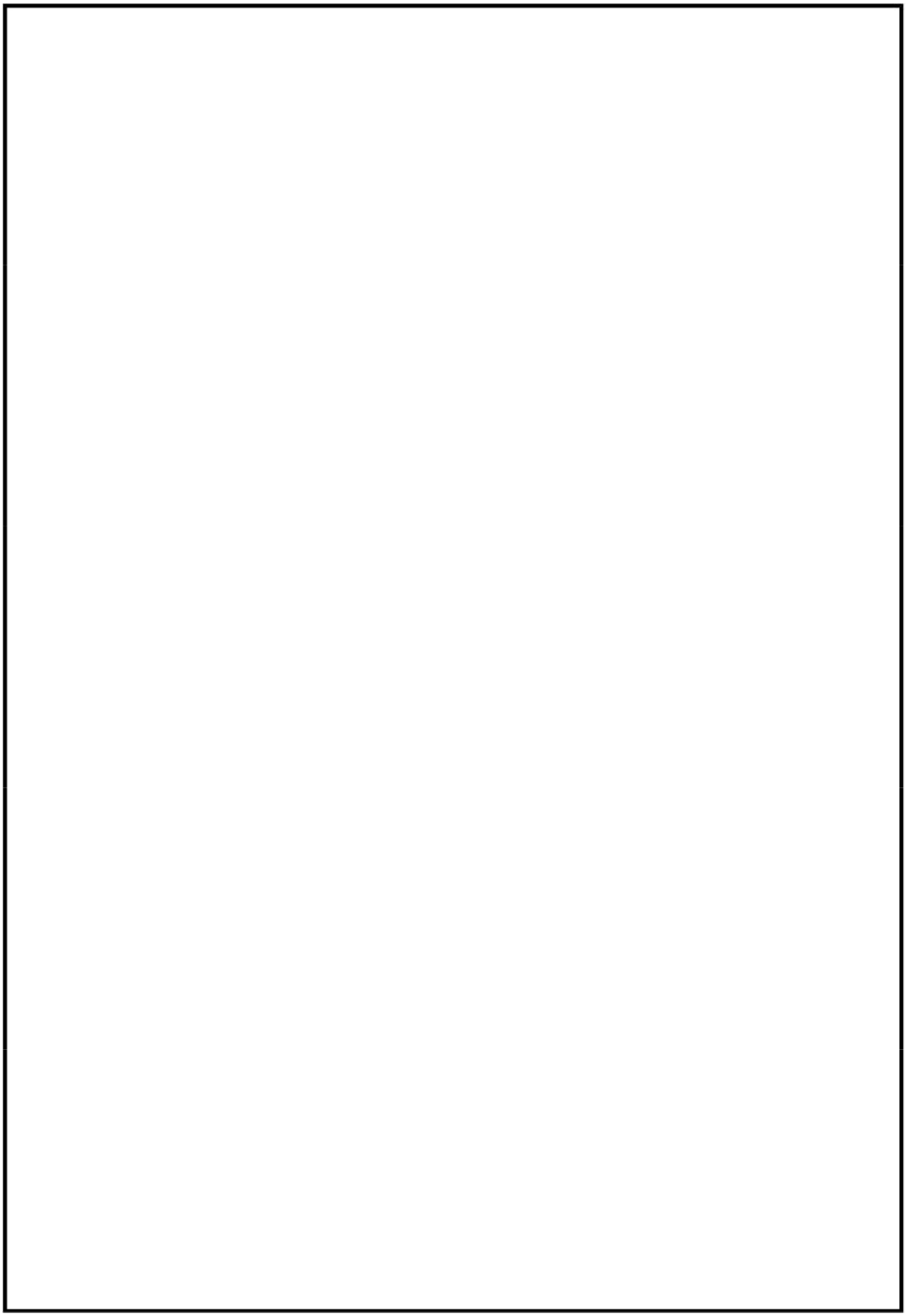


図3-5　アンカー部の計算モデル

b. アンカーボルトの最大引張応力度

図3-5に示すモデルを用いた計算により,円筒断面のコンクリート柱としてアンカーボルトに生じる最大引張応力度σ_tを求める。

この値より，ねじ部有効断面でのアンカーボルトの引張応力度σ_{ta}を以下の式で求める。

$$\sigma_{ta} = \sigma_t \cdot \frac{A_0}{A_1}$$

ここで,

A_0：アンカーボルトの断面積（mm²/本）

A_1：アンカーボルトのねじ部有効断面積（mm²/本）

c. アンカーボルトの定着

アンカーボルトの引抜き力は，せん断力により原子炉格納容器底部へ伝達させる。

アンカーボルトの引抜き力Fは

$$F = \sigma t \cdot A$$

で求められ，下式で示すコンクリートの短期許容せん断力Q_{pa}未満であることを確認する。

$$Q_{pa} = K_1 \cdot Ac \cdot \sqrt{Fc} \cdot \sqrt{\frac{9.80665}{100}}$$

ここで,

A：アンカーボルトの断面積（mm²/[redacted]

K_1：コーン状破壊する場合の引張耐力の低減係数

A_c：コーン破壊面の有効投影面積

F_c：コンクリートの設計基準強度

3.3.6 計算条件

応力解析に用いる荷重条件等は,「3.3.3項　解析モデル及び諸元」及び「3.3.4項　設計用地震力」に示す。

3.3.7 応力等の評価

「3.3.5項　計算方法」で求めた応力等が，表3-4～表3-7に記載される値以下であること。

3.4　評価結果

3.4.1　設計基準対象施設としての評価結果

原子炉本体の基礎の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度を有することを確認した。

(1)　原子炉本体の基礎円筒部

原子炉本体の基礎円筒部の設計基準対象施設としての断面算定結果を表3-15～表3-17に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表3-15　荷重状態Ⅲ　軸力及び曲げモーメントによる応力検討結果（たて方向）

箇所名	荷重番号	応力状態	設計応力		a_{ty}	引張応力及び圧縮応力			許容値			判定
			N_y (kN/m)	M_y (kN･m/m)	(mm^2/m)	$_c\sigma_c$ N/mm^2	$_s\sigma_c$ N/mm^2	$_s\sigma_t$ N/mm^2	$_cf_c$ N/mm^2	$_sf_c$ N/mm^2	$_sf_t$ N/mm^2	
A	3	2	3784	−842	11998	0.0	115.1	200.4	−16.5	−345	345	可
B	3	2	8778	−1091	15970	0.0	233.4	316.4	−16.5	−345	345	可
C	3	2	815	−297	9697	0.0	13.0	71.1	−16.5	−345	345	可
D	3	2	−508	−39	7095	−0.8	−10.3	−4.8	−16.5	−345	345	可

注1：□は検討応力の最大値を示す。

表3-16　荷重状態Ⅳ　軸力及び曲げモーメントによるひずみ検討結果（たて方向）

箇所名	荷重番号	応力状態	設計応力		a_{ty}	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N_y (kN/m)	M_y (kN･m/m)	(mm^2/m)	$_c\varepsilon_c$ ($\times10^{-6}$)	$_s\varepsilon_c$ ($\times10^{-6}$)	$_s\varepsilon_t$ ($\times10^{-6}$)	$_c\varepsilon_{cu}$ ($\times10^{-6}$)	$_s\varepsilon_{cu}$ ($\times10^{-6}$)	$_s\varepsilon_{tu}$ ($\times10^{-6}$)	
A	4	1	5521	−1912	11998	0	651	1595	−3000	−5000	5000	可
B	4	1	8439	−969	15970	0	1109	1470	−3000	−5000	5000	可
C	4	1	2182	−224	9697	0	443	656	−3000	−5000	5000	可
D	4	1	127	−117	7095	−67	−19	183	−3000	−5000	5000	可

注1：□は検討ひずみの最大値を示す。

表 3-17　面外せん断の検討結果（たて方向）

箇所名	荷重状態	荷重番号	応力状態	設計応力 M (kN･m/m)	設計応力 Q (kN/m)	Q (N/mm)	許容値 面外(Q_A) (N/mm)	p_w (%)	判定
A	Ⅲ	3	2	-295	618	618	2992	0.54	可
	Ⅳ	4	1	-1913	-803	803	3990	0.54	可
B	Ⅲ	3	2	-1092	-577	577	1551	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-1114	-712	712	1757	0.00	可
C	Ⅲ	3	2	-297	-123	123	1364	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-224	-117	117	1717	0.00	可
D	Ⅲ	3	2	-40	-160	160	576	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-118	-170	170	576	0.00	可

注1：[　　]は面外せん断力の最大値を示す。

(2)　脚部アンカー部

原子炉本体の基礎脚部アンカー部の設計基準対象施設としての評価結果を表 3-18 に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表 3-18　脚部アンカー部の評価結果

荷重状態	荷重番号	アンカー引抜力 アンカーボルト (N/mm^2)	アンカー引抜力 アンカー定着部 (N/[　　])	許容値 アンカーボルト (N/mm^2)	許容値 アンカー定着部 (N/[　　])	判定
Ⅲ	3	164	7.312×10^5	651	8.084×10^5	可
Ⅳ	4	233	1.061×10^6		1.077×10^6	可

3.4.2　重大事故等時の機能維持の評価結果

原子炉本体の基礎の重大事故等時の機能維持における耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度を有することを確認した。

(1)　原子炉本体の基礎円筒部

原子炉本体の基礎円筒部における重大事故等時の機能維持としての断面算定結果を表3-19及び表3-20に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表3-19　荷重状態Ⅴ　軸力及び曲げモーメントによるひずみ検討結果（たて方向）

箇所名	荷重記号	応力状態	設計応力		a_{ty}	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N_y (kN/m)	M_y (kN·m/m)	(mm^2/m)	$c\varepsilon c$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon c$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon t$ ($\times10^{-6}$)	$c\varepsilon cu$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon cu$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon tu$ ($\times10^{-6}$)	
A	(b)	1	2745	-1748	11998	0	127	990	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	3426	-1479	11998	0	332	1062	-3000	-5000	5000	可
B	(b)	1	5876	-1155	15970	0	683	1112	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	7974	-1384	15970	0	962	1475	-3000	-5000	5000	可
C	(b)	1	-211	-167	9697	-35	-25	29	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	1156	-234	9697	0	180	403	-3000	-5000	5000	可
D	(b)	1	135	-244	7095	-147	-55	335	-3000	-5000	5000	可
	(c)	1	142	-256	7095	-153	-58	351	-3000	-5000	5000	可

注1：□は検討ひずみの最大値を示す。

表3-20　面外せん断の検討結果（たて方向）

箇所名	荷重状態	荷重記号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q_A) (N/mm)	p_w (%)	判定
				M (kN·m/m)	Q (kN/m)				
A	Ⅴ	(b)	1	-1749	-678	678	3990	0.54	可
	Ⅴ	(c)	1	-1480	-432	432	3990	0.54	可
B	Ⅴ	(b)	1	-1156	-701	701	2296	0.00	可
	Ⅴ	(c)	1	-1384	-616	616	2131	0.00	可
C	Ⅴ	(b)	1	-166	-80	80	1896	0.00	可
	Ⅴ	(c)	1	-235	-120	120	1794	0.00	可
D	Ⅴ	(b)	1	-246	-407	407	576	0.00	可
	Ⅴ	(c)	1	-256	-418	418	576	0.00	可

(2)　脚部アンカー部

原子炉本体の基礎脚部アンカー部の重大事故等時の機能維持としての評価結果を表3-21に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表3-21　脚部アンカー部の評価結果

荷重状態	荷重番号	アンカー引抜力		許容値		判定
		アンカーボルト (N/mm^2)	アンカー定着部 (N/[redacted])	アンカーボルト (N/mm^2)	アンカー定着部 (N/[redacted])	
V	(c)	233	1.061×10^6	651	1.077×10^6	可

4.　強度評価

4.1　一般事項

4.1.1　評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は，「2.2.設計条件」に示す荷重及び「4.3.2　荷重の組合せ及び許容限界」にて定める荷重の組合せ並びに許容限界に基づき，「2.1 構造計画」にて示す原子炉本体の構造を踏まえた「4.2 評価部位」にて設定する箇所において，重大事故等時に発生する応力等が許容限界に収まることを「4.3 構造強度評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「4.4 評価結果」に示す。なお，応力評価は原子炉本体の基礎として新たな機能要求となる重大事故等時に対する状態について実施する。

原子炉本体の基礎の強度評価フローを図 4-1 に示す。

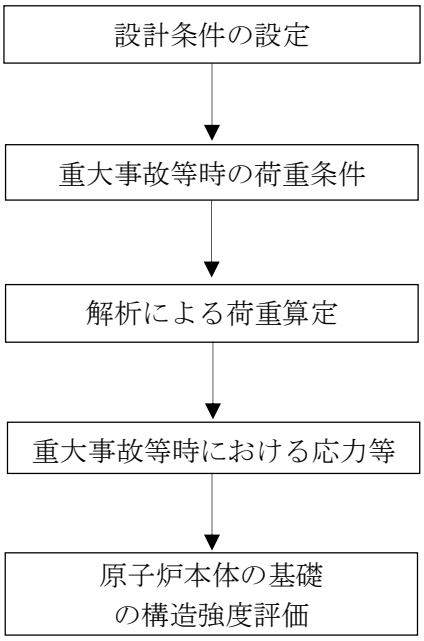


図 4-1　原子炉本体の基礎の強度評価フロー

4.1.2　適用基準

「3.1.2 項 適用基準」に示す適用基準を適用する。

4.1.3　記号の説明

「3.1.3 項 記号の説明」に示す記号を適用する。

4.1.4　計算精度と数値の丸め方

「3.1.4 項 計算精度と数値の丸め方」に示す計算精度と数値の丸め方を適用する。

4.2　評価部位

原子炉本体の基礎の強度評価は，「2.1　構造計画」に示す条件に基づき，強度評価上厳しくなる原子炉本体の基礎円筒部（A部～D部）について実施する。原子炉本体の基礎の耐震評価部位について，図 4-2 の概略構造図に示す。

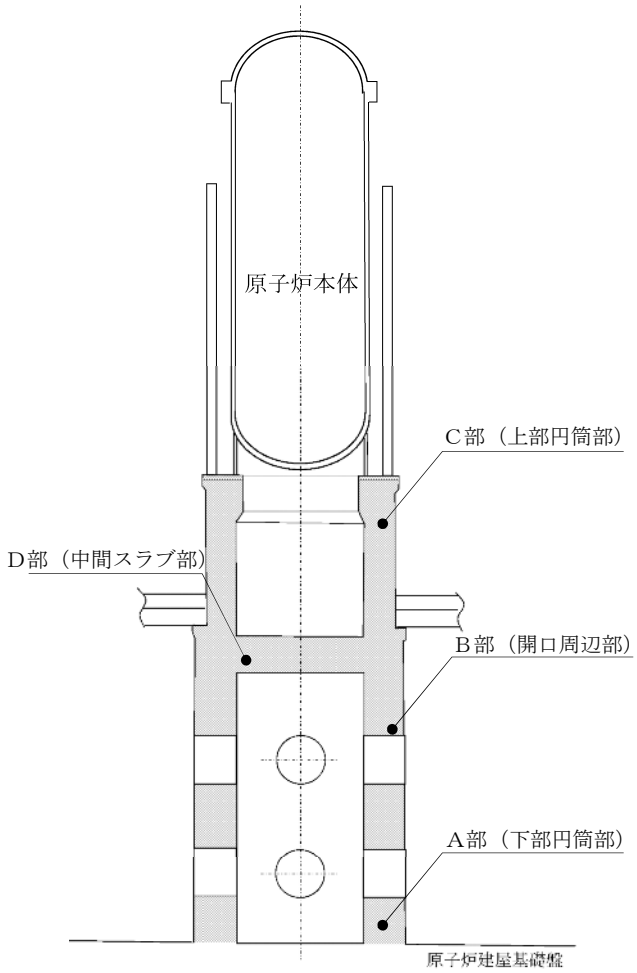


図 4-2 の原子炉本体の基礎の評価部位

4.3　構造強度評価

4.3.1　地震応答解析及び構造強度評価方法

「3.3.1　地震応答解析及び構造強度評価方法」に示す応答解析及び構造強度評価方法に基づき実施する。

4.3.2　荷重の組合せ及び許容限界

4.3.2.1　荷重の組合せ

荷重の組み合わせは，添付書類「Ⅴ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき設定する。重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せを表 4-1 に示す。

表 4-1　重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せ

荷重記号	荷重の組合せ	設計条件	備　考*1
（a）	D_{SA}＋O＋$L_{SA(S)}$	機能維持 の検討	ＳＡ２´

注記：＊１　添付書類「Ⅴ-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せとの関連を示す。

D_{SA}　：鉛直荷重

O　：通常運転時荷重

$L_{SA(S)}$　：重大事故後短期に想定される異常時荷重

4.3.2.2　許容限界

「3.3.2.2　許容限界」に示す重大事故等時の機能維持評価における許容限界を適用する。

4.3.3　解析モデル及び諸元

「3.3.3　解析モデル及び諸元」に示す解析モデル及び諸元を適用する。

4.3.4　計算方法

「3.3.5　計算方法」に示す計算方法を適用する。

4.3.5　計算条件

「3.3.6　計算条件」に示す計算条件を適用する。

4.3.6　応力等の評価

「4.3.4 計算方法」で求めたひずみ等が，「4.3.2.2 許容限界」に記載される値以下であること。

4.4　評価結果

4.4.1　重大事故等時の機能維持の評価結果

原子炉本体の基礎の重大事故等時の機能維持における強度評価結果を以下に示す。発生値は許容値を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度を有することを確認した。

(1)　原子炉本体の基礎円筒部

原子炉本体の基礎円筒部における重大事故等時の機能維持としての断面算定結果を表4-2～表4-3に示す。全ての評価箇所において許容値以下である。

表4-2　荷重状態Ⅴ　軸力及び曲げモーメントによるひずみ検討結果（たて方向）

箇所名	荷重記号	応力状態	設計応力		a_{ty}	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N_y (kN/m)	M_y (kN･m/m)	(mm^2/m)	$c\varepsilon c$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon c$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon t$ ($\times10^{-6}$)	$c\varepsilon cu$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon cu$ ($\times10^{-6}$)	$s\varepsilon tu$ ($\times10^{-6}$)	
A	(a)	1	-3145	-585	11998	-111	-103	-45	-3000	-5000	5000	可
B	(a)	1	-7336	-59	15970	-173	-172	-167	-3000	-5000	5000	可
C	(a)	1	-2267	-4	9697	-74	-74	-73	-3000	-5000	5000	可
D	(a)	1	96	-193	7095	-116	-44	260	-3000	-5000	5000	可

注1：□は検討ひずみの最大値を示す。

表4-3　面外せん断の検討結果（たて方向）

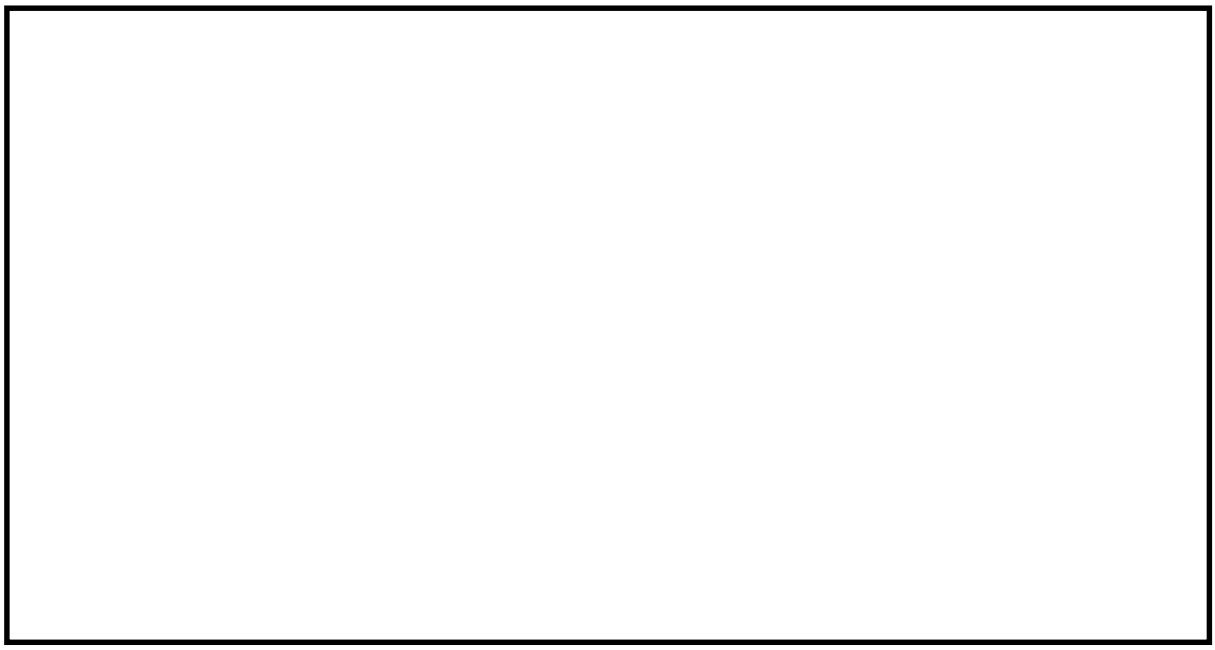
箇所名	荷重状態	荷重記号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q_A) (N/mm)	p_w (%)	判定
				M (kN･m/m)	Q (kN/m)				
A	Ⅴ	(a)	1	599	526	526	2992	0.54	可
B	Ⅴ	(a)	1	-59	-211	211	2500	0.00	可
C	Ⅴ	(a)	1	-4	38	38	1538	0.00	可
D	Ⅴ	(a)	1	-195	-347	347	576	0.00	可

5. コリウムシールドの機能維持について

5.1 構造の概要

コリウムシールドは，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水，格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水及び代替循環冷却系による原子炉注水（原子炉圧力容器破損後は原子炉へ注入した水がペデスタルへ落下）と合わせて，溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）へ落下する場合にペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するためにペデスタル（ドライウェル部）に設置されるものである。

コリウムシールドは，溶融炉心が原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）へと落下した場合において，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制するためのコリウムシールドの構造，寸法及び仕様を図5-1に示す。



単位：mm

注1：＊寸法はシールド材寸法を示す。

注2：シールド材の材質はジルコニア（ZrO_2）である。

図 5-1　コリウムシールドの構造，寸法及び仕様

5.2　機能維持の評価結果

コリウムシールドは溶融炉心によるペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制するため，耐熱性の高いシールド材（ジルコニア）で構成されており，原子炉圧力容器下部から落下した溶融炉心の堆積高さ及び拡がり範囲に基づきペデスタル（ドライウェル部）のコンクリート表面を覆うように敷設される。

コリウムシールドの機能維持確認結果は，「Ⅴ-2-9-4-3-5-2　付属設備の耐震性の計算書」に示す。

6.　中間スラブ部の構造変更に伴う機能維持への影響について

6.1　中間スラブ内に設置される流路の機能維持について

ペデスタルの中間スラブには，重大事故等時に想定される溶融炉心の落下に備え，中間スラブの貫通を防止するためのステンレス製の矩形流路を設置する。（以下，スリットと称する。）

スリットは，設計基準対象施設としては液体廃棄物処理系の流路としての機能を有する設備である。また，重大事故等対処設備としては，炉心の著しい損傷が発生した場合においてペデスタル内に蓄水される水量を適切に維持するためのペデスタル排水系の流路としての機能を有するとともに，原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペデスタルへと溶融炉心が落下した場合に，ペデスタル外へ溶融炉心が流出することを防止するためにスリット中で溶融炉心の凝固機能を有する設備である。当該設備は耐震Ｂクラスに分類され，基準地震動Ｓｓに対する機能維持が求められる。本項は，基準地震動Ｓｓに対するスリットの機能維持を確認した結果を示すものである。

スリットの構造及び主要寸法を図6-1に示す。



図6-1　スリットの構造及び主要寸法（単位：mm）

図6-1に示す通り，スリットは上部スリット，垂直スリット，及び下部スリットから構成される中空角形断面の流路であり，液体廃棄物処理系の流路として十分な流路面積を確保するとともに，溶融炉心を凝固させるのに十分な流路長さを備えた設計となっている。

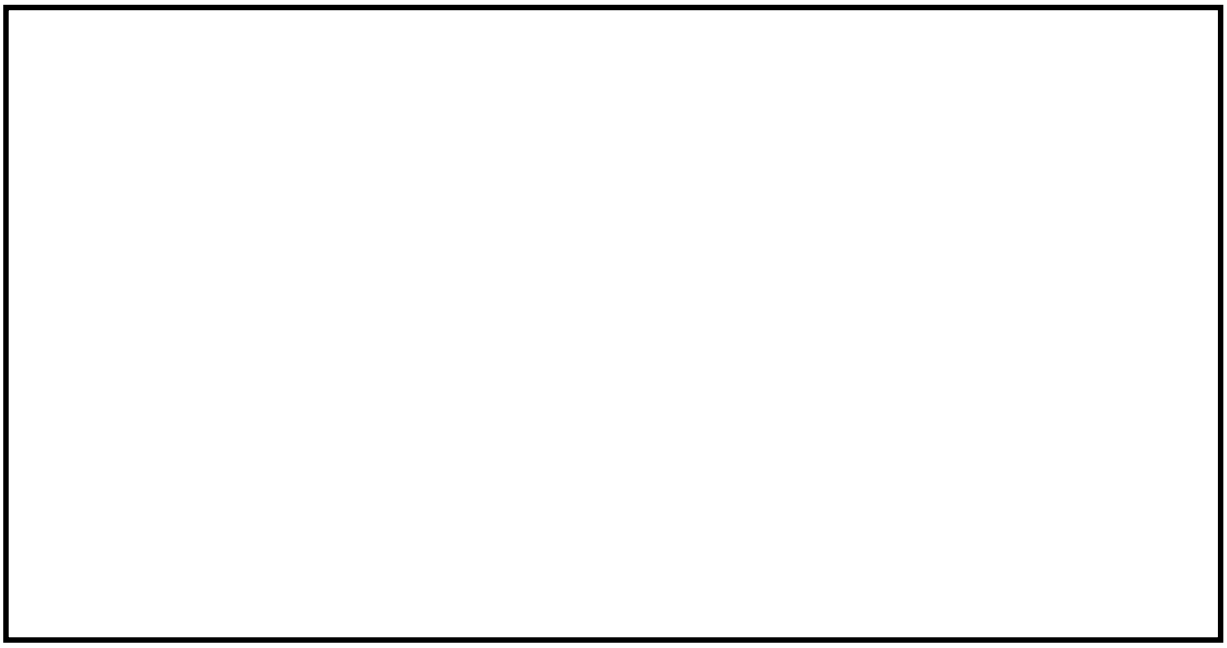
スリットは，上部スリットと垂直スリットの一部を除きペデスタル中間スラブのコンクリート層に埋設される。そのため，スリットの変位は周囲のコンクリート層によって拘束され，垂直スリット及び下部スリットの地震時の挙動は中間スラブの挙動に支配される。また，下部スリットについてはより一層の耐震性の確保，並びに施工性の観点から，下部の鉄筋コンクリート層への固定を目的としたサポートを設置することとしている。

ここで，スリットの材料は［　　］を採用しており，周囲のコンクリート材料に比べ延性に富んだ材料であることから，中間スラブの健全性が確保されている限りはスリットの地震慣性力による変位は拘束され，有意な応力は生じない。ここで中間スラブの耐震健全性については「3. 耐震評価」に示す通りであり，基準地震動Ｓ$_s$に対するスリットの健全性は維持されている。

6.2　中間スラブの強度維持対策の影響検討結果

4. 章で示した構造強度及び耐震評価では，中間スラブ（厚さ［　　］mm）のうちの鉄筋コンクリート層（厚さ［　］ mm）を強度部材としてモデル化し，評価している。

一方で，重大事故等時を想定した場合でもペデスタルの構造強度が維持できることを確認しており，その評価においては，コンクリート層（厚さ［　］ mm）も強度部材として考慮している。ここで，6.1 節で示すスリットを施工するため，厚さ［　］ mm のコンクリート層はスリットの施工前に一度撤去し，スリットの施工後に再度コンクリート層として形成されることとなっており，コンクリート層と既存躯体との一体性をより確実なものとすることを目的に，補強鉄筋を追加施工する方針としている。各部位の構造を図 6-2 に示す。

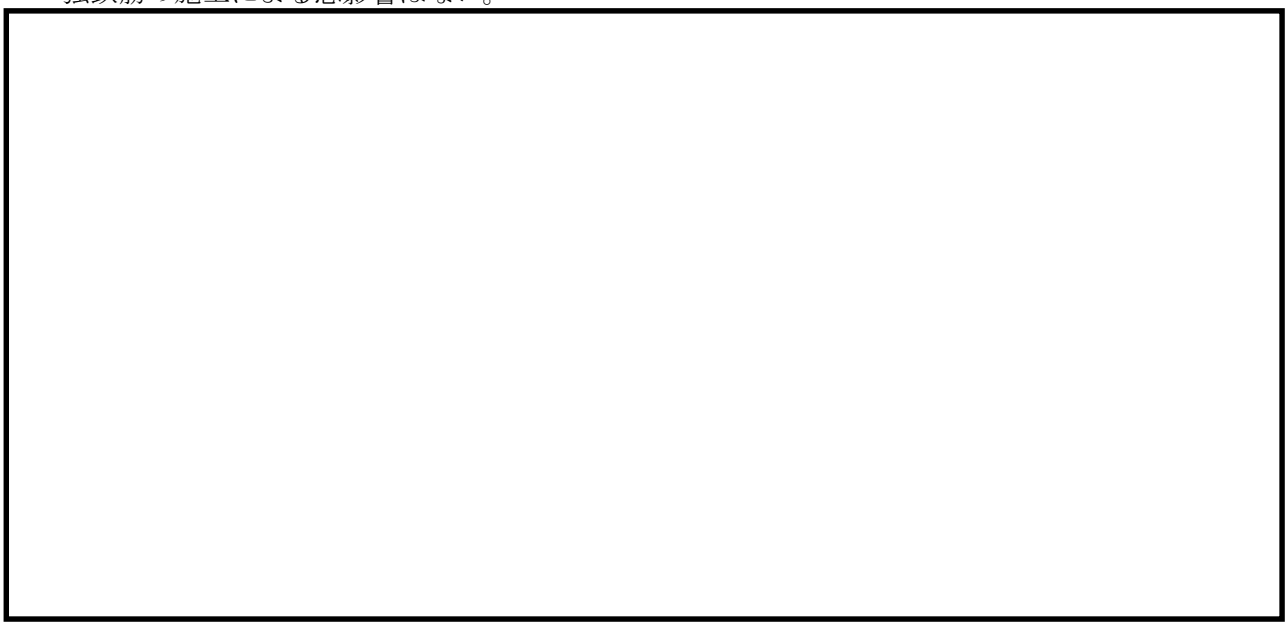


注：＊寸法はシールド材寸法を示す。

図 6-2　ペデスタル床スラブ構造図（単位：mm）

本項では，図 6-2 に示す補強鉄筋がペデスタル全体の荷重伝達機構に悪影響を及ぼさないことを評価する。補強鉄筋施工前後のペデスタルの強度評価モデルの比較を図 6-3 に示し，各モデルでの応力評価結果を表 6-1 に示す。

表 6-1 に示すとおり，補強鉄筋施工後において，施工前に比べ床スラブ剛性が増加したことにより荷重伝達割合が増加しているものの，許容値に対し裕度が十分確保されているため，補強鉄筋の施工による悪影響はない。



：表 6-1 に示す応力評価部

図 6-3　ペデスタル評価モデルの比較（左：補強鉄筋追加前　右：補強鉄筋追加後）

表 6-1　補強鉄筋追加前後の応力評価結果

状態	荷重状態	評価応力		許容値	評価裕度
		曲げ M(kN･m/m)	面外せん断 (kN/m)	面外せん断 (kN/m)	
補強鉄筋追加前	Ⅳ	764	467	1880	4.02
補強鉄筋追加後	Ⅳ	756	491		3.82

Ⅴ-1-2-2　原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

目次

1. 概要 …… 1
2. 基本方針 …… 1
3. 脆性破壊防止に対する設計 …… 2
4. 評価対象と評価方法 …… 2
5. 記号の説明 …… 5
6. 最低使用温度に基づく評価 …… 6
6.1 評価箇所 …… 6
6.2 最低使用温度 …… 6
7. 関連温度に基づく評価 …… 7
7.1 評価箇所 …… 7
7.2 関連温度の要求値 …… 7
7.3 応力拡大係数の計算 …… 7
7.3.1 最大仮想欠陥 …… 7
7.3.2 応力拡大係数の計算 …… 7
7.4 中性子照射による関連温度の移行量 …… 8
7.5 計算結果 …… 9
7.5.1 応力拡大係数の計算結果 …… 9
7.5.2 関連温度の要求値の計算結果 …… 9
8. 上部棚吸収エネルギーの評価 …… 10
8.1 評価箇所 …… 10
8.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法 …… 10
8.3 上部棚吸収エネルギーの計算 …… 10
8.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定 …… 10
8.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出 …… 11
8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果 …… 11
9. 結論 …… 12

付録1 中性子照射による関連温度移行量 …… 25

図表目次

図6-1　破壊靭性評価箇所 ····· 13
図7-1　最大仮想欠陥形状 ····· 14

表4-1　重大事故シーケンスの影響確認 ····· 15
表6-1　最低使用温度に基づく評価箇所 ····· 17
表7-1　関連温度の評価箇所 ····· 18
表7-2　原子炉圧力容器の40定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び
　　中性子照射量 ····· 20
表7-3　応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 ····· 21
表8-1　国内ＵＳＥ予測式の適用範囲及び評価対象の諸元 ····· 23
表8-2　上部棚吸収エネルギーの評価結果 ····· 24

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）」第 14 条第 2 項及び第 54 条第 1 項第 1 号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の破壊靭性及び想定される重大事故等が発生した場合に，原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するため，破壊靭性に対する評価について説明するものである。あわせて，技術基準規則第 17 条第 1 項第 1 号及び第 55 条第 1 項第 2 号並びにそれらの解釈に対して，原子炉圧力容器の材料が適切であることを説明する。

今回，設計基準対象施設としての原子炉圧力容器については，原子炉圧力容器の材料について昭和 50 年 10 月 6 日付け 50 資庁第 8314 号にて認可された工事計画から変更はないが，現行の適用規格で規定されている各供用状態及び試験状態の脆性破壊に対する詳細な評価手法は，施設当時の適用規格である「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 45 年通商産業省告示第５０１号）において規定されていなかったため，改めて設計基準対象施設としての原子炉圧力容器の破壊靭性に対する評価について説明する。また，重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靭性に対する評価について説明する。

2. 基本方針

原子炉圧力容器に使用する材料は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において使用される圧力，温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な破壊靭性を有する設計とする。

原子炉圧力容器に使用する材料は，中性子照射の影響を考慮し適切な破壊靭性を維持できるよう，保安規定に監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて，原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するよう管理する。

原子炉圧力容器に使用する材料は，重大事故等時における温度，圧力及び荷重に対して適切な破壊靭性を有する設計とし，かつ，重大事故等時における温度，放射線，荷重その他の使用条件において重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮することができる設計とする。

原子炉圧力容器の脆性破壊防止以外の温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して健全性を維持することについては，添付書類「Ⅴ-1-1-6　安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示している。

原子炉圧力容器の材料に対して施設時の評価として，中性子照射が及ぼす影響を評価することから，評価時期については，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 32 に，発電用原子炉の運転できる期間が 40 年と定められていることを考慮し，40 定格負荷相当年数を想定して，評価を実施する。

なお，原子炉圧力容器の炉心領域部の中性子照射による影響評価については，監視試験片によっ

て計画的に評価を行うとともに，施設後40定格負荷相当年数の運転期間後以降の評価については，高経年化対策として実施する。

3. 脆性破壊防止に対する設計

技術基準規則第 17 条を踏まえ，原子炉圧力容器に使用する材料は，強度と靭性に優れる低合金鋼の鋼板及び鍛鋼品で構成し，原子炉冷却材と接触する原子炉圧力容器内面部分はステンレス鋼及び高ニッケル合金で内張りし，耐食性を向上させた設計とする。原子炉圧力容器は脆性破壊防止の観点から，原子炉冷却材の最低温度及び温度変化率を設定し，適切な温度で使用する。また，中性子照射脆化が予想される材料に関しては，材料中のＣｕ及びＮｉ含有量が多いほど中性子照射脆化に与える影響が大きいことから，材料調達時に各元素の含有量を管理する。

また，技術基準規則第 55 条を踏まえ，重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の材料は，重大事故等時の原子炉圧力容器の使用温度が崩壊熱による原子炉冷却材の加熱により設計基準対象施設としての最低使用温度を下回らず，想定される使用条件に対して適切な破壊靭性を有する設計とする。

4. 評価対象と評価方法

原子炉圧力容器に使用する材料は，発電用原子力設備規格（設計・建設規格　ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005（2007 年追補版含む））（日本機械学会　2007 年）（以下「設計・建設規格」という。）に基づいて，評価対象となる材料を抽出する。評価対象となる材料は，原子炉圧力容器を構成する材料のうち，耐圧部を構成する材料であり，かつ，ＪＳＭＥ PVB-2311 に示される脆性破壊が生じにくい板厚，断面積，外径及び指定材料等の条件により，破壊靭性試験が必要となる材料をすべて抽出し，評価を行う。この抽出により，最低使用温度に対してスタッドボルト，関連温度に対して耐圧部を構成する材料，上部棚吸収エネルギーに対して炉心領域材料が評価対象となる。

技術基準規則第 14 条及び第 54 条への適合性を確認するため，技術基準規則第 14 条の解釈に示される原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法　ＪＥＡＣ４２０６－2007（日本電気協会）（以下「ＪＥＡＣ４２０６」という。），原子炉構造材の監視試験方法　ＪＥＡＣ４２０１－2007（日本電気協会），原子炉構造材の監視試験方法　ＪＥＡＣ４２０１－2007[2010 年追補版]（日本電気協会）及び原子炉構造材の監視試験方法　ＪＥＡＣ４２０１－2007[2013 年追補版]（日本電気協会）（以下「ＪＥＡＣ４２０１」という。）の手法を用いて，原子炉圧力容器の脆性破壊に対する評価を行う。

ＪＥＡＣ４２０６　第２章　クラス１機器の規定により，破壊靭性試験を行う場合に必要とされる試験条件，すなわち最低使用温度を明確にすること，並びに関連温度の要求値及びＪＥＡＣ４２０１の規定により，上部棚吸収エネルギーが供用期間中の破壊靭性の要求を満足することを示す。また，重大事故等が発生した場合に，原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを示す。

破壊靭性の評価は，ＪＥＡＣ４２０６のFB-2000で規定されるように，最低使用温度以下での衝撃試験結果を判定基準と対比し評価する方法，ＪＥＡＣ４２０６のFB-4000並びに附属書Ａ及び附属書Ｆで規定されるように，応力拡大係数と運転状態における材料の温度より求められる関連温度を用いて評価する方法，また，ＪＥＡＣ４２０１のSA-3440で規定されるように，高温時における靭性を示す上部棚吸収エネルギーの減少率を予測し，設計寿命末期における上部棚吸収エネルギーを評価する方法に区分される。

したがって，原子炉圧力容器の材料で破壊靭性試験を要求される箇所に対し，最低使用温度を基準とする評価箇所と関連温度を基準とする評価箇所を区別して評価を行い，加えて炉心領域材料について上部棚吸収エネルギーの評価を行う。なお，関連温度を用いての評価は，供用期間中の耐圧・漏えい試験及び供用状態Ａ及びＢ（耐圧・漏えい試験を除く）の運転条件において，原子炉圧力容器の材料の脆性破壊防止の観点で破壊靭性上最も厳しい運転条件は，低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であるため，供用状態Ａ及びＢの評価は耐圧・漏えい試験での評価で代表する。

供用状態Ｃ及び供用状態Ｄについては，ＪＥＡＣ４２０６ 解説-附属書 A-3120 より，健全性評価上最も問題となる事象はＰＴＳ事象[*1]である。沸騰水型原子炉圧力容器では相当運転期間での中性子照射量が低いこと，炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下することからＰＴＳ事象は発生しない。そのため，供用状態Ｃ及び供用状態Ｄにおいては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく，耐圧・漏えい試験時に対する評価で代表される。

また，重大事故等時について炉心損傷防止対策の有効性評価における重大事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを表 4-1 に示す。表 4-1 より重大事故時の温度・圧力条件は従来想定されている設計基準事象に包絡される。このことから，重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靭性に対する評価は，7 章に示す設計基準事象における評価で代表できる。

具体的な破壊靭性の評価方法は，原子炉圧力容器の耐圧部材料に使用される低合金鋼がフェライト鋼であり，脆性破壊が懸念される材料であることから，評価においては破壊力学を適用する。破壊力学では，欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表し，応力拡大係数が破壊靭性を超えると破壊すると判断する。原子炉圧力容器の材料の評価に当たっては，保守的に欠陥が存在するものと仮定し，欠陥の先端に生じる欠陥の進展力（応力拡大係数）を，供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靭性については，落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度（RT_{NDT}）及び金属温度と関数の関係にあることから，関連温度を用いて各温度の破壊靭性を算出する。

また，経年劣化事象により破壊靭性の低下が懸念される部位については，供用期間中における劣化を考慮した評価を行う。軽水炉における材料の破壊靭性の低下を伴う劣化事象としては，熱時効と中性子照射脆化が挙げられる。熱時効については，原子炉圧力容器の材料である低合金鋼に対する影響を，財団法人発電設備技術検査協会の研究[*2]において検証されており，有意な劣化事象ではない。一方，中性子照射脆化については，ＪＥＡＣ４２０１において監視試験の対象となる中性子

照射量10^{17} n/cm^2（Ｅ＞1 MeV）以上となる炉心領域が含まれるため，考慮が必要である。

中性子照射脆化は，中性子照射量及び材料の化学成分（銅，ニッケル，りん）に依存し，中性子照射量及びこれら化学成分の含有量が多いほど脆化は大きい傾向にある。原子炉圧力容器を構成する各部位の材料については，板材と鍛造材の違いはあるものの，すべて低合金鋼を使用しており，化学成分に有意な差はない。一方，供用期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量については，炉心領域のうち，炉心の有効高さを直接囲む胴板3及び胴板4の内表面が最も多く，5.5×10^{17} n/cm^2（Ｅ＞1 MeV）程度であるのに対し，それ以外の部位では10^{17} n/cm^2（Ｅ＞1 MeV）程度以下であり，胴板3及び胴板4とそれ以外の部位では5倍以上の差がある。したがって，中性子照射脆化を考慮した破壊靭性の評価は，当該事象が懸念される胴板3及び胴板4について実施する。なお，胴板3及び胴板4の溶接部は母材と同等以上の靭性を持つことを確認した施工法を用いて溶接を行うため，評価においては母材を対象とする。

中性子照射量を考慮する位置は，内表面及び表面からの仮想欠陥深さ1/4ｔ（内表面から1/4ｔ部）とする。

注記　＊1：ＰＴＳ（加圧熱衝撃）
加圧下の原子炉圧力容器内で急激な冷却が生じると，原子炉圧力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生し，これと内圧による膜応力が重畳して高い引張応力が容器内面に発生する現象。

注記　＊2：プラント長寿命化技術開発　低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験（低合金鋼・ステンレス鋼）（BWR）（昭和62年度～平成4年度のまとめ）（平成5年3月　財団法人発電設備技術検査協会）

5. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	欠陥の深さ	mm
f	原子炉圧力容器内表面から深さaにおける中性子照射量	n/cm^2
$F(a/r_n)$	補正係数で，ＪＥＡＣ４２０６の附属書Ｆの附属書図F-4200-1で有限要素法のデータを結んだ曲線により得られる値	—
K_I	供用状態における材料の応力と応力係数との積（以下「応力拡大係数」という。）	$MPa\sqrt{m}$
K_{IC}	ＪＥＡＣ４２０６の附属書Ａにより規定される静的破壊靭性値	$MPa\sqrt{m}$
K_{Ip}	一次応力による応力拡大係数	$MPa\sqrt{m}$
K_{Iq}	二次応力による応力拡大係数	$MPa\sqrt{m}$
ℓ	欠陥の長さ	mm
M_m	ＪＥＡＣ４２０６の附属書Ｆの附属書図 F-3100-1により得られる膜応力の応力補正係数	$\sqrt{m}$
M_b	ＪＥＡＣ４２０６の附属書ＦのF-3100に示される曲げ応力の応力補正係数（M_mの$\frac{2}{3}$の値）	$\sqrt{m}$
RT_{NDT}	ＪＥＡＣ４２０６のFB-2000及び附属書Ａにより規定される関連温度	℃
ΔRT_{NDT}	関連温度の移行量	℃
r_i	ノズルの内半径	mm
r_c	ノズルコーナーの曲率半径	mm
r_n	ノズルのみかけの半径	mm
S_F	安全係数	—
T	供用状態における材料の温度	℃
t	板厚	mm
USE	上部棚吸収エネルギー	J
ΔUSE	上部棚吸収エネルギー減少率	%
ϕ_c	原子炉圧力容器内表面から深さaにおける中性子束	$n/(cm^2 \cdot s)$
σ	胴及び鏡板部の周方向応力	MPa
σ_{m1}	一次膜応力	MPa
σ_{m2}	二次膜応力	MPa
σ_{b1}	一次曲げ応力	MPa
σ_{b2}	二次曲げ応力	MPa

6.　最低使用温度に基づく評価

6.1　評価箇所

ＪＥＡＣ４２０６のFB-2400の規定により，最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所を表6-1及び図6-1に示す。

6.2　最低使用温度

表6-1に示した箇所の最低使用温度を同表中に示す。最低使用温度は，平成16年1月9日付け発室発第163号にて届出した工事計画に示す熱サイクル図をもとに，原子炉の運転状態又は試験状態において原子炉圧力容器の内外にて接する流体の最低温度を考慮して定めた。

7.　関連温度に基づく評価

7.1　評価箇所

ＪＥＡＣ４２０６のFB-2100の規定により,関連温度に基づいた評価を行う箇所を表7-1(1),表7-1（2）及び図6-1に示す。

7.2　関連温度の要求値

原子炉圧力容器に欠陥を想定した場合，欠陥に発生する応力拡大係数K_Iが，ＪＥＡＣ４２０６の附属書ＡのA-3222に基づく静的破壊靭性値K_{IC}を超えなければ脆性破壊は生じない。

K_{IC}は関連温度RT_{NDT}を基準とした温度の関数として示される。

$$K_{IC}=36.48+22.78\exp[0.036(T-RT_{NDT})]$$

ここで，関連温度RT_{NDT}を関連温度の要求値として計算するため，上式をRT_{NDT}についての式とする。

（関連温度）

$$RT_{NDT}=T-\frac{1}{0.036}\ln\left(\frac{K_{IC}-36.48}{22.78}\right)$$

K_IがK_{IC}を超えないRT_{NDT}の最大値として，関連温度の要求値を定義すると以下の式により求められる。

（関連温度の要求値）

$$RT_{NDT}\leqq T-\frac{1}{0.036}\ln\left(\frac{K_I-36.48}{22.78}\right)$$

応力拡大係数K_Iの計算は，ＪＥＡＣ４２０６の附属書A及び附属書Ｆにより，7.3節に示すように行う。

7.3　応力拡大係数の計算

7.3.1　最大仮想欠陥

応力拡大係数の計算に用いる最大仮想欠陥は，胴及び鏡板部にあっては，板厚の1/4倍の深さ，板厚の1.5倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし，板厚ｔがｔ＜100.0㎜の場合，100.0㎜厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあっては，ノズルが取り付く部分の胴及び鏡板部板厚の1/4倍の深さの欠陥を用いる。ただし，最大仮想欠陥の大きさは胴部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図7-1に最大仮想欠陥の形状を示す。

7.3.2　応力拡大係数の計算

応力拡大係数は，材料に欠陥の存在を想定した場合，過渡時の温度・圧力変化による欠陥の進展力を係数で表す。

NT2 補① V-1-2-2 R5

試験状態における応力拡大係数は，有限要素法又は理論式より算出した膜応力及び曲げ応力をもとに算出する。解析コードは「ＮＯＰＳ」又は「ＡＳＨＳＤ２－Ｂ」である。

なお，解析コードＮＯＰＳ及びＡＳＨＳＤ２－Ｂの検証及び妥当性確認等の概要については，添付書類「Ⅴ-5-31　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＮＯＰＳ」及び添付書類「Ⅴ-5-53　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＡＳＨＳＤ２－Ｂ」に示す。

(1)　形状不連続部を含めた胴及び鏡板部

形状不連続部を含めた胴及び鏡板部の応力拡大係数の計算は次式による。

$K_I = S_F \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$

(a)　一次応力に対する安全係数

$S_F = 1.5$（耐圧・漏えい試験における係数）

(b)　一次応力に対する応力拡大係数

$K_{Ip} = M_m \cdot \sigma_{m1} + M_b \cdot \sigma_{b1}$

M_mは，ＪＥＡＣ４２０６の附属書Ｆの附属書図 F-3100-1により得られる。

M_bは，M_mの2/3の値。

(c)　二次応力に対する応力拡大係数

$K_{Iq} = M_m \cdot \sigma_{m2} + M_b \cdot \sigma_{b2}$

(2)　ノズル部

ノズル部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_I = \frac{S_F \cdot F(a / r_n) \cdot \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot a}}{\sqrt{1000}}$$

ここで，

$S_F = 1.5$

$r_n = r_i + 0.29 \cdot r_c$

7.4　中性子照射による関連温度の移行量

炉心領域材料は，中性子照射による脆化を受けると予想されることから，中性子照射による関連温度の移行量ΔRT_{NDT}を見込む。

中性子束及び中性子照射量は，第4回炉壁照射試験の結果から得られた値を評価に用いる。

40定格負荷相当年数の運転期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量は，原子炉圧力容器の胴板3及び胴板4の内表面，板厚の1/4t部の中性子照射量を算出する。各位置における最大中性子束を解析コード「ＤＯＲＴ」を用いて算出し，リードファクタ*及び照射期間を用いて，

中性子照射量を算出する。

なお，評価に用いる解析コードＤＯＲＴの検証及び妥当性確認等の概要については，添付書類「Ⅴ-5-55　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＤＯＲＴ」に示す。

算出した中性子束及び中性子照射量を表7-2に示す。

内表面から深さ1/4ｔ位置での中性子束ϕ_cは以下となる。

$\phi_c = 3.18 \times 10^8$ n/(cm^2・s)

中性子照射量ｆは，中性子束ϕ_cに40定格負荷相当年数を乗ずることにより求める。

$f = 3.18 \times 10^8 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 0.0401 \times 10^{19}$ n/cm^2

付録1より，炉心領域材料の化学成分を用いて，安全側に中性子照射による関連温度の移行量を，$\Delta RT_{NDT} = 39.8$ ℃とする。

注記　＊：監視試験片の照射位置における中性子束の，原子炉容器内表面あるいは他の位置における最大中性子束に対する比で表す。

7.5　計算結果

7.5.1　応力拡大係数の計算結果

応力拡大係数の計算条件及び計算結果を表7-3（1）及び表7-3（2）に示す。

表7-3（1）には胴及び鏡板部に対する計算結果を，表7-3（2）にはノズル部に対する計算結果を示す。

7.5.2　関連温度の要求値の計算結果

応力拡大係数及び耐圧試験の温度より，7.2節に示した関係を満足する関連温度の要求値を求めた結果を，胴及び鏡板部に対して表7-3（1）に，ノズル部に対して表7-3（2）に示す。また，同表中に使用する材料の実測値を示す。

なお，表7-3（1）及び表7-3（2）において使用した耐圧試験温度55 ℃は，平成16年1月9日付け発室発第163号にて届出した工事計画に示す熱サイクル図をもとに，中性子照射による関連温度の移行量を設計段階で予測し，これをもとに定めた温度である。

8.　上部棚吸収エネルギーの評価

8.1　評価箇所

ＪＥＡＣ４２０６のFB-2200の規定により，上部棚吸収エネルギーの評価は，中性子照射による脆化を受けると予想される炉心領域材料について行う。評価を行う箇所を図6-1に示す。

8.2　上部棚吸収エネルギーの評価方法

上部棚吸収エネルギーは，高温時における鋼材の粘り強さ（靭性）の程度を示す指標であり，中性子照射が進むと低下する。

上部棚吸収エネルギーの要求値は，ＪＥＡＣ４２０６のFB-4200において，68 J以上と規定されており，ＪＥＡＣ４２０１　附属書ＢのB-3100に基づき，供用期間中の中性子照射を考慮しても，原子炉圧力容器内表面から1/4ｔ位置において，上部棚吸収エネルギー調整値が68 J以上であることを確認する。

上部棚吸収エネルギーの算出に当たっては，評価対象の材料中の元素含有量，中性子照射量及び温度について，ＪＥＡＣ４２０１　附属書Ｂで国内ＵＳＥ予測式の適用範囲として規定されており，今回の評価に用いる材料，中性子照射量及び温度については，すべて適用範囲を満足しているため，国内ＵＳＥ予測式を用いる。表8-1に国内ＵＳＥ予測式の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

8.3　上部棚吸収エネルギーの計算

8.3.1　上部棚吸収エネルギー減少率の推定

中性子照射による上部棚吸収エネルギーの減少率（ΔUSE（%））を，次式を用いて推定する。

$$\Delta USE = C_o + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(f)} + M_u$$

ここで，

C_o　：　係数

-0.95

$[CF_U]$　：　化学成分による係数

$$[CF_U] = 5.23 + 9.36 \cdot \left\{ 0.5 + 0.5 \cdot \tanh\left(\frac{Cu - 0.087}{0.034} \right) \right\} \times (1 + 0.59 \cdot Ni)$$

$[FF_U]_{(f)}$：　中性子照射量ｆによる係数

$$[FF_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \cdot \log f)}$$

Ｃｕ　：　銅の含有量（mass%）

[redacted]%

Ｎｉ　：　ニッケルの含有量（mass%）

[redacted]%

ｆ　：　40定格負荷相当年数での原子炉圧力容器内表面から1/4ｔ位置の中性子照射量

0.0401（$\times 10^{19}$ n/cm^2，Ｅ＞1 MeV）

M_u　：　マージン（%）

13.8 %

$M_u = 2\sigma_{\Delta U}$（$\sigma_{\Delta U}$はΔUSEに関する標準偏差：6.9 %）

8.3.2　上部棚吸収エネルギー調整値の算出

8.3.1項にて推定した上部棚吸収エネルギーの減少率（ΔUSE）及び照射前の上部棚吸収エネルギー（USE（初期値））を用いて，上部棚吸収エネルギー調整値（USE（調整値））を，次式を用いて算出する。

評価に当たっては，初期条件確認試験の結果をUSE（初期値）としてUSE（調整値）の算出を行う。

$$USE（調整値）＝USE（初期値）\times（1－\Delta USE/100）$$

USE（調整値）：照射後の上部棚吸収エネルギー（J）

USE（初期値）：照射前の上部棚吸収エネルギー（J）：202 J

8.4　上部棚吸収エネルギーの評価結果

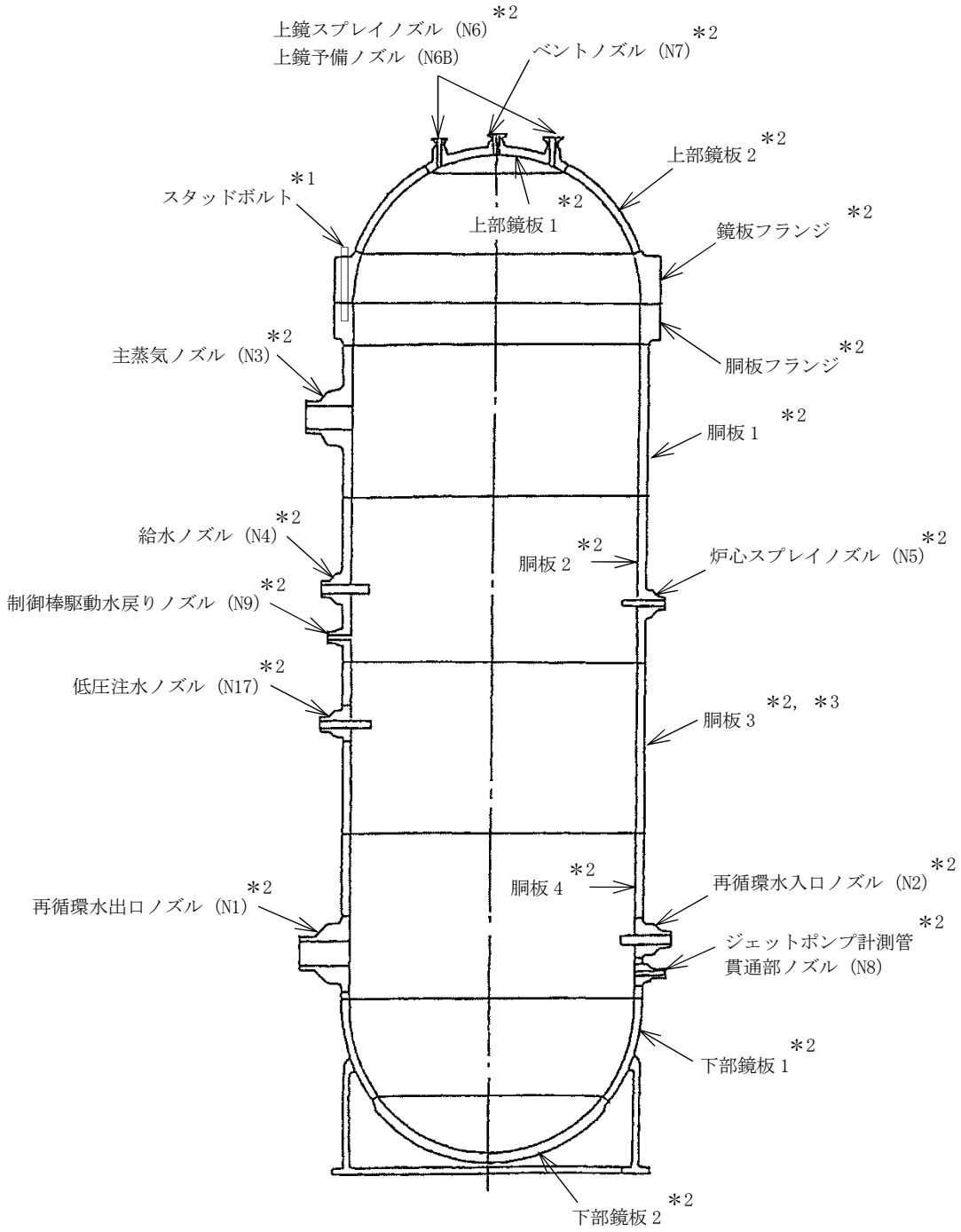
供用期間中の中性子照射を考慮した，上部棚吸収エネルギー調整値の計算結果を表8-1に示す。

表8-2より，40定格負荷相当年数での上部棚吸収エネルギー調整値は，ＪＥＡＣ４２０６に規定される要求値の68 J以上を満足している。

9. 結論

原子炉圧力容器の材料に対して，ＪＥＡＣ４２０６　第2章　クラス１機器の規定により破壊靭性の評価を必要とされる箇所について，ＪＥＡＣ４２０６のFB-2000により最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度を定めるとともに，ＪＥＡＣ４２０６のFB-4000並びに附属書Ａ及び附属書Ｆにより関連温度を決定する必要のある箇所については関連温度の要求値を示し，ＪＥＡＣ４２０６のFB-2100により求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

また，設計寿命末期における上部棚吸収エネルギー調整値が，ＪＥＡＣ４２０６のFB-4200に規定されている要求値，68 J以上を満足することを確認した。

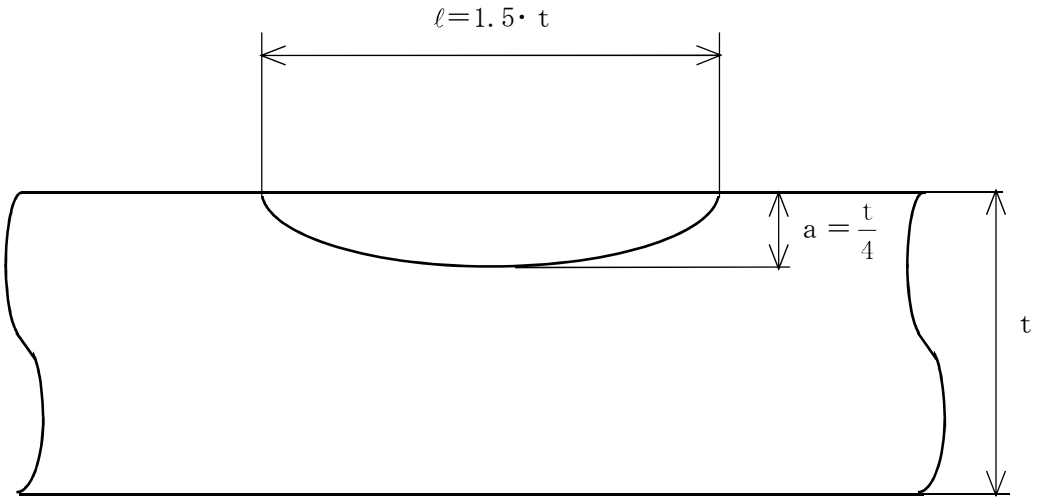


注記　＊1：最低使用温度を基準とする評価箇所

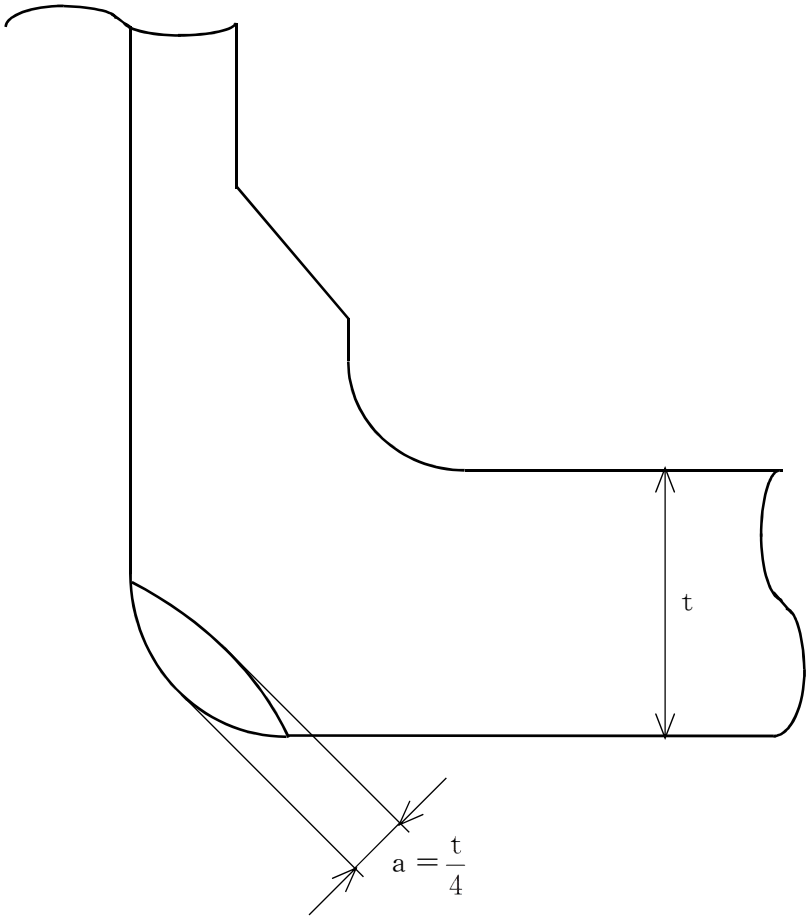
＊2：関連温度を基準とする評価箇所

＊3：上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図6-1　破壊靭性評価箇所



a.　胴及び鏡板部



b.　ノズル部

図7-1　最大仮想欠陥形状

表 4-1（1）　重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1	高圧・低圧注水 機能喪失 （給水喪失） ［TQUV］	給水喪失により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ，低圧代替注水系（常設）により注水する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
2	高圧注水・減圧 機能喪失 （給水喪失） ［TQUX］	給水喪失により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，過渡時自動減圧機能による自動減圧が行われ，低圧炉心スプレイ等により注水される。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
3	全交流 動力電源喪失 ［TB（津波浸水による最終ヒートシンク喪失を含む）］	全交流動力電源喪失又は全電源喪失により原子炉水位は低下し，原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位は維持される。 その後，可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了した時点で，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ，低圧代替注水系（可搬型）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
4	崩壊熱除去 機能喪失 （取水機能喪失） ［TW］	全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し，原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ，低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
5	崩壊熱除去 機能喪失 （残留熱除去系機能喪失） ［TW］	給水喪失により原子炉水位は低下し，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ，低圧代替注水系（常設）により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

表 4-1（2）　重大事故シーケンスの影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
6	原子炉停止 機能喪失 ［ATWS］	主蒸気隔離弁誤閉止の発生後，原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し，原子炉圧力高信号で再循環系がトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により，タービン駆動給水ポンプはトリップするが，電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。 圧力上昇の挙動は設計熱サイクルで想定している「過大圧力」に包絡される。
7	LOCA 時注水 機能喪失 （中小破断） ［SE］	外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ，低圧代替注水系（常設）による注水を開始する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
8	格納容器バイパス （残留熱除去系配管破断） ［ISLOCA］	ISLOCA 時は，残留熱除去系からの漏えいを想定し，破断口からの冷却材流出による水位低下により，原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ，低圧炉心スプレイ系による注水を開始する。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
9	雰囲気圧力・温度による 静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）	大破断 LOCA により原子炉水位は低下し，炉心が損傷・溶融する。 その後，低圧代替注水系（常設）や代替循環冷却系による注水を開始し，溶融炉心を冷却することで，原子炉圧力容器は破損しない。本事象は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。
１０	水素燃焼	
１１	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用， 溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり，原子炉圧力容器の破壊靭性に対する評価は不要である。

表6-1　最低使用温度に基づく評価箇所

評価箇所	材料	最低使用温度 (℃)
スタッドボルト	[redacted]	21

表7-1（1）　関連温度の評価箇所

（胴及び鏡板部）

評価箇所	材料	備考
上部鏡板1		SQV2A相当＊ t≧16 mm
上部鏡板2		SQV2A相当＊ t≧16 mm
胴板1		SQV2A相当＊ t≧16 mm
胴板2		SQV2A相当＊ t≧16 mm
胴板3		SQV2A相当＊ t≧16 mm
胴板4		SQV2A相当＊ t≧16 mm
下部鏡板1		SQV2A相当＊ t≧16 mm
下部鏡板2		SQV2A相当＊ t≧16 mm
鏡板フランジ		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
胴板フランジ		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm

注記　＊：以降，材料は現行ＪＩＳ相当材で記す。

表7-1（2）　関連温度の評価箇所

（ノズル部）

評価箇所		材料	備考
再循環水出口ノズル	(N1)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
再循環水入口ノズル	(N2)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
主蒸気ノズル	(N3)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
給水ノズル	(N4)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
炉心スプレイノズル	(N5)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
上鏡スプレイノズル	(N6)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
上鏡予備ノズル	(N6B)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
ベントノズル	(N7)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル	(N8)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
制御棒駆動水戻りノズル	(N9)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm
低圧注水ノズル	(N17)		SFVQ2A相当＊ t≧16 mm

注記　＊：以降，材料は現行ＪＩＳ相当材で記す。

表7-2　原子炉圧力容器の40定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子照射量

部　　位	中性子束 [n/cm^2・s, E＞1 MeV]	中性子照射量 [n/cm^2, E＞1 MeV]
内　表　面	4.36×10^{8}	5.50×10^{17}
1/4 t	3.18×10^{8}	4.01×10^{17}

表7-3 (1)　応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（胴板及び鏡板部）
耐圧試験（最高使用圧力以下）　　T＝55 ℃　　a ＝ t /4

評価箇所	材料	応力拡大係数 K_I (MPa・$\sqrt{m}$)	関連温度 (℃)	
			要求値	実測値
上部鏡板1	SQV2A	56.0	59.2	-12
上部鏡板2	SQV2A	116.1	20.2	-17
胴板1	SQV2A	110.2	22.3	-16
胴板2	SQV2A	94.2	29.1	-12
胴板3	SQV2A	93.6	-10.4*	-25
胴板4	SQV2A	93.6	-10.4*	-25
下部鏡板1	SQV2A	54.1	62.1	-12
下部鏡板2	SQV2A	101.1	26.0	-12
鏡板フランジ	SFVQ2A	116.1	20.2	-17
胴板フランジ	SFVQ2A	110.2	22.3	-16

注記　＊：中性子照射による関連温度の移行量を含めた値

表7-3 (2)　応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果（ノズル部）
耐圧試験（最高使用圧力以下）　　Ｔ＝55 ℃　　ａ＝ｔ/4

評価箇所	材料	応力拡大係数 K_I (MPa・$\sqrt{m}$)	関連温度 (℃)	
			要求値	実測値
再循環水出口ノズル (N1)	SFVQ2A	164.8	6.9	-12
再循環水入口ノズル (N2)	SFVQ2A	137.0	13.7	-12
主蒸気ノズル (N3)	SFVQ2A	160.7	7.8	-12
給水ノズル (N4)	SFVQ2A	140.9	12.7	-20
炉心スプレイノズル (N5)	SFVQ2A	139.2	13.1	-28
上鏡スプレイノズル (N6)	SFVQ2A	76.9	39.0	-34
上鏡予備ノズル (N6B)	SFVQ2A	76.9	39.0	-12
ベントノズル (N7)	SFVQ2A	68.0	45.9	-12
ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N8)	SFVQ2A	102.7	25.3	-12
制御棒駆動水戻りノズル (N9)	SFVQ2A	90.6	30.9	-28
低圧注水ノズル (N17)	SFVQ2A	136.9	13.7	-28

表8-1　国内ＵＳＥ予測式の適用範囲及び評価対象の諸元

項　　目	適用範囲 （ＪＥＡＣ４２０１）	評価対象の諸元
材料Ｃｕの含有量（mass%）	0.25 以下	
材料Ｎｉの含有量（mass%）	0.5～1.0	
材料Ｐの含有量（mass%）	0.020 以下	
中性子照射量 （n/cm^2, E＞1 MeV）	1.0×10^{17}～1.2×10^{20}	表 7-2 参照
公称照射温度（℃）	274～310	

表8-2　上部棚吸収エネルギーの評価結果

評価箇所	上部棚吸収エネルギー（J）		
	初期 （実測値）	寿命末期 予測値	要求値 （必要下限値）
炉心領域 材料	202	111	68

付録1　中性子照射による関連温度移行量

ＪＥＡＣ４２０１により，関連温度移行量の予測値を求める。ＪＥＡＣ４２０１によると，関連温度移行量の予測値は評価対象の材料中の元素含有量，中性子照射量，中性子束及び温度について，ＪＥＡＣ４２０１－2007　附属書Ｂで国内脆化予測法の適用範囲として規定されており，今回の評価に用いる材料，中性子照射量，中性子束及び温度については，すべて適用範囲を満足しているため，国内脆化予測法を用いる。付表-1に国内脆化予測法の適用範囲及び評価対象の諸元を示す。

ΔRT_{NDT}予測値＝ΔRT_{NDT}計算値＋M_R

ここで，

ΔRT_{NDT}計算値　：　ＪＥＡＣ４２０１のB-2100②に規定される手順により，附属書表B-2100-2を用いて計算する，関連温度の移行量の計算値（℃）

M_R　：　ＪＥＡＣ４２０１のB-2100③に規定されるマージン　22（℃）

ΔRT_{NDT}の計算においては以下のパラメータを使用する。

ϕ_c　：　計算に使用する中性子束（n/(cm^2･s)）

Ｃｕ　：　銅の含有量（mass%）

Ｎｉ　：　ニッケルの含有量（mass%）

上式により，以下の値に対して関連温度の移行量を求める。材料の化学成分は，材料調達時における試験による実測値を用いて算出する。

ϕ_c＝3.18×10^8（n/(cm^2･s)）

Ｃｕ≦　□　%

Ｎｉ≦　□　%

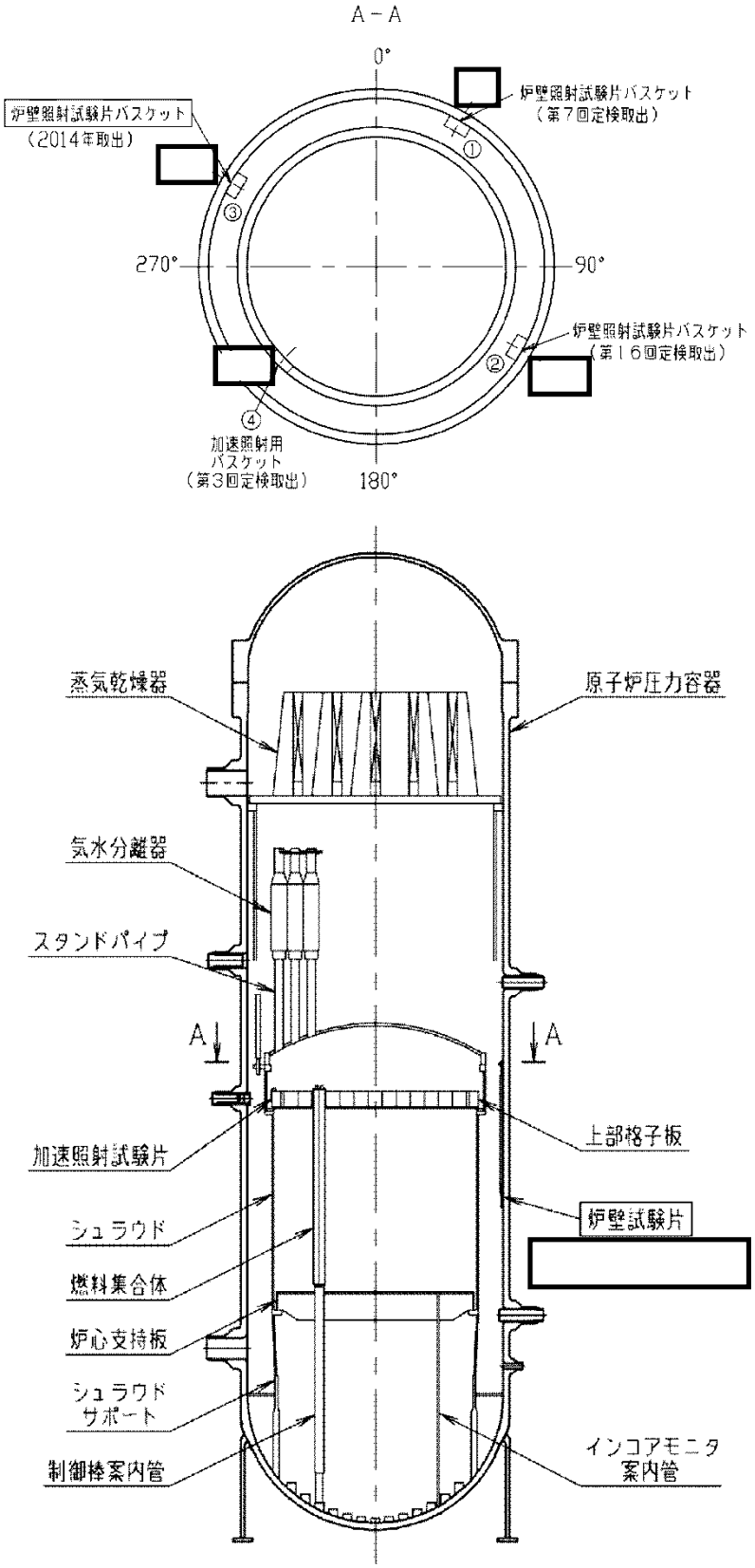
上式に対して関連温度の移行量は，17.8 ℃と求まる。

ただし，中性子照射による関連温度の移行量は，マージン22 ℃を見込んで，39.8 ℃として関連温度の検討を行う。

なお，中性子照射による関連温度の移行量を監視するために，付図-1に示す位置に監視試験片を取り付けている。

付表-1　国内脆化予測式の適用範囲及び評価対象の諸元

項　　目	適用範囲 （ＪＥＡＣ４２０１）	評価対象の諸元
材料Ｃｕの含有量（mass%）	0.25 以下	
材料Ｎｉの含有量（mass%）	0.5～1.1	
材料Ｐの含有量（mass%）	0.025 以下	
中性子照射量 （n/cm^2, E＞1 MeV）	1.0×10^{17}～1.3×10^{20}	表 7-2 参照
中性子束 （n/cm^2･s, E＞1 MeV）	1×10^{7}～1×10^{12}	表 7-2 参照
公称照射温度（℃）	270～290	



付図-1　監視試験片取付図

Ⅴ-1-3　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

目次

Ⅴ-1-3-1　使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

Ⅴ-1-3-2　燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書

Ⅴ-1-3-3　燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書

Ⅴ-1-3-3-別紙１　燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

Ⅴ-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

Ⅴ-1-3-5　使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

V-1-3-1　使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目次

1. 概要 ····· 1
2. 基本方針 ····· 1
2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位の計測 ····· 1
2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等の計測 · 1
3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 ····· 2
3.1 使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等を計測する装置 ····· 3
3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存 ····· 13
3.2.1 計測結果の指示又は表示 ····· 13
3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存 ····· 13
3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 ····· 13
3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成 ····· 15
4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲 ····· 17

1. 概要

本資料は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)」第 34 条及び第 47 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。)」に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成，計測範囲，警報動作範囲について説明するとともに，技術基準規則第 69 条及び第 73 条並びにその解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成，計測範囲について説明するものである。

併せて技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる使用済燃料貯蔵槽の温度，水位の計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明するとともに，技術基準規則第 69 条及びその解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの給電及び使用済燃料プールの状態を監視するカメラの構成，構造及び取付箇所についても説明する。

なお，使用済燃料貯蔵槽の漏えいを監視する装置に関しては，要求事項の変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち，設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成，計測範囲，警報動作範囲，計測結果の記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測，重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成，計測範囲，計測結果の記録及び代替電源設備からの給電並びに使用済燃料プールの状態を監視するカメラの構成，構造及び取付箇所について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位の計測

技術基準規則第 34 条「計測装置」及びその解釈の要求事項に基づき，使用済燃料貯蔵槽の温度，水位の監視に必要な設備として，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を設け，使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下が計測可能な設計とし，計測結果は指示又は表示し，記録計又はプロセス計算機から出力される帳票にて継続的に記録し，帳票は保存できる設計とする。また，外部電源が喪失した場合でも，非常用所内電源からの電源供給によりこれらを計測することができる設計とする。

技術基準規則第 47 条「警報装置等」及びその解釈の要求事項に基づき，使用済燃料プールの水温の著しい上昇又は水位の著しい低下を確実に検知し,自動的に警報を発信する装置を設け,使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測値が警報設定値に達した場合には，中央制御室に警報を発信する設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等の計測

技術基準規則第 69 条「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及びその解釈に基づき，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時 (注) に使用済燃料プールの監視に必要な設備として，使用済燃料プール温度（ＳＡ)，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）及び使用済燃料プール監視カ

メラを設け，燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計とするとともに，使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測結果は中央制御室に指示し，記録及び保存できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは，使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，使用済燃料プールの状態を中央制御室で監視できる設計とする。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線の機能を有する設計とする。

これらの計測装置及びカメラは，交流又は直流電源が必要な場合に代替電源設備から給電できる設計とする。

（注）燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 3-1（a）及び（b）で定義する想定事故 1（使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料プール内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下

b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の検出器から計測結果の指示又は表示，記録及び警報装置に至るシステム構成を「3.1　使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等を計測する装置」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の計測結果の指示又は表示，記録及び保存については，「3.2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

また，設計基準対象施設の外部電源が喪失した場合の非常用所内電源からの電源供給及び重大事故等対処設備の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの電源供給について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の電源構成」に示す。

3.1　使用済燃料プール温度及び使用済燃料プール水位等を計測する装置

(1)　使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール温度を中央制御室に指示し，記録及び保存する。記録及び保存について「3.2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

また，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。(「図 3.1-1　使用済燃料プール温度の概略構成図」参照。)

外部電源が使用できない場合においても，非常用所内電源から 120/240 V 計装用主母線盤 2A 及び 120/240 V 計装用主母線盤を介した電源供給により，使用済燃料プールの温度を計測することができる。電源供給について「3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

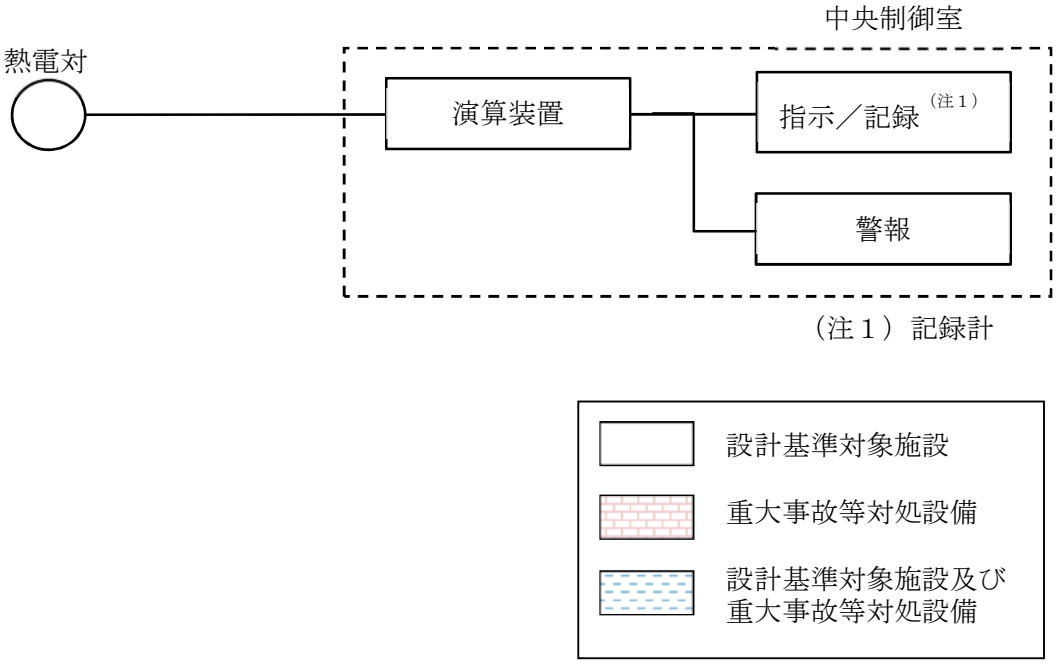


図 3.1-1　使用済燃料プール温度の概略構成図

(2)　使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は，浮力式水位検出器及びフロート式検出器で計測され，使用済燃料プール水位が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行い，記録及び保存する。記録及び保存について「3.2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。(「図 3.1-2　使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）の概略構成図」参照。)

また，外部電源が使用できない場合においても，非常用所内電源から 120/240 V 計装用主母線盤を介した電源供給により，使用済燃料プールの水位を計測することができる。電源供給について「3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

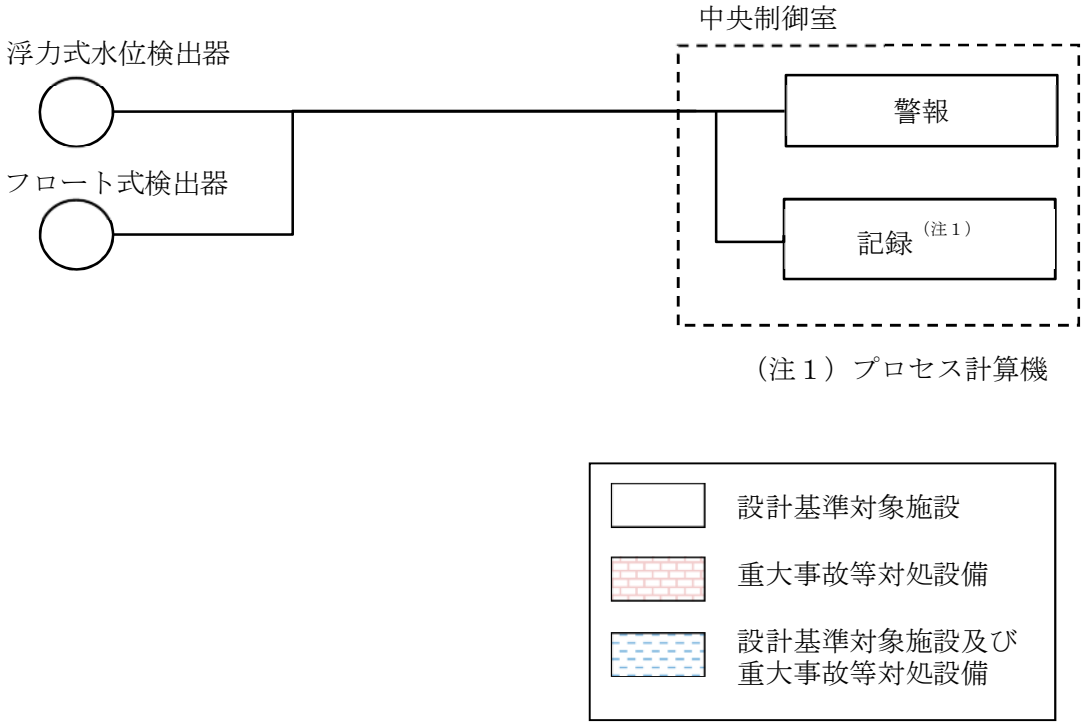


図 3.1-2　使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）の概略構成図

(3)　使用済燃料プール温度（ＳＡ）

使用済燃料プール温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録及び保存する。

記録及び保存について「3.2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。（「図 3.1-3　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

直流電源が必要な場合，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 主母線盤を介して供給する。電源供給について「3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

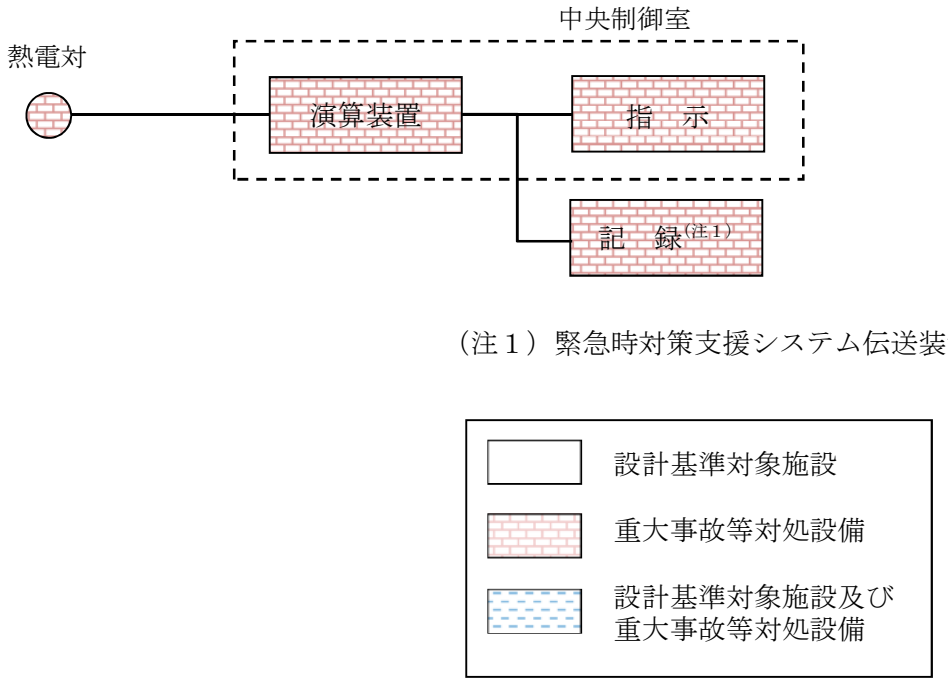


図 3.1-3　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の概略構成図

(4)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）は，ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録及び保存する。

使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）は，測温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録及び保存する。

また，中央制御室の演算装置にて警報設定値との比較を行い，使用済燃料プール水位または温度が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。（「図3.1-4　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図」参照。）

記録及び保存について「3.2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」に示す。

外部電源が使用できない場合においても，非常用所内電源から非常用無停電電源装置Bを介して供給することにより，使用済燃料プールの水位を計測することができる。また，直流電源が必要な場合，常設代替直流電源設備である緊急用125 V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用無停電電源装置を介して供給する。電源供給について「3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

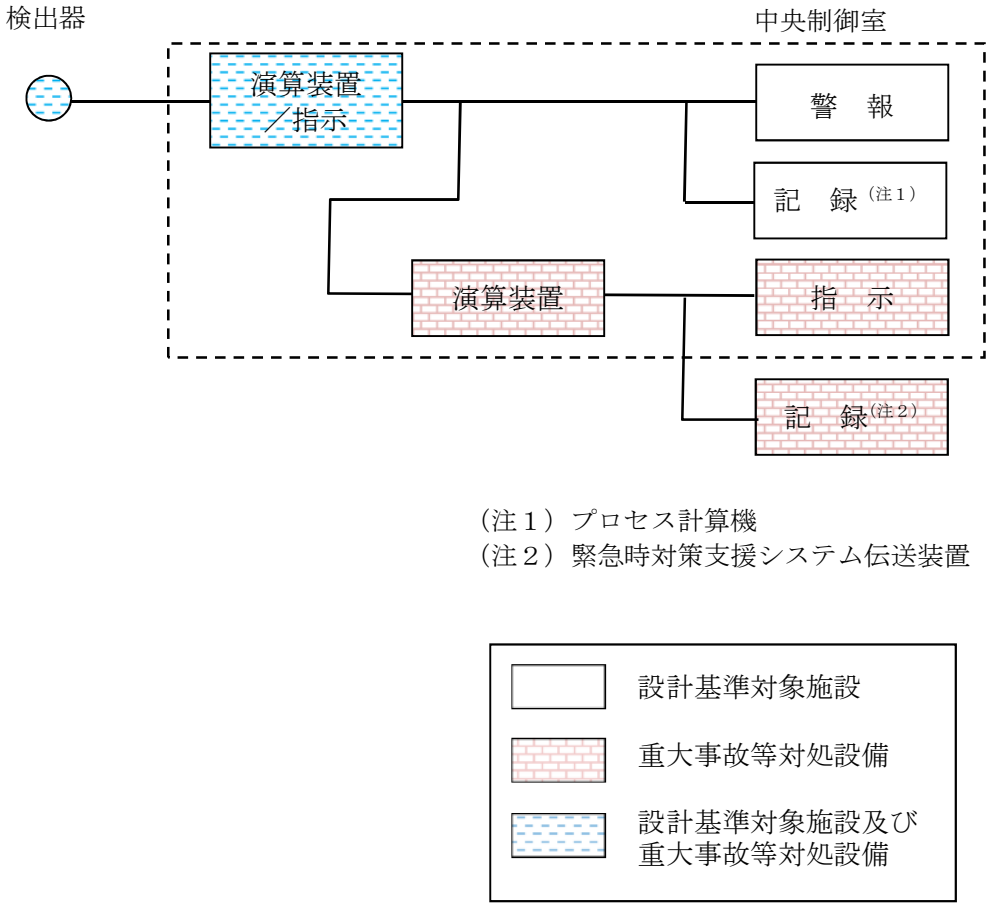


図3.1-4　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図

(5)　使用済燃料プール監視カメラ

a.　使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは，使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線の機能を有する設計とする。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は，制御ユニットを介し，中央制御室の監視モニタに表示する。(「図 3.1-5　使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)

直流電源が必要な場合，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用無停電電源装置を介して供給する。電源供給について「3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

使用済燃料プール監視カメラの構造並びに取付箇所を「図 3.1-6　使用済燃料プール監視カメラの構造図」及び「図 3.1-9　使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」に示す。

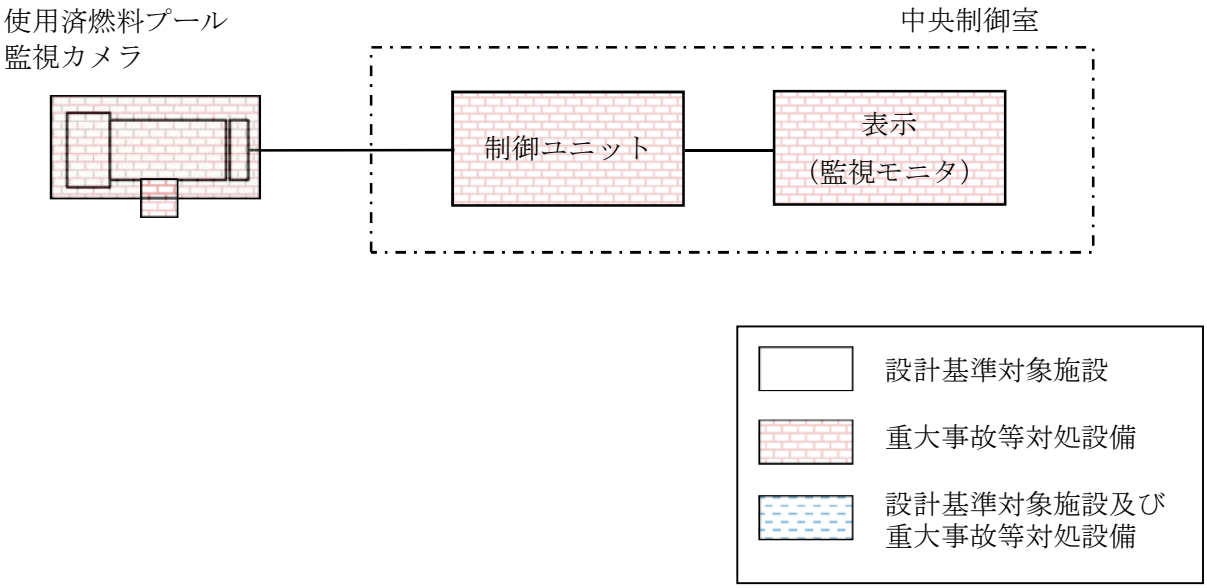


図 3.1-5　使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

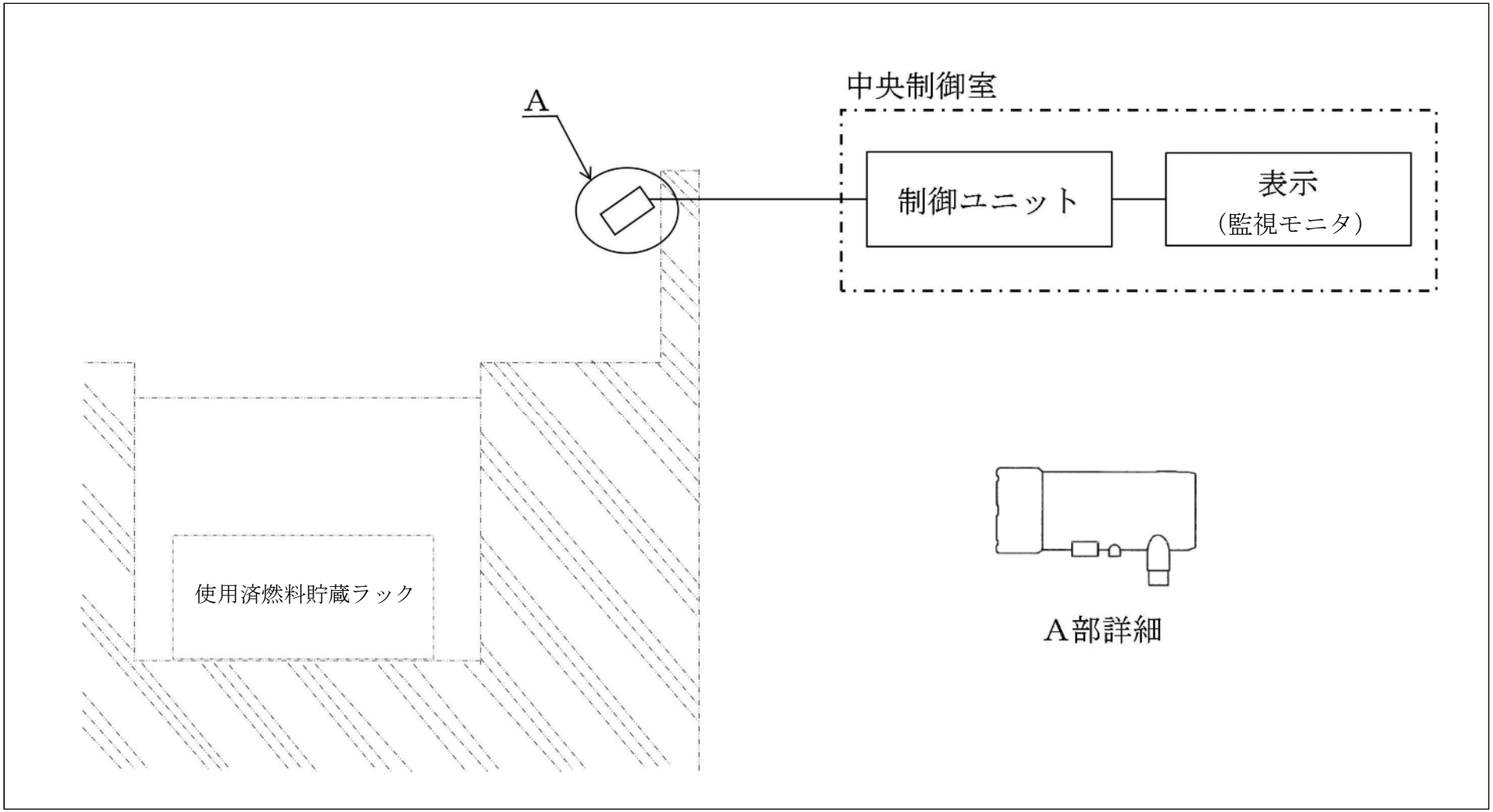


図 3.1-6　使用済燃料プール監視カメラの構造図

b.　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，空気圧縮機，除湿器，冷却器及び空気供給弁で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。使用済燃料プール監視カメラの冷却に必要な空気を起動操作のみで確保できる設計とする。(「図 3.1-7　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図」参照。)

交流電源が必要な場合，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から緊急用計装交流主母線盤を介して供給する。電源供給について「3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構造並びに取付箇所を「図 3.1-8　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，除湿器，冷却器）の構造図」，「図 3.1-9　使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」及び「図 3.1-10　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」に示す。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を用いた使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上については，添付書類「V-1-1-6　安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

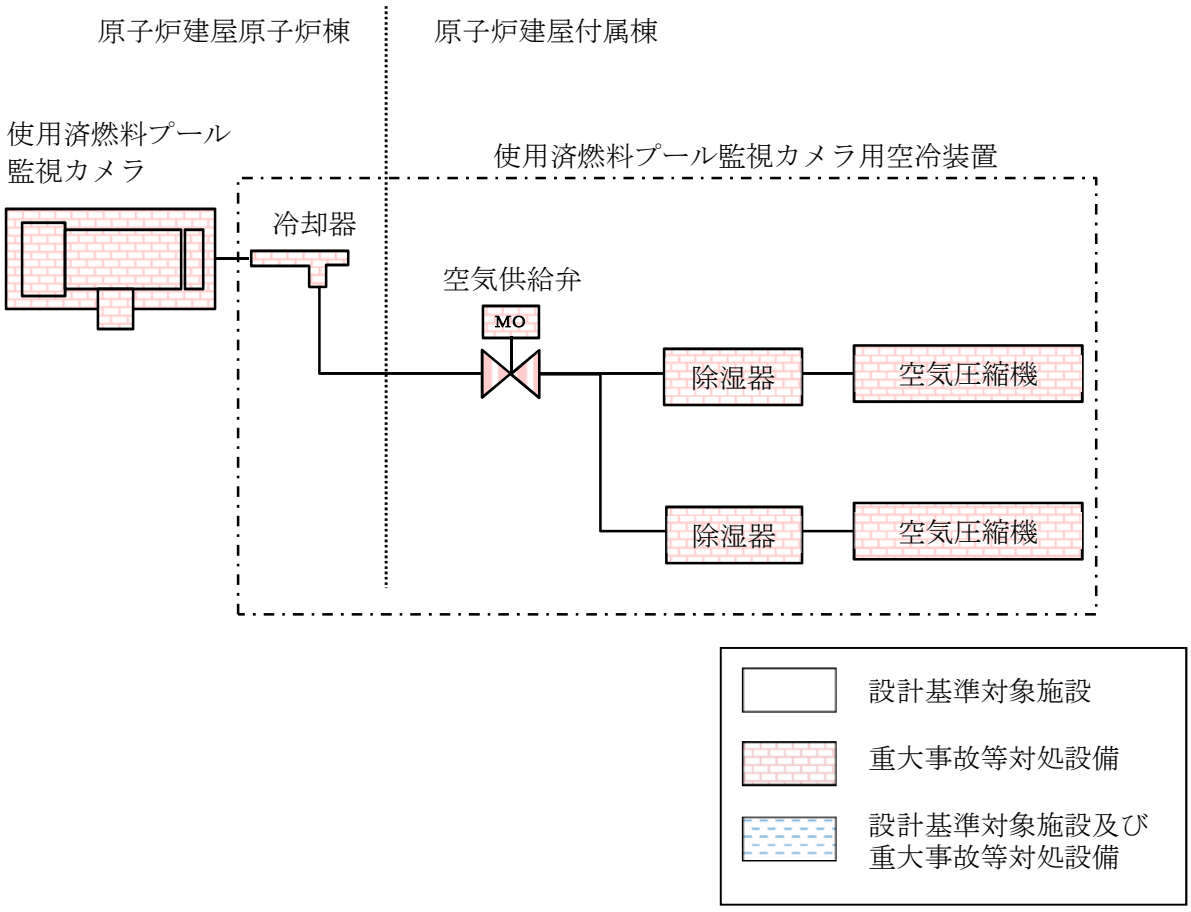
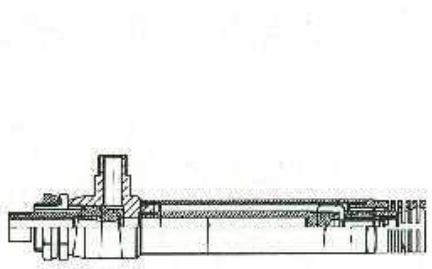
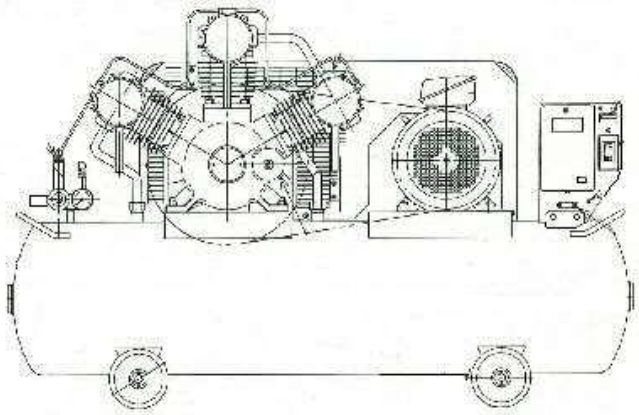


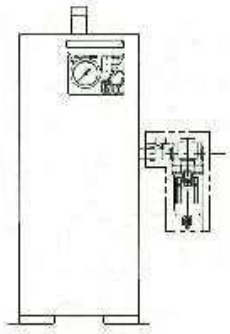
図 3.1-7　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図

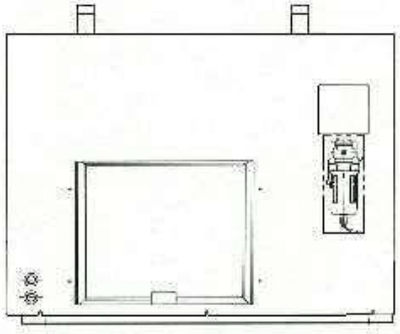


冷却器



空気圧縮機





除湿器

図 3.1-8　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，除湿器，冷却器）の構造図

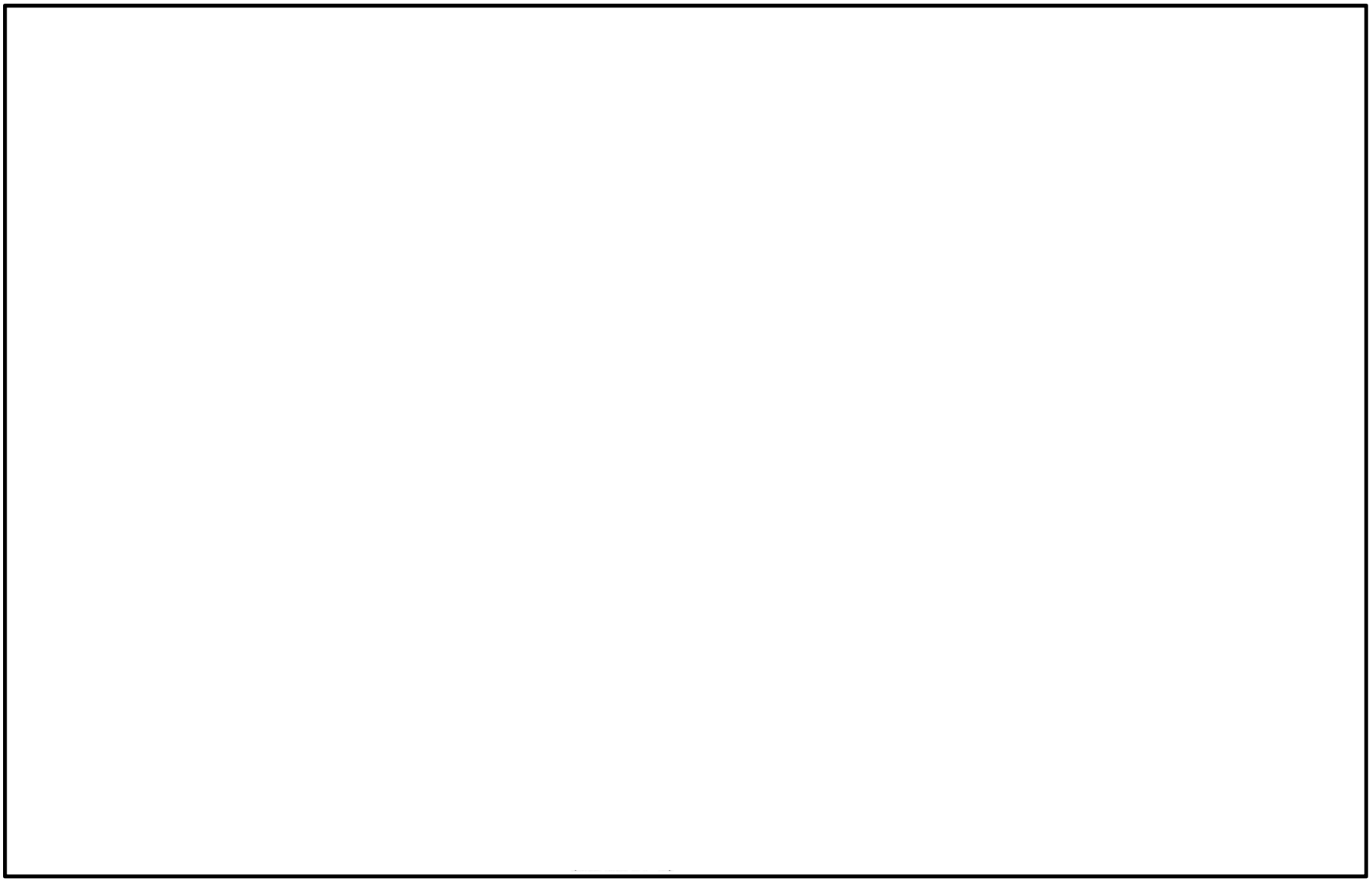


図 3.1-9　使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面

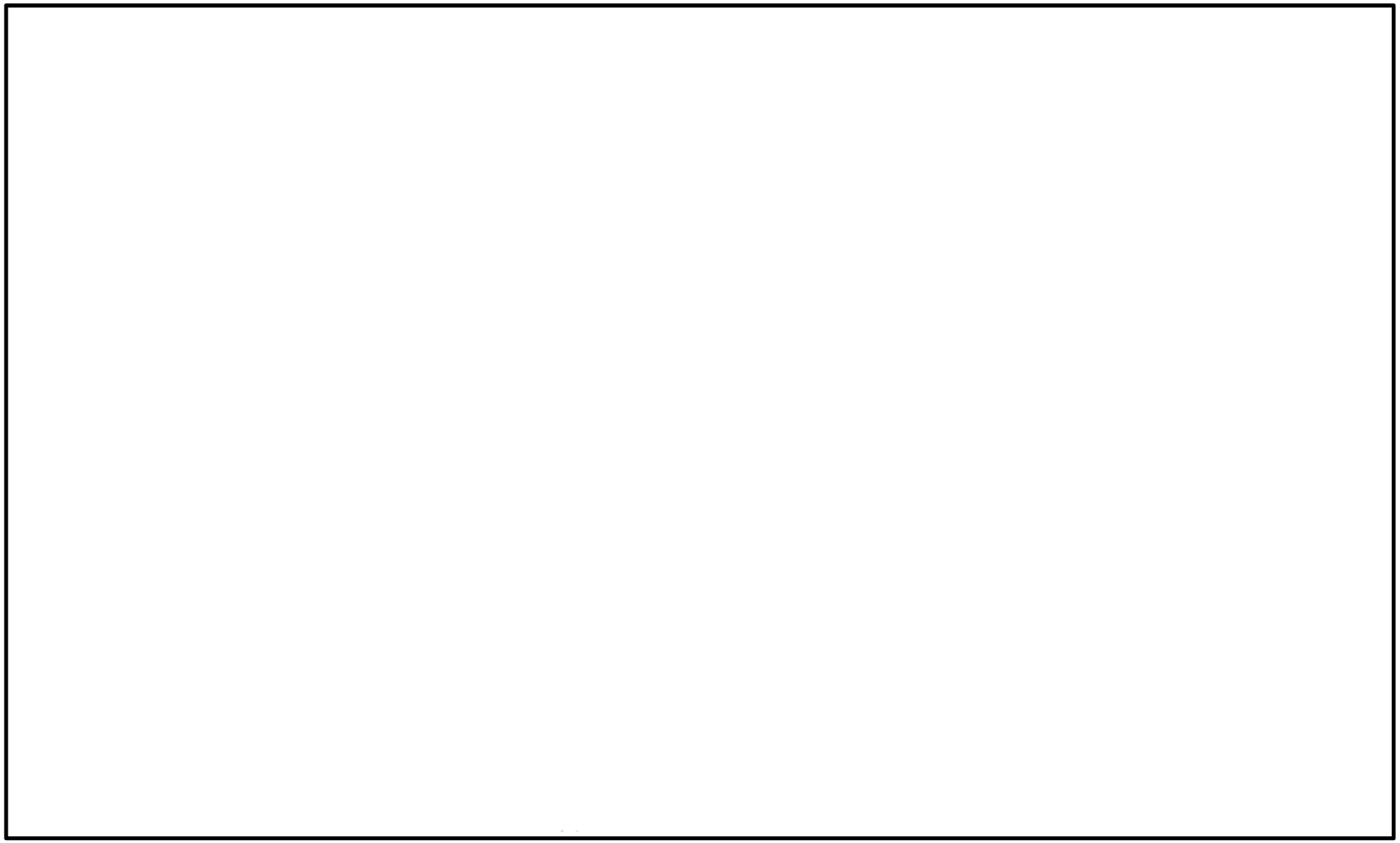


図 3.1-10　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面

3.2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存

3.2.1　計測結果の指示又は表示

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果は，中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を「表 3.2.1-1　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

3.2.2　設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項に関わる計測をする装置にあっては，計測結果を記録し，及びこれを保存することができる設計とする。使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の計測結果はプロセス計算機からの記録を帳票として出力し保存できる設計とする。記録を保存する計測項目と計測装置等を「表 3.2.2-1　記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

3.2.3　重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測結果は中央制御室に指示し，緊急時対策支援システム伝送装置で電磁的に記録，保存し，全交流動力電源喪失時においても保存した記録が失われないようにするとともに，帳票に出力できる設計とする。また，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は 1 分とするとともに，記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう，14 日以上保存できる設計とする。

表 3.2.1-1　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所

計測装置	指示又は表示場所	記録場所
使用済燃料プール温度	中央制御室	中央制御室（記録計）
使用済燃料プール水位	中央制御室	プロセス計算機
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）	中央制御室	プロセス計算機 緊急時対策支援システム伝送装置

表 3.2.2-1　記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）

技術基準規則第 34 条第 4 項に関わるその他の計測項目については，添付書類「Ⅴ-1-5-1　計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び添付書類「Ⅴ-1-7-1　放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.3　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成

設計基準対象施設に関する使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，外部電源が使用できない場合，非常用所内電源から給電を行える設計とする。

また，重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），及び使用済燃料プール監視カメラは，直流電源が必要な場合，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電が可能な設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電が可能な設計とする。（「図 3.3-1　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）」及び「図 3.3-2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

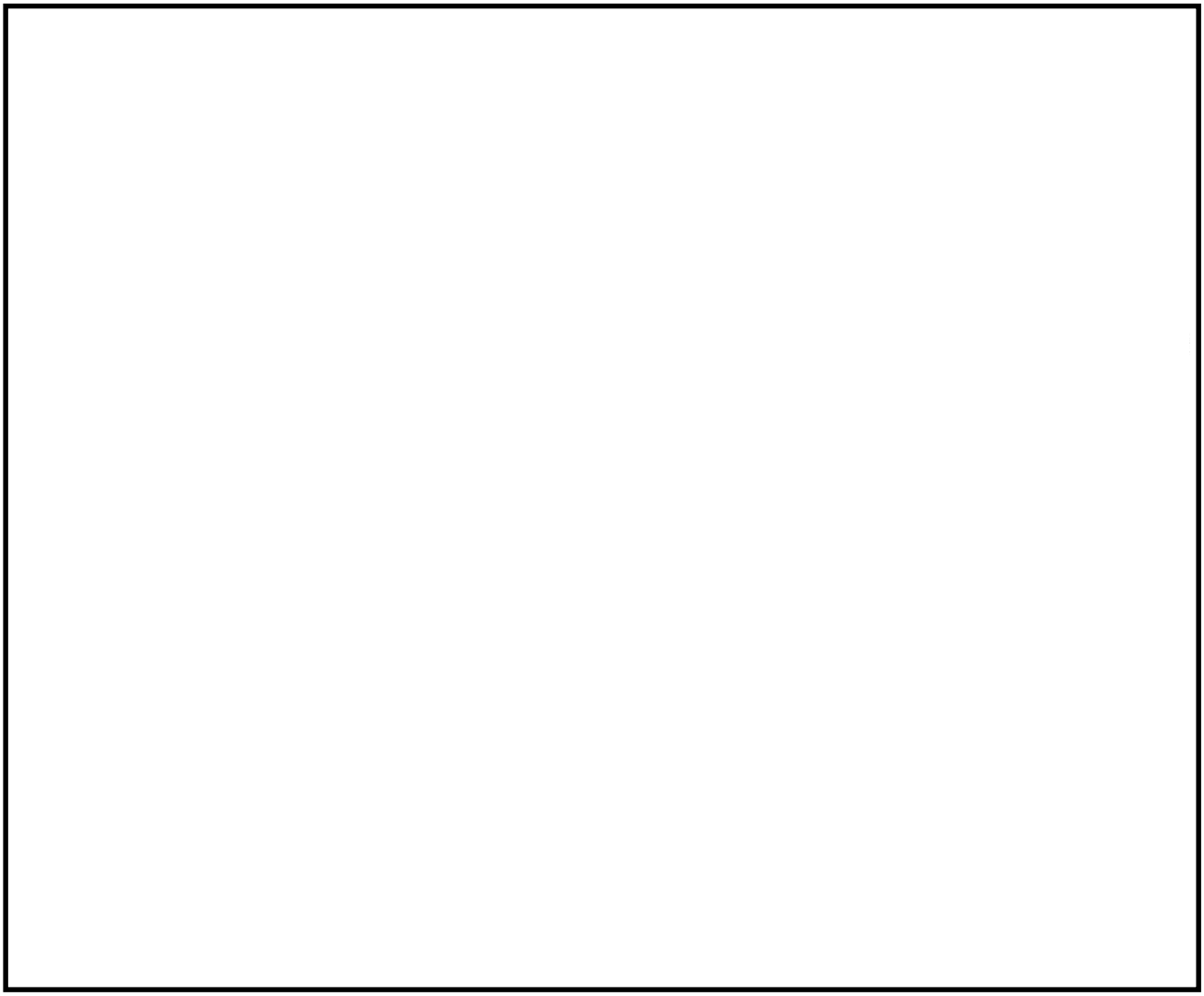


図 3.3-1　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図
（交流電源）

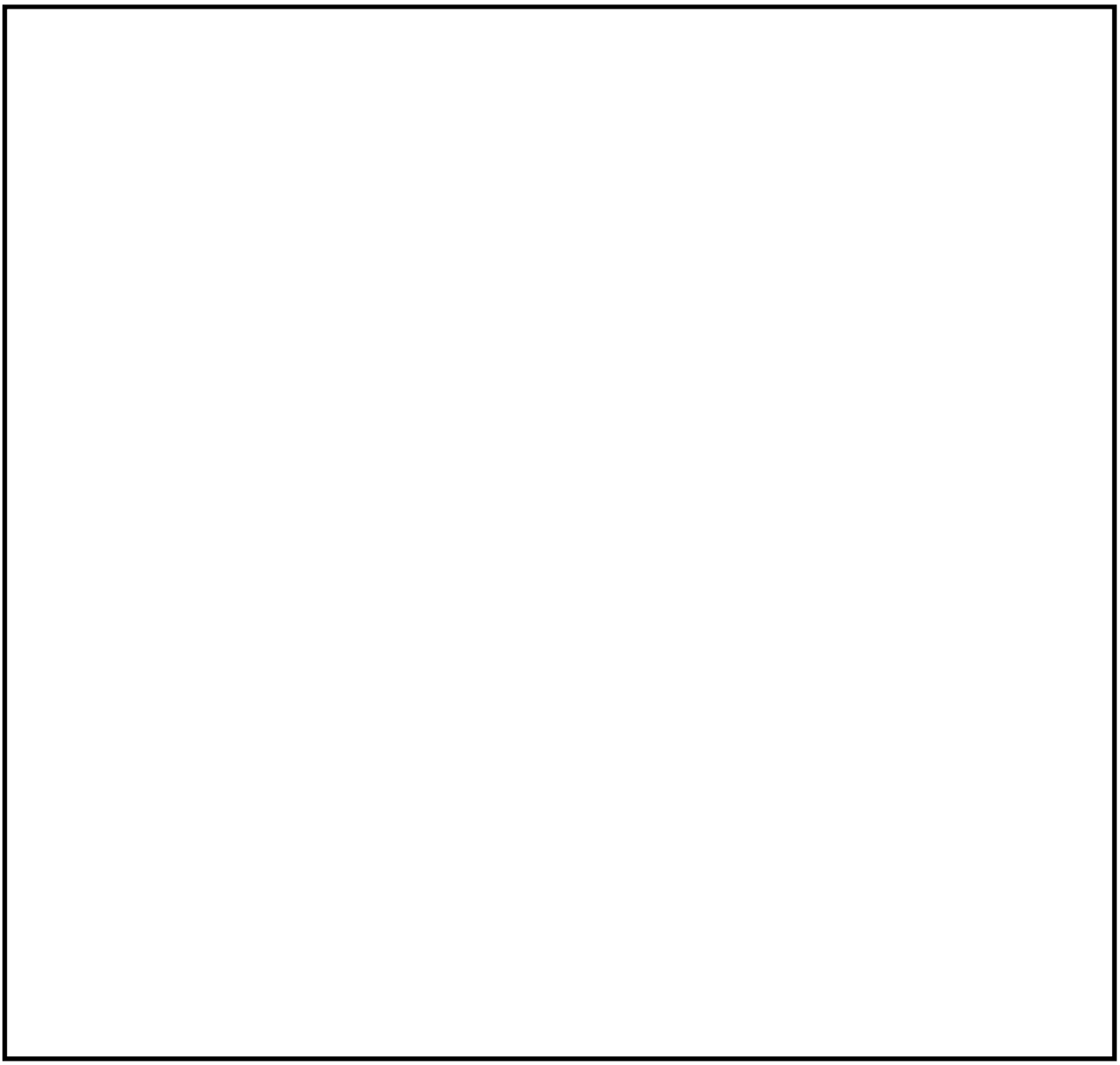


図 3.3-2　使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図
（直流電源）

4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲の設定に対する考え方について以下に示す。

重大事故等対処設備については，燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

(1) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度は，使用済燃料プール水中の熱電対の温度変動による熱起電力の変動を検出することにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度の計測範囲は，使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう，0～100 ℃の温度を計測可能とする。また，使用済燃料プール水位の水位低警報設定（EL.46053 mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（「図 4-1　使用済燃料プール温度の設置図」参照。）

警報動作範囲は，0～100 ℃の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。

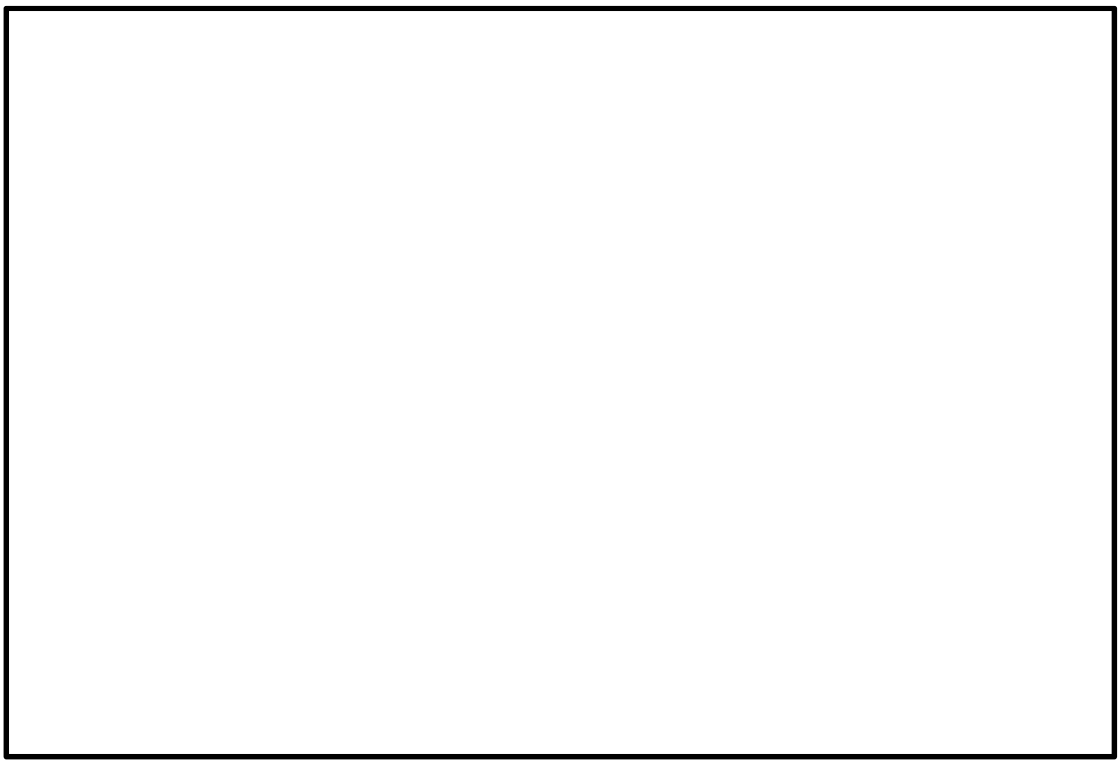


図 4-1　使用済燃料プール温度の設置図

(2)　使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は，浮力式水位検出器及びフロート式検出器で計測され，使用済燃料プール水位が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。

浮力式水位検出器及びフロート式検出器は，同一の警報設定値を持ち，使用済燃料プール水位高警報については通常水位（EL.46195 mm）から運転操作床面（EL.46500 mm）の間の（EL.46231 mm）とする。使用済燃料プール水位低警報については通常水位（EL.46195 mm）より下の（EL.46053 mm）とする。（「図 4-2　使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）の警報動作範囲」参照。）

水位低の警報動作水位以下，又は水位高の警報動作水位以上の水位では，警報表示状態を継続する。

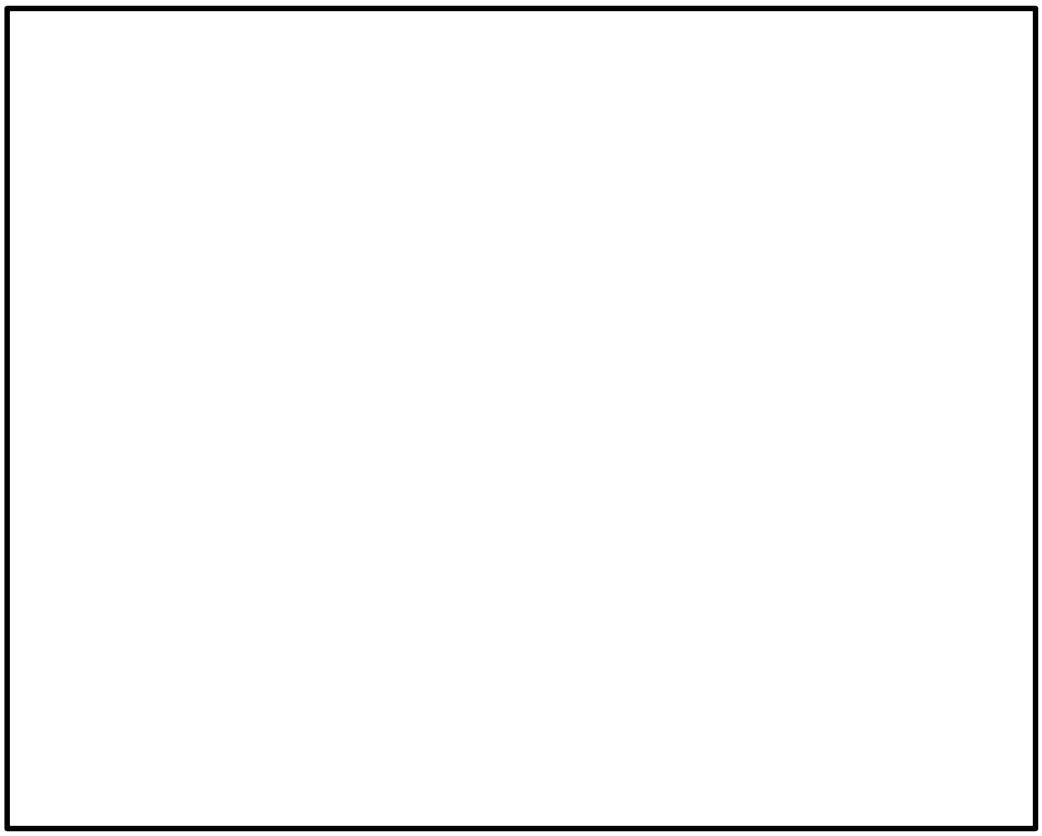


図 4-2　使用済燃料プール水位（浮力式水位検出器及びフロート式検出器）の警報動作範囲

(3)　使用済燃料プール温度（ＳＡ）

使用済燃料プール温度（ＳＡ）は，使用済燃料プール水中の熱電対の温度変動による熱起電力の変動を検出することにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度（ＳＡ）の計測範囲は，使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう，0～120 ℃の温度を計測できるものとする。また，想定事故 1 及び想定事故 2 における水位が低下した場合の最低水位（EL.45575 mm）においても計測可能であり，燃料ラック上端より 1000 mm 下まで温度計測できる設置位置とする。（「図 4-3　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の設置図」参照。）

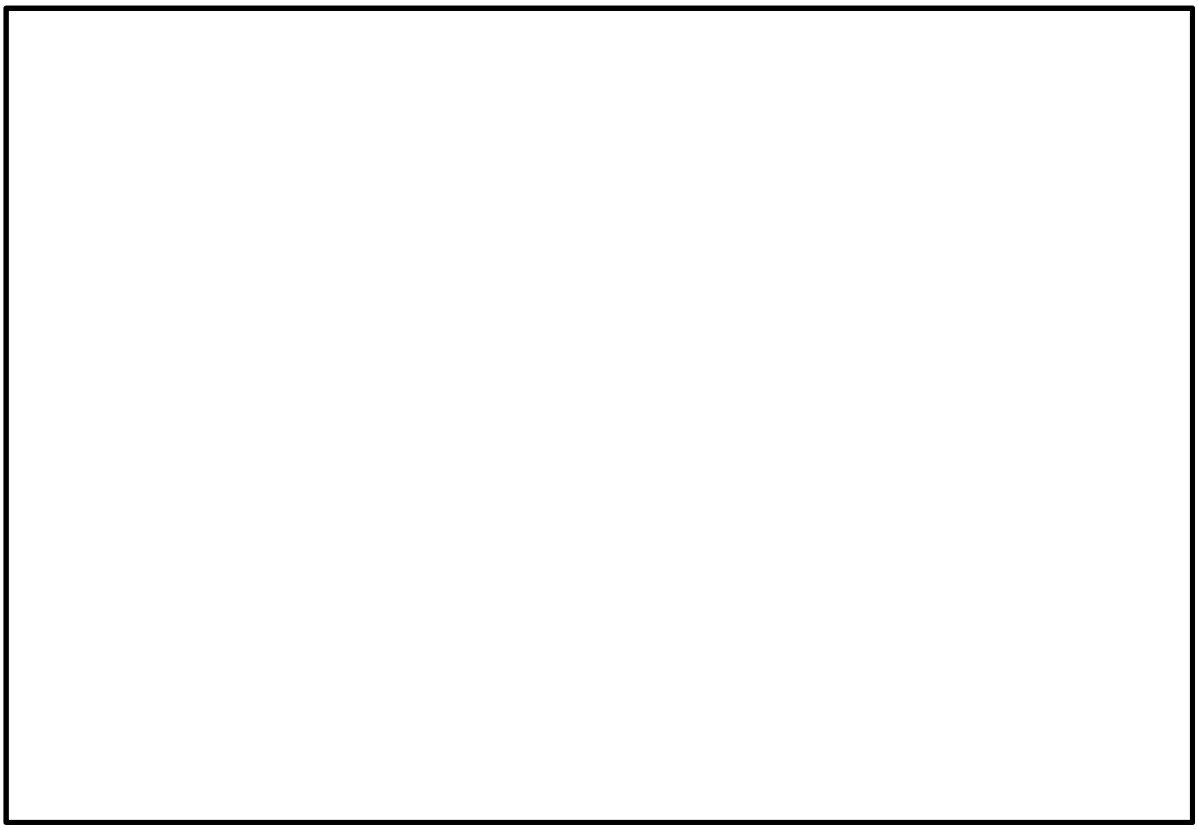


図 4-3　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の設置図

(4)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）は，ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を計測することにより，水位を連続的に計測する。

使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の計測範囲は，想定事故 1，想定事故 2 及び使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料ラック底部近傍（EL. 35077 ㎜）から使用済燃料プール上端近傍（EL. 46577 ㎜）を計測範囲とする。

警報動作は，EL. 35077 ㎜～ EL. 46577 ㎜の範囲で設定可能であり，検出水位が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動作水位以下の水位では，警報表示状態を継続する。（「図 4-4　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測範囲及び警報動作範囲」参照。）

使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）は，2 箇所の検出点を持ち，使用済燃料プール水中の温度変動による測温抵抗体の抵抗値の変動を検出することにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）の計測範囲は，使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう，0～120 ℃の温度を計測可能とする。また，想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する最低水位（EL. 45575 ㎜）においても温度計測できる設置位置とする。（「図 4-4　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測範囲及び警報動作範囲」参照。）

警報動作範囲は，0～120 ℃の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。

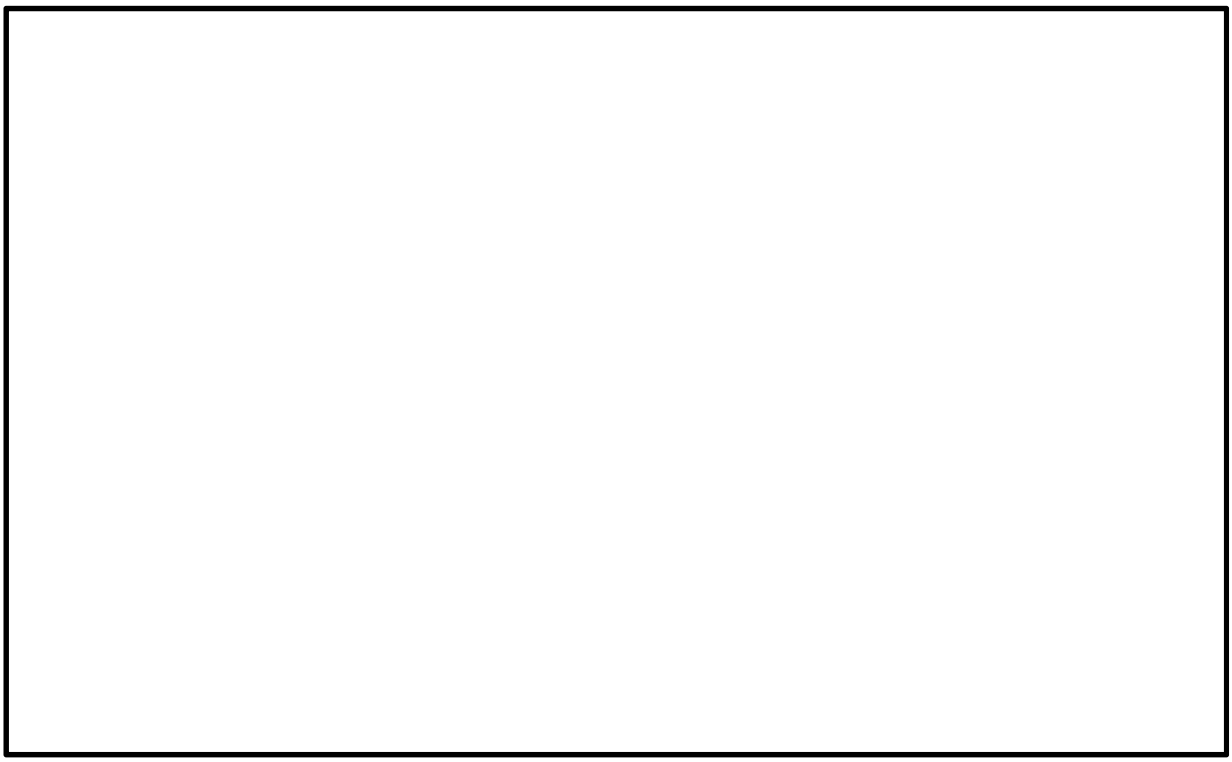


図 4-4　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測範囲及び警報動作範囲

Ⅴ-1-3-2　燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書

目　　次

1. 概　　要 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1
2. 基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1
3. 使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 2
3.1 評価の基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 2
3.2 計算方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3
3.2.1 計算体系 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3
3.2.2 計算条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3
3.3 計算結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3

添付
未臨界性評価の燃料条件・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 8

1. 概　　要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）が臨界に達しないことを説明するものである。

なお，技術基準規則第 26 条の要求事項に変更がないため，技術基準規則第 26 条の要求事項に係る燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことの説明に関しては，今回の申請において変更は行わない。

今回は，技術基準規則第 69 条の要求事項に基づき，使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の水位が低下した場合において，燃料体等が臨界に達しないことを説明する。

2. 基本方針

使用済燃料プールは，燃料プール冷却浄化系，残留熱除去系の故障等により使用済燃料プールの冷却機能が喪失及び補給水系の故障により使用済燃料プールの注水機能が喪失又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合（以下「小規模漏えい時」という。）に，技術基準規則第 69 条第 1 項及び解釈により施設が要求されている可搬型代替注水設備による冷却及び水位確保により使用済燃料プールの機能（燃料体等の冷却，水深の遮蔽能力）を維持するとともに，実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。

また，使用済燃料プールは，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により，当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合（以下「大規模漏えい時」という。）に，技術基準規則第 69 条第 2 項及び解釈により施設が要求されている可搬型スプレイ設備（使用済燃料プールへのスプレイ）にて，使用済燃料貯蔵ラック（以下「ラック」という。）及び燃料体等を冷却し，臨界にならないよう配慮したラック形状において，スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

なお，上記の使用済燃料プールの冷却機能喪失時，小規模漏えい時及び大規模漏えい時においては，可搬型代替注水設備（可搬型スプレイノズル）の他，同等の機能を持つ常設スプレイヘッダも使用する。

このため，小規模漏えい時及び大規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価の評価基準は，使用済燃料プール水温，ラック製造公差，ラックボロン濃度，ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し，最も結果が厳しくなる状態で，いかなる一様な水密度であっても実効増倍率が 0.95 以下となる設計とする。

3. 使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価

3.1 評価の基本方針

使用済燃料プールで小規模漏えいが発生した場合，可搬型代替注水設備による注水により放射線の遮蔽が維持される水位を確保でき，あわせて燃料有効長頂部の冠水状態を維持できる。また,使用済燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能である。なお，放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることについては，添付書類「Ⅴ-1-3-5　使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」にて説明し，燃料体等の冷却が可能であることについては，添付書類「Ⅴ-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

可搬型代替注水設備による注水により燃料体等を冷却及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで，使用済燃料プールの機能（燃料体等の冷却，水深の遮蔽能力）が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で使用済燃料プール水の温度が上昇して沸騰状態となり，水密度が低下した場合，燃料体等は水密度の低下とともに，減速された中性子が燃料領域で核分裂反応に寄与する割合が低下する設計としているため,使用済燃料プール全体の実効増倍率は,水密度が高い冠水時に比べて低下する。このため，小規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価は，実効増倍率が最も高くなる冠水状態で臨界を防止できることを確認する。

また，使用済燃料プールで大規摸漏えいが発生した場合，可搬型スプレイ設備（使用済燃料プールへのスプレイ）により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため，使用済燃料プール全面にスプレイを実施し，ラック及び燃料体等を冷却する。なお，使用済燃料プール全面にスプレイを実施し，ラック及び燃料体等を冷却することについては，添付書類「Ⅴ-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

大規模漏えい時の使用済燃料プールの未臨界性評価は，可搬型スプレイ設備（使用済燃料プールへのスプレイ）にて，ラック及び燃料体等を冷却し，臨界にならないよう配慮したラック形状において，スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため，使用済燃料プール全体の水密度を一様に 0.0～1.0 g/cm^3 まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。この水密度の条件により，小規模漏えい時の冠水状態で臨界を防止できることも確認する。

実効増倍率の計算には，3 次元モンテカルロ計算コード KENO-Ⅴ.a を内蔵した SCALE6.0 を使用し，その解析フローチャートを第 1 図に示す。なお，評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については，添付書類「Ⅴ-5-8　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＳＣＡＬＥ」に示す。

3.2　計算方法

3.2.1　計算体系

計算体系としては，鉛直方向は有限の高さ（燃料有効長 3.71 m＋燃料上下に 30 cm の水領域を設け，その外側の境界条件を真空とする。）とし，水平方向は無限の広がりを持つ体系とする。計算体系を第 2,3 図に示す。

東海第二発電所の使用済燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製ラックセルに燃料を貯蔵する。使用済燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが，臨界設計では，新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また，使用済燃料プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

3.2.2　計算条件

評価の計算条件は以下のとおりであり，詳細を第 1 表に示す。

(a)　燃料の平均濃縮度は［　　］wt％（炉心装荷時無限増倍率 1.30 となる燃料）とする（添付参照）。

(b)　水の密度は，0.0～1.0 g/cm^{3}とする。

(c)　燃料有効長は，3.71 m とする。

(d)　ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値の［　　］wt％とする。

以下の計算条件は公称値に正負の製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するものである。なお,ラックセル内での燃料配置については，ラック内で燃料が偏心すると，中性子の強吸収体である B-SUS に接近することにより，燃料領域の熱中性子が減少するため，実効増倍率が最も高くなるラックセル内中央配置とする（第 2 図）。

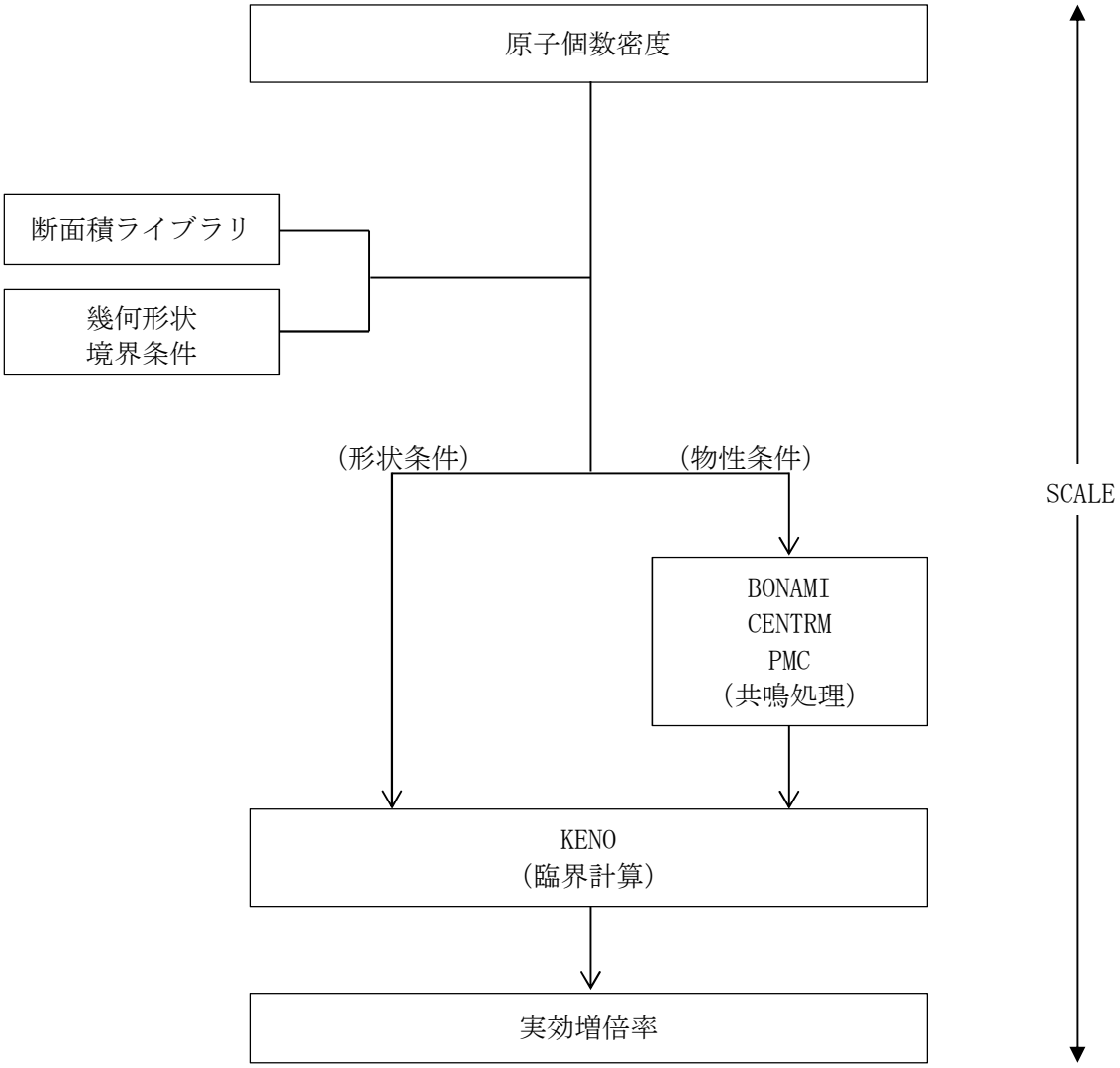
(e)　ラックピッチ

(f)　ラック板厚

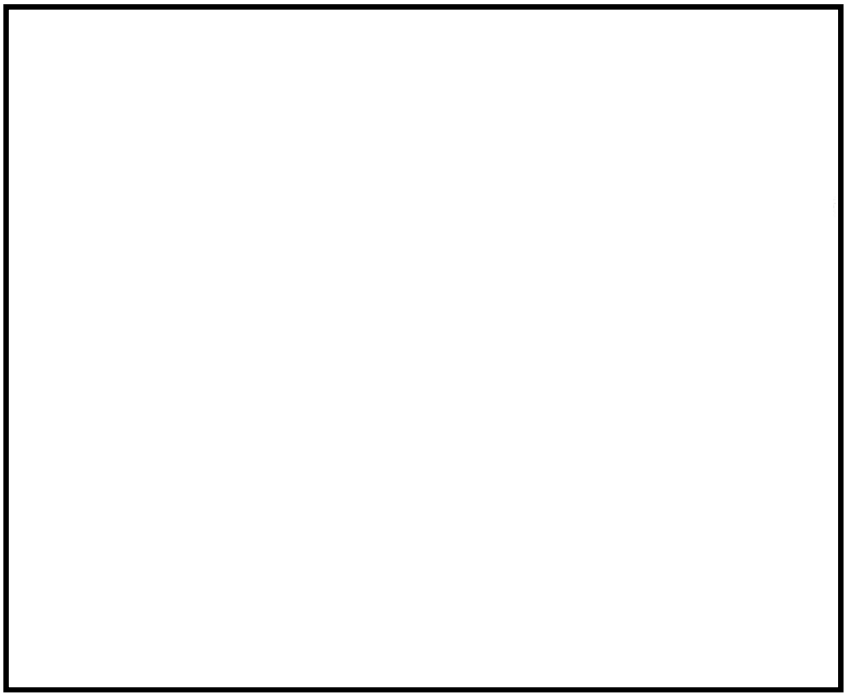
(g)　ラック内のり

3.3　計算結果

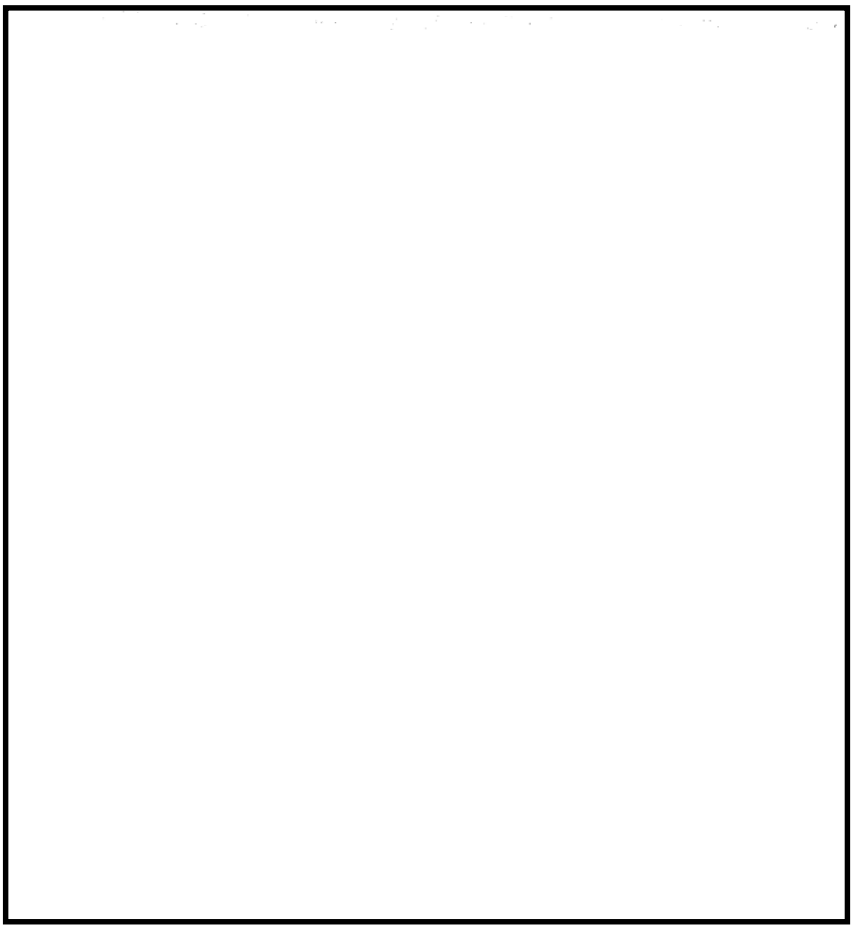
使用済燃料プール水漏えい時の未臨界性評価結果を第 4 図に示す。統計誤差 3σ（0.002）を加えても実効増倍率は最大で 0.929 となり，0.95 以下を満足している。



第1図　解析フローチャート



第 2 図　角管型ラックの計算体系（水平方向）



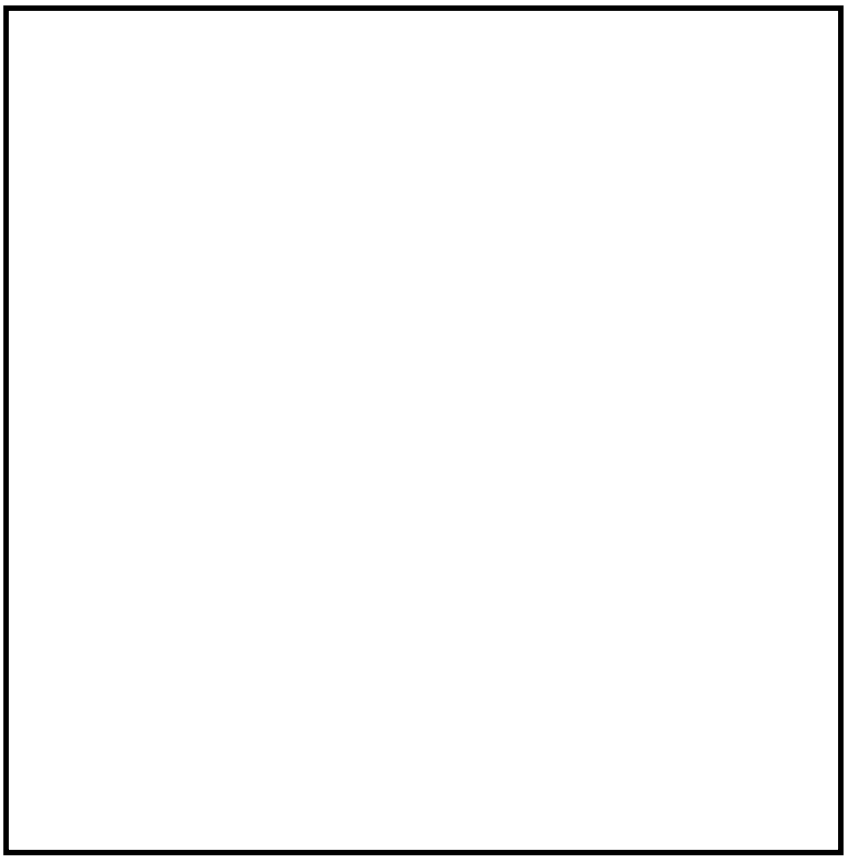
第 3 図　角管型ラックの計算体系（鉛直方向）

第１表　未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様
燃　料　仕　様	燃料種類	９×９燃料（Ａ型）
	U^{235}濃縮度	[redacted] wt％*1
	ペレット密度	理論密度の 97 ％
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
プ　ー　ル　水	水密度	0.0～1.0 g/cm^3
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	[redacted] mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	[redacted] wt％*2
	板厚	[redacted] mm
	内のり	[redacted] mm

注記　＊1：未臨界性評価用燃料集合体（k∞＝1.30，未燃焼組成，Gd なし）

＊2：ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。



第 4 図　実効増倍率の水密度依存性

未臨界性評価の燃料条件

９×９燃料（Ａ型），９×９燃料（Ｂ型），高燃焼度８×８燃料等の炉心装荷時の無限増倍率は，それぞれ添加されたガドリニアの量によって2種類ずつあるタイプを，それぞれ軸方向2～4領域に分割し，2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料においても低Gd燃料上部において無限増倍率が最大となり，運転期間中のガドリニア効果によるピークや燃料製作公差を考慮しても1.30を超えることはない。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは９×９燃料（Ａ型）及び９×９燃料（Ｂ型）であるが，値はほぼ同等のため，９×９燃料（Ａ型）をモデルバンドルの想定に用いた。

濃縮度分布は燃料棒を外側から1から複数列ずつ，数種類に分け，実燃料の濃縮度分布を参考に，濃縮度分布を設定した。この濃縮度分布は，ウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いをふまえ，濃縮度を外側に向かって低く，コーナー部は最も低濃縮度にする）に基づいている。９×９燃料（Ａ型）の濃縮度分布を参考にし，ガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定して無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を変更した結果，平均濃縮度は□ wt%となった。また，いずれの燃料においても燃焼が進むと無限増倍率は低下するため，使用済燃料として貯蔵される状態においては，より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては９×９燃料（Ａ型）を用いたが，いずれの燃料を用いても，この大きな保守性に包絡され，燃料条件は保守的である。

Ⅴ-1-3-3　燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書

目　次

1.　概　　要 ····· 1
2.　基本方針 ····· 1
3.　燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策 ····· 1
3.1　燃料取替機 ····· 2
3.2　原子炉建屋クレーン ····· 2
3.3　使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン ····· 3
3.4　チャンネル着脱機 ····· 3
3.5　まとめ ····· 4
4.　使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 ····· 12
4.1　落下防止対策の基本的な考え方 ····· 12
4.2　落下防止対策の検討 ····· 12
4.3　落下防止対策の設計 ····· 15
5.　使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価19
5.1　基本方針 ····· 19
5.2　強度評価方法 ····· 23
5.3　評価条件 ····· 27
5.4　評価結果 ····· 27
別紙 1　燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について ····· 28

1. 概　　要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条第 1 項第 4 号及び第 7 号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，燃料取扱いに使用するクレーン，装置等の燃料取扱設備における，燃料集合体の落下防止対策について説明するものである。あわせて，技術基準規則第 26 条第 2 項第 4 号ニ及びその解釈に基づき，燃料取扱設備等の重量物が落下しても使用済燃料プールの機能が損なわれないことを説明する。

2. 基本方針

燃料取扱設備は，通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の落下防止機能（ワイヤロープ二重化，動力電源喪失時の自動ブレーキ機能等）を有する設計とする。

また，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても，使用済燃料プールの冷却機能，遮蔽機能が損なわれないようにするため，燃料体等の落下に対しては十分な厚さのステンレス鋼内張りを施設して使用済燃料プール水の減少に繋がる損傷を防止するとともに，クレーン等の重量物の落下に対しては適切な落下防止対策を施す設計とする。また，使用済燃料プール内への重量物の落下によって燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策

燃料取扱設備は，燃料取替機，原子炉建屋クレーン，使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及びチャンネル着脱機で構成する。燃料取替機，原子炉建屋クレーン及びチャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋原子炉棟内に搬入してから原子炉に装荷するまで，及び使用済燃料を原子炉から取り出し原子炉建屋原子炉棟外へ移送するまでの取扱いを行える設計とする。使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，使用済燃料乾式貯蔵建屋内において，使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器の取扱いを行える設計とする。使用済燃料の使用済燃料プールからの搬出には，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「キャスク」という。）を使用する。搬出に際しては，原子炉建屋原子炉棟内のキャスク除染ピット等にてキャスクの除染を行う。

また，燃料取扱設備のうち，原子炉建屋クレーンは，未臨界性を確保したキャスクに収納して吊り上げる場合を除き，燃料体等を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，臨界を防止する設計とする。燃料取替機及びチャンネル着脱機は，燃料体等を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，臨界を防止する設計とする。燃料取替機においては燃料体等の原子炉から使用済燃料プールへの移送，使用済燃料プールから原子炉への移送及びキャスクへの収納時等に燃料体等を吊り上げた際に，チャンネル着脱機においては燃料体等の検査等を行う際に，水面に近づいた状態にあっても，燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，使用済燃料を収納し未臨界性を確保したキャスクを取り扱う設計とする。

さらに，燃料取扱設備は，地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐えうる設計とするとともに，ワイヤロープの二重化，フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能等を有することで，移動中の燃料体等の落下を防止する設計とする。ワイヤロープ及びフックは，それぞ

れクレーン構造規格，クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。

また，燃料取扱設備は，その機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取扱いに使用する燃料取替機，原子炉建屋クレーン，使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及びチャンネル着脱機の概要を以下に示す。

3.1　燃料取替機

燃料取替機は原子炉建屋原子炉棟6階に設けたレール上を水平に移動するブリッジと，その上を移動するトロリで構成する。

トロリ上には，燃料体等をつかむためのグラップルを内蔵した燃料把握機があり，燃料体等は，グラップルにてつかまれた状態で原子炉及び使用済燃料プール内の適切な位置に移動することができる設計とする。

ブリッジ及びトロリの駆動並びに燃料把握機の昇降を安全かつ確実に行うために，グラップルには機械的インターロックを設ける。

グラップルのフックは空気作動式とし，燃料体等をつかんだ状態で空気源が喪失しても，フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また，燃料体等を吊った状態において，グラップル内のラッチ機構によりフックが固定されるため，フックは開方向に動作しないことから，燃料体等の落下を防止する構造とする（第4図参照）。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する設計とする（第3図参照）。

燃料取替機は，取扱い中に燃料体等を損傷させないよう荷重監視を行うことにより，あらかじめ設定する荷重値を超えた場合，上昇を阻止するインターロックを有することで燃料体等の破損やそれに伴う燃料体等の落下を防止する設計とする。あわせて，動力電源喪失の場合にも燃料体等の保持状態を維持するために，電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（第1，2図参照）。

燃料取替機は耐震Ｂクラスで設計するが，耐震Ｓクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため，基準地震動Ｓ$_s$による評価を実施し，走行部はレールを抱え込む構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は，添付書類「Ⅴ-2-11-2-1　燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

3.2　原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは，原子炉建屋内壁に沿って設けたレール上を水平に移動するガーダと，その上を移動するトロリで構成する。

原子炉建屋クレーンは，原子炉建屋原子炉棟内で新燃料輸送容器，キャスクの移送及び新燃料等の移送を安全かつ確実に行うものである。本クレーンは，新燃料輸送容器，キャスク及び新燃料等の移送中において，動力電源が喪失しても確実に保持状態を維持するために，電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（第1，2図参照）。

フックは，玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける（第5図参照）。さらに，重量物を吊った状態において，使用済燃料プール上を通過できないよう，モード選択により，移送範囲の制限を行うためのインターロックを設ける（第9，10図参照）。

また，重量物を移送する主巻フックはイコライザハンガをストッパ方式にすることで仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず，安全に保持できる設計とする（第6，7，8図参照）。

補巻フックにおいては，クレーン構造規格を満足したワイヤロープの使用と，玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設けた設計とする。

原子炉建屋クレーンは耐震Ｂクラスで設計するが，耐震Ｓクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため，基準地震動Ｓ$_s$による評価を実施し，走行部は浮き上がり代を設けた構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は，添付書類「Ⅴ-2-11-2-2　原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

3.3　使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，使用済燃料乾式貯蔵建屋内壁に沿って設けたレール上を水平に移動するガーダと，その上を移動するトロリで構成する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは，使用済燃料乾式貯蔵建屋内でキャスクの移送を行うものである。本クレーンは，キャスクの移送中において，動力電源が喪失しても確実に保持状態を維持するために，電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする（第1，2図参照）。

フックは，使用済燃料乾式貯蔵容器専用吊り治具又は玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける。さらに，重量物を吊った状態において，使用済燃料乾式貯蔵建屋に設置された他のキャスクと接触しないよう，モード選択により，走行及び横行範囲のインターロックを設けるとともに，主巻ドラムに設けた回転速度計により巻速度を制限速度以内にすることで，キャスクが異常着床しない設計とする。

主巻ワイヤロープは，横行トロリ上に設けた過巻防止装置（巻上操作により，巻上上限位置において，リミットスイッチが作動することにより巻上停止）によりワイヤロープの過巻を防止し，ワイヤロープの破断を防ぐ設計とする。

また，重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープにすることで仮にワイヤロープ１本が切れた場合でも重量物が落下せず，安全に保持できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは耐震Ｂクラスで設計するが，耐震Ｓクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため，基準地震動Ｓ$_s$による評価を実施し，走行部は浮き上がり代を設けた構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は，添付書類「Ⅴ-2-11-2-3　使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

3.4　チャンネル着脱機

チャンネル着脱機は，1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具が一体となり昇降する装置である。チャンネル着脱機は，新燃料搬入等の際に燃料体等を保持して昇降し，原子炉建屋クレーンと燃料取替機間の受け渡しを行うとともに，検査対象となった燃料体等のチャンネル・ボックスを取り外すための当該燃料体等の昇降，及び燃料体等の検査等のために当該燃料体等を昇降する装置である。チャンネル着脱機は，動力電源喪失の場合にも確実に燃料体等の保持機能を維持するために，電磁ブレーキのス

プリング機構を有した設計とするとともに，下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具により燃料体等の落下を防止する設計とする（第1，2，11図参照）。

チャンネル着脱機は耐震Ｂクラスで設計するが，耐震Ｓクラス設備への波及的影響を及ぼさないことを確認するため，基準地震動Ｓ$_s$による評価を実施し，地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は，添付書類「Ⅴ-2-11-2-4　チャンネル着脱機の耐震性についての計算書」に示す。

なお，チャンネル着脱機は，燃料体等を移動する際，使用済燃料プールライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通ることがないよう，より離れた場所に移設する。

3.5　まとめ

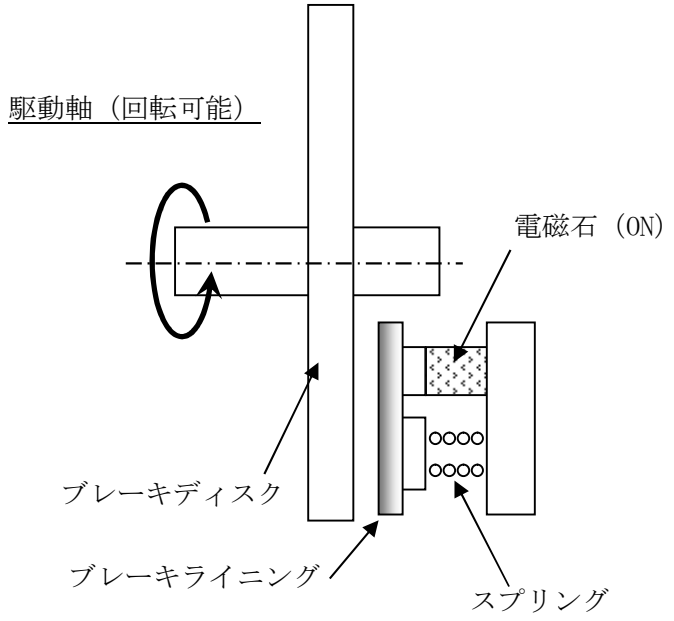
燃料取扱設備における燃料体等の落下防止対策をまとめたものを第1表に示す。

第1表　燃料体等の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取替機	(1) 巻き上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) 燃料把握機は二重ワイヤロープでグラップルを保持する構造 (3) グラップルは空気源喪失時にも燃料集合体をつかむ構造 (4) グラップルの機械的インターロック (5) 燃料体等取扱時の過荷重インターロック
原子炉建屋クレーン	(1) 巻き上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) フックの外れ止め (3) 主巻フックはイコライザハンガをストッパ方式にすることで仮にワイヤロープが切れた場合でも保持される構造 (4) モード選択による移送範囲を制限するインターロック
使用済燃料 乾式貯蔵建屋 天井クレーン	(1) 巻き上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する構造 (2) フックの外れ止め (3) 主巻フックは二重ワイヤロープでグラップルを保持する構造 (4) モード選択による走行範囲を制限するインターロック
チャンネル着脱機	(1) 電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で駆動軸を保持する構造 (2) 下限ストッパによる機械的インターロック (3) 固定具により燃料体等が倒れないよう上部で保持する構造

【巻き上げ機運転時（電源投入時）の状態】

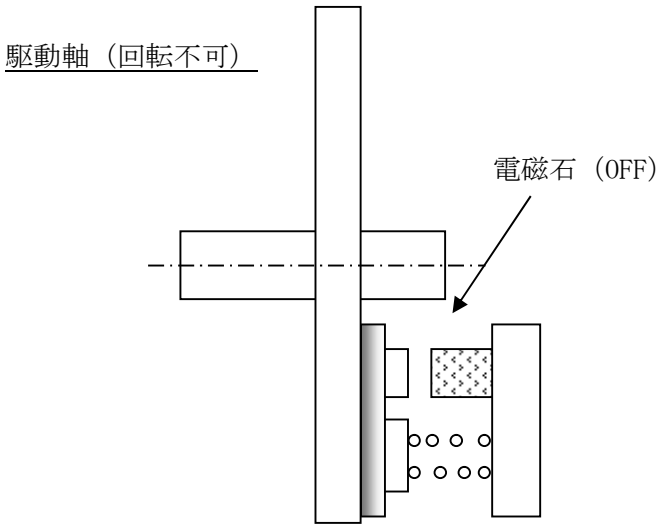
巻き上げ機運転時は，電磁石にてブレーキライニングを吸い寄せ，ブレーキライニングとブレーキディスクの間に隙間ができるため，駆動軸は回転可能な状態である。



第1図　電磁ブレーキの概要

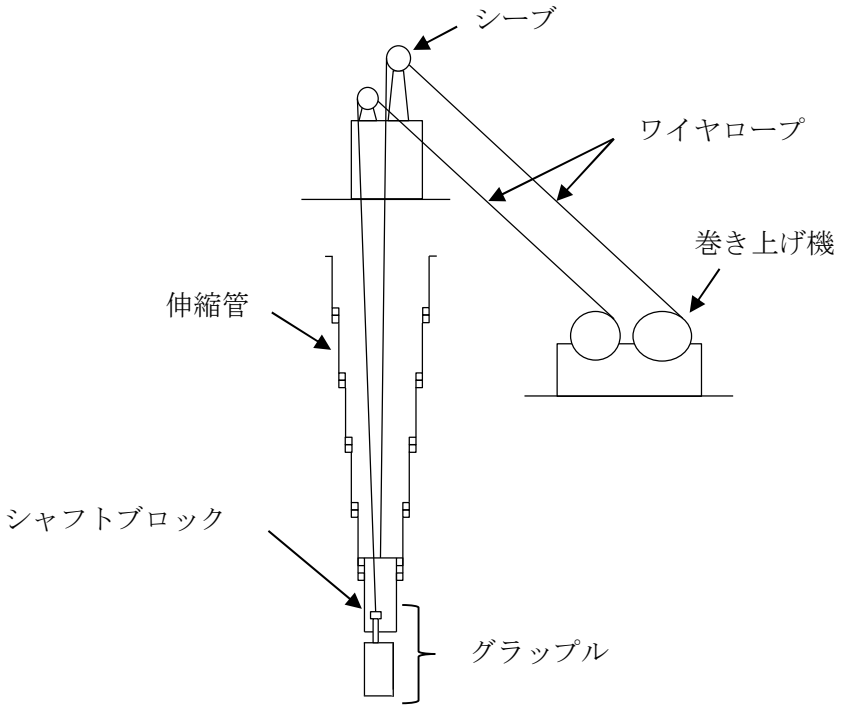
【巻き上げ機停止時（電源遮断時）の状態】

巻き上げ機停止時，あるいは，電源遮断時には，スプリングの力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押し付け，駆動軸が回転できない状態である。



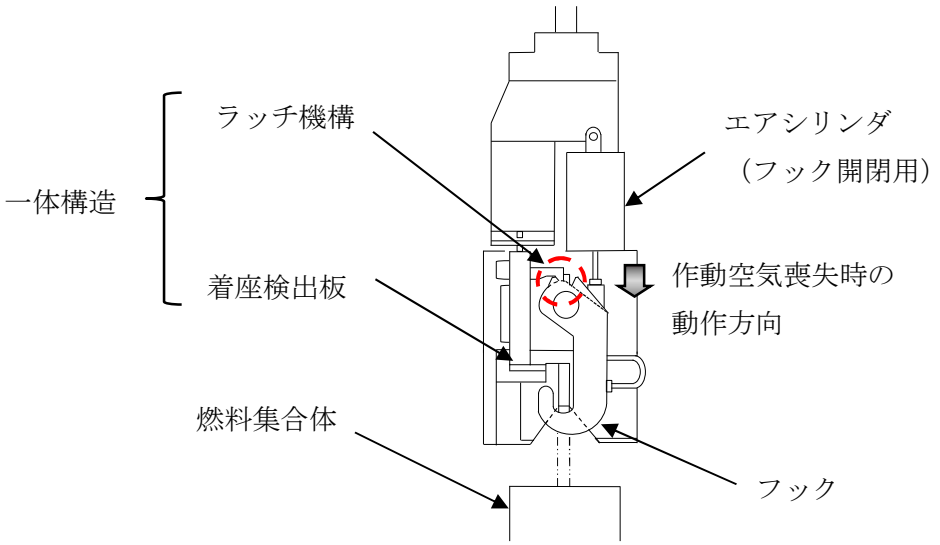
第2図　電磁ブレーキの動作原理

燃料取替機のワイヤロープは，2 本有しており，1 本が「燃料集合体及びグラップル」を，もう 1 本が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている。仮にワイヤロープが 1 本破断したとしても，残りのワイヤロープ 1 本で燃料体等，グラップル及び伸縮管を保持でき，燃料体等を落下させず，安全に支持できる設計とする。

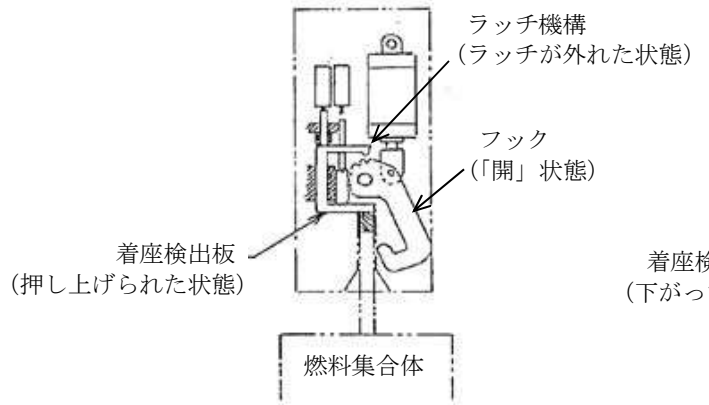


第 3 図　燃料把握機の二重ワイヤロープでグラップルを保持する構造

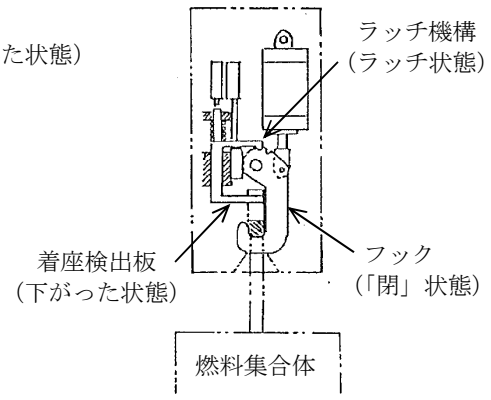
グラップルは，動力源となる作動空気が喪失した場合でも，フック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また，燃料体等を吊った状態において，グラップルはラッチ機構によりフックが固定されるため，フックは開方向に動作しない。また，ラッチ機構をフック開方向に動作させるには，燃料集合体が着座し，ハンドル部が着座検出板を押し上げる必要があり，このような機械的インターロックを備えているとともに，フックは動力源となる作動空気が喪失した場合でも，フック開閉用エアシリンダ内のバネにより，常に閉方向に動作する。



グラップル部概念図



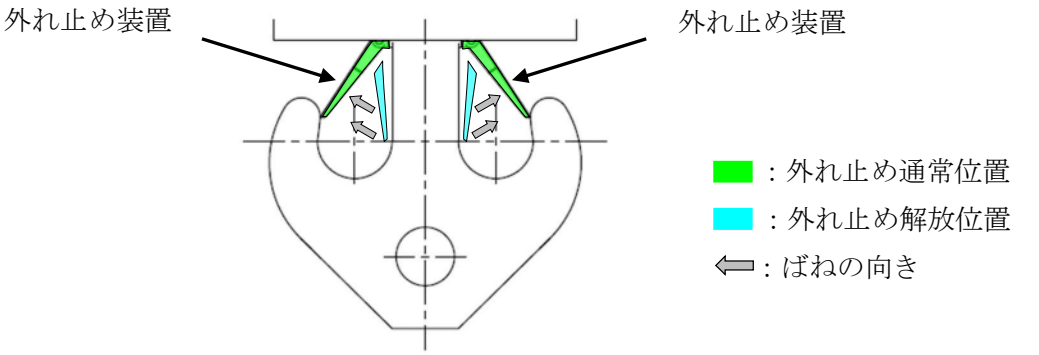
グラップルフック「開」状態



グラップルフック「閉」状態

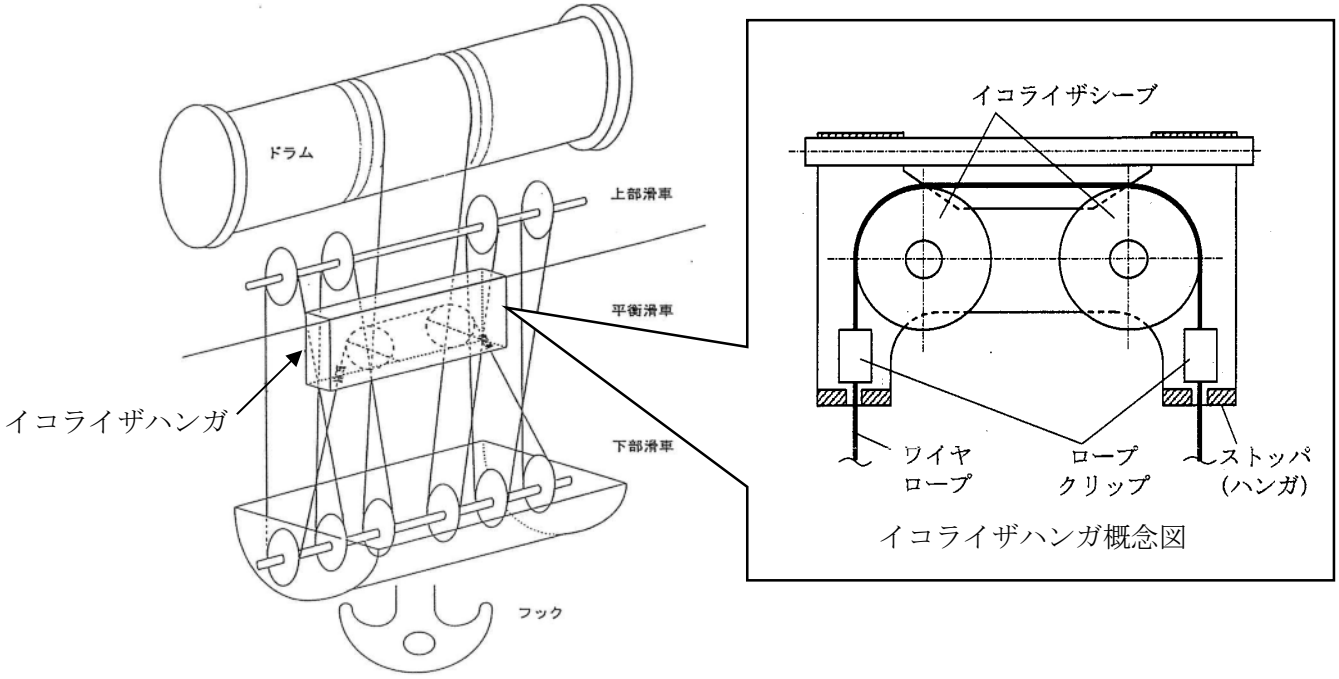
第 4 図　グラップルの空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造

フックの外れ止め装置は，吊荷がフックから外れないようにバネの力により通常位置に保持されるため，吊荷のフックからの脱落を防ぐことができる。



第 5 図　フックの外れ止め装置

主巻のイコライザハンガをストッパ方式にすることで，仮にワイヤロープが切れた場合でもいずれかのストッパで吊荷を保持することにより，重量物が落下せず，安全に保持することができる。



第 6 図　イコライザハンガのストッパ方式概念図

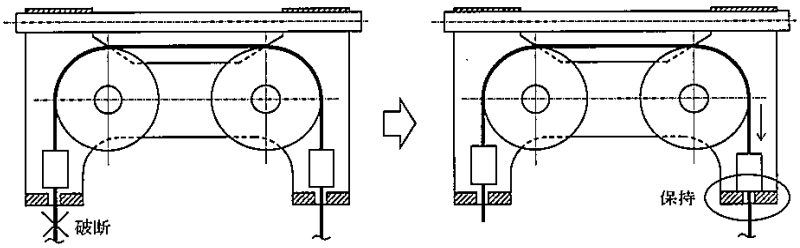
ワイヤロープ破断時の動作について

ケース①：ワイヤロープがイコライザハンガ外で破断した場合

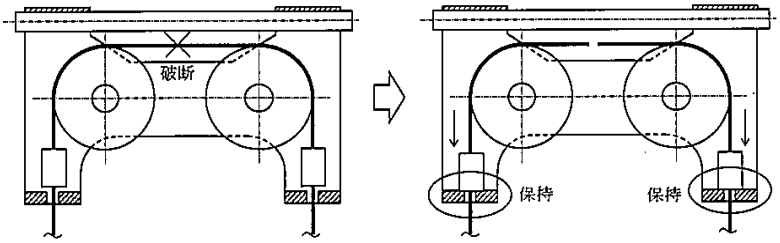
吊荷の質量により，イコライザハンガから破断していない方のワイヤロープが引き出されるが，ロープクリップがストッパに当たり保持されることにより，引き出しが止まり落下しない。

ケース②：ワイヤロープがイコライザハンガ内で破断した場合

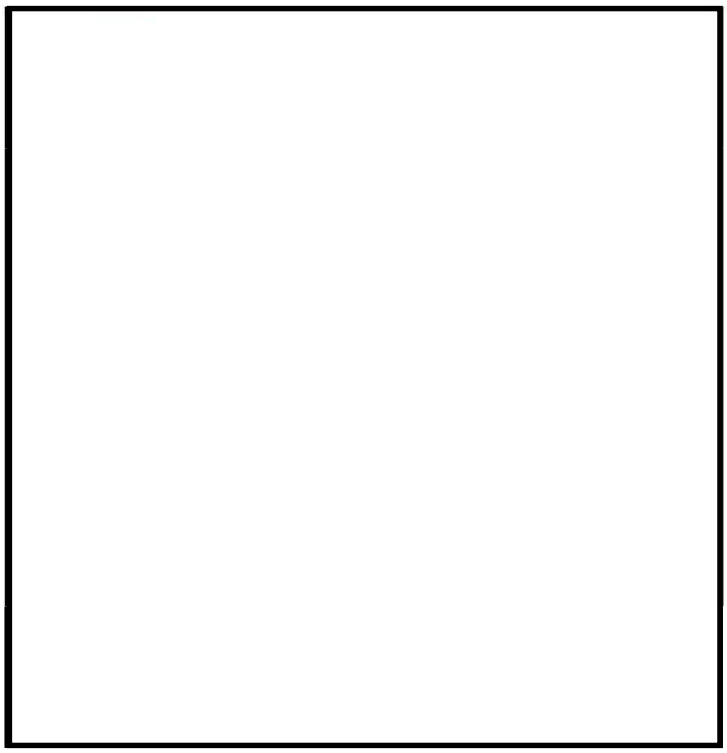
吊荷の質量により，イコライザハンガから両方のワイヤロープが引き出されるが，それぞれのロープクリップがストッパに当たり保持されることにより，引き出しが止まり落下しない。



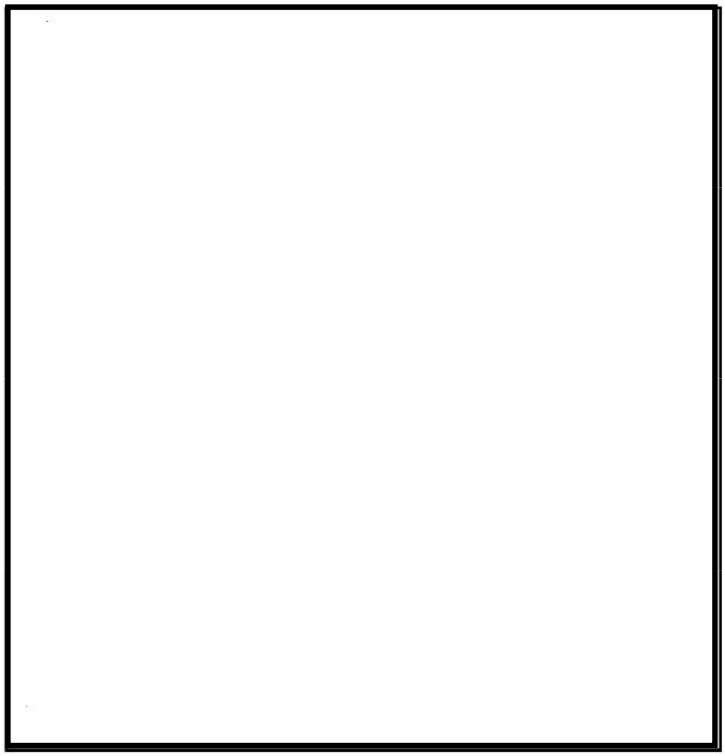
第7図　ワイヤロープがイコライザハンガ外で破断した場合の概要図



第８図　ワイヤロープがイコライザハンガ内で破断した場合の概要図

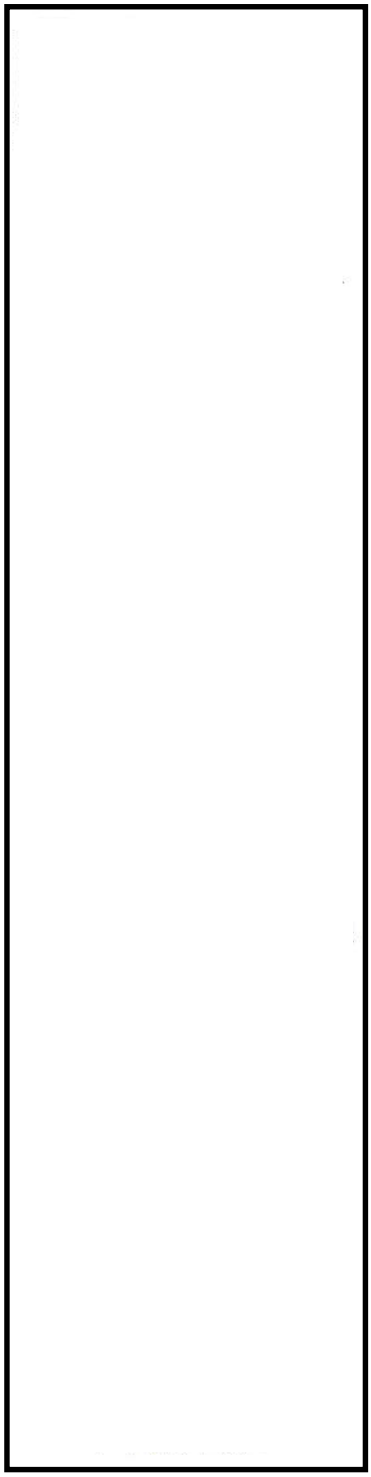


第9図　原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による
重量物移送範囲



第10図　原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
キャスク移送範囲

チャンネル着脱機は，1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で支持する固定具が一体（カート）となり昇降する設計となっており，下限ストッパによる機械的インターロックとあいまって，燃料体等の落下を防止する。



第 11 図　チャンネル着脱機の概略図

4. 使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策

4.1 落下防止対策の基本的な考え方

模擬燃料集合体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても使用済燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張り（以下「ライニング」という。）を施設することから，気中落下時の衝突エネルギが落下試験より大きい設備等に対して，適切な落下防止対策（離隔，固縛等又は基準地震動Ｓｓに対する落下防止設計）を実施する。

気中落下時の衝突エネルギは，使用済燃料プールライニング面（EL.[redacted]m）からの各設備等の設置高さに応じた位置エネルギとする。

気中落下時の衝突エネルギが落下試験の衝突エネルギより小さい設備等については，適切に落下防止するとともに，落下形態を含めて落下試験結果に包絡されるため，使用済燃料プール水の減少に繋がるようなライニングの損傷のおそれはない。

また，燃料体等については，模擬燃料集合体の落下試験における重量及び落下高さを超える場合があるが，水の浮力及び抗力を考慮することで，気中での模擬燃料集合体の衝突エネルギを下回ることを確認している。使用済燃料プールライニングの健全性については，別紙 1「燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について」に示す。

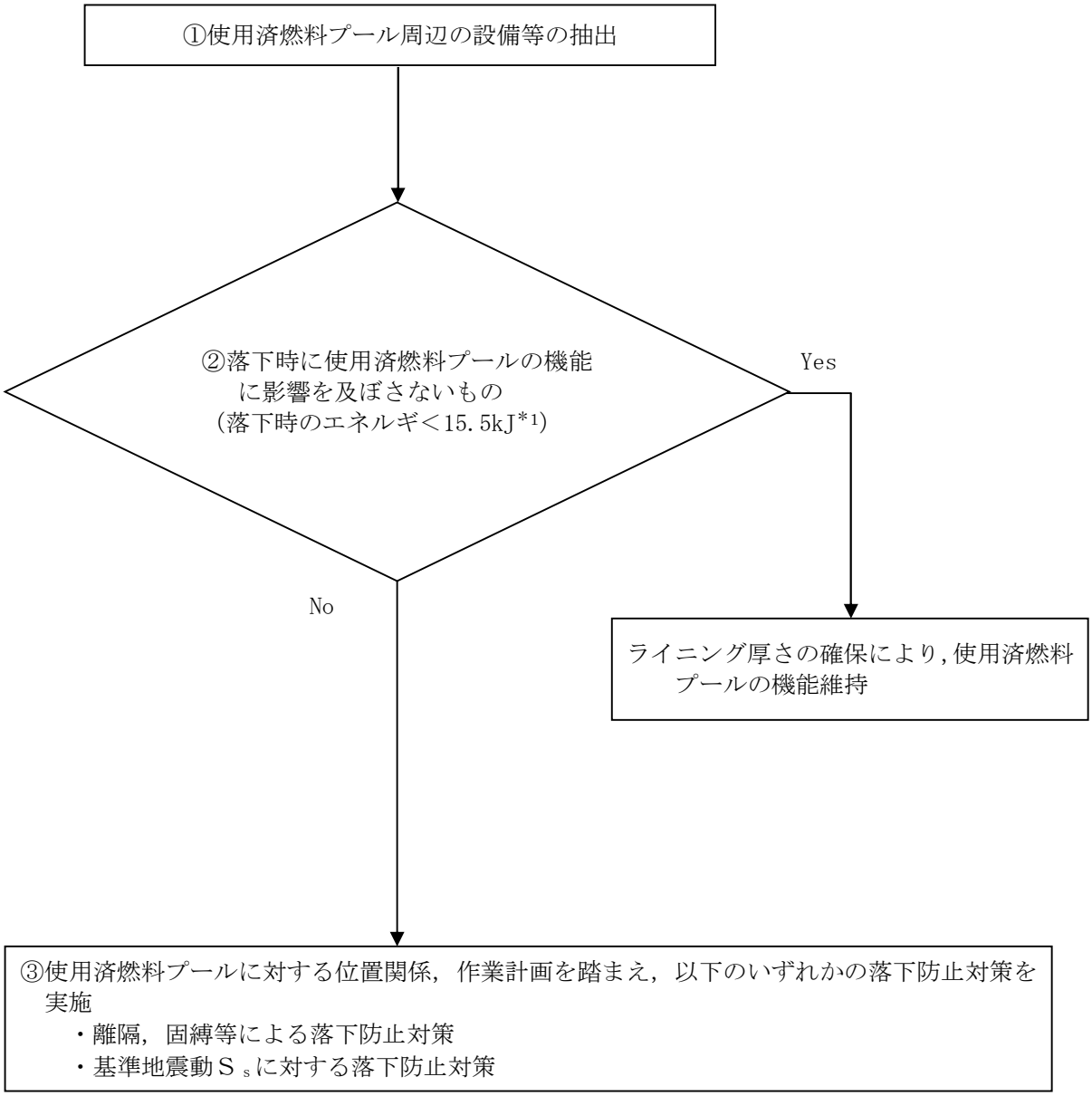
さらに，燃料体等については，燃料取扱設備において使用済燃料プールライニングへの落下を防止する設計とする。

4.2 落下防止対策の検討

使用済燃料プール周辺設備等の重量物のうち，使用済燃料プールへの落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について，使用済燃料プールとの位置関係，作業計画，ウォークダウンの結果を踏まえて網羅的に抽出する。落下防止対策としては，気中落下時の衝突エネルギが落下試験の衝突エネルギより大きい設備等について，使用済燃料プールからの離隔を確保できる重量物は，十分な離隔距離を確保し，必要に応じて固縛又は固定等により落下防止を行う。十分な離隔を確保できない重量物は，基準地震動Ｓｓによる地震荷重に対し使用済燃料プールへ落下しない設計を行う。

重量物の抽出フロー及び落下防止対策を第 12 図に，その結果を第 2 表に示す。

燃料体等については，3. に示したとおり，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及びチャンネル着脱機において，使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



注記　＊1：落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギ

第 12 図　重量物の落下フロー及び落下防止対策

第2表　重量物の抽出結果及び落下防止対策

番号	①使用済燃料プール周辺設備等	②落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼさないもの*1（落下時のエネルギ＜15.5kJ）			③使用済燃料プールに対する位置関係，作業計画を踏まえた落下防止対策
		重量	高さ	評価	
1	原子炉建屋原子炉棟	特定不可	～約35 m	—	基準地震動Ｓｓに対する落下防止対策
2	燃料取替機	約23 t	約12 m	× 約2.7 MJ	基準地震動Ｓｓに対する落下防止対策
3	原子炉建屋クレーン	約48 t	約20 m	× 約9.4 MJ	基準地震動Ｓｓに対する落下防止対策
4	その他クレーン	約1000 kg	約17 m	× 約167 kJ	ジブクレーンの撤去
5	移送後のPCVヘッド（取扱具含む）	約56 t	約14 m	× 約7.7 MJ	離隔，固縛等による落下防止対策
6	移送後のRPVヘッド（取扱具含む）	約4.6 t	約14 m	× 約631 kJ	離隔，固縛等による落下防止対策
7	移送後のドライヤ，セパレータ等（取扱具含む）	約430 kg	約12 m	× 約50.6 kJ	離隔，固縛等による落下防止対策
8	プール内設置物	約100 kg	約5 m	○ 約4.9 kJ	—*2
9	プールゲート類	約2.7 t	約12 m	× 約318 kJ	離隔，固縛等による落下防止対策
10	キャスク（取扱具含む）	約120 t	約14 m	× 約16.5 MJ	離隔，固縛等による落下防止対策
11	電源盤類	—	約12 m	—	離隔，固縛等による落下防止対策
12	フェンス・ラダー類	約300 kg	約12 m	× 約35 kJ	離隔，固縛等による落下防止対策
13	装置類	約800 kg	約12 m	× 約94 kJ	離隔，固縛等による落下防止対策
14	作業用機材類	＜100 kg	約12 m	○ ＜11.8 kJ	—*2
15	計器・カメラ・通信機器類	＜300 kg	約4 m	○ ＜11.8 kJ	—*2
16	試験・検査用機材類	約500 kg	約14 m	× 約69 kJ	離隔，固縛等による落下防止対策
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	約7.5 t	約14 m	× 約1.0 MJ	離隔，固縛等による落下防止対策
18	空調機	約100 kg	約14 m	○ ＜13.8 kJ	—*2
19	重大事故等対処設備	—	—	—	基準地震動Ｓｓに対する落下防止対策

注記　＊1：落下エネルギが15.504 kJ（310 kg×5.1 m×9.80665 m/s^2）以上であれば「×」，15.504 kJ未満であれば「○」（高さは，使用済燃料プールライニング面までの高さであり，落下時のエネルギは，水の浮力，落下中の水抵抗を考慮しない気中落下した場合の保守的な値としている。）

＊2：使用済燃料プール周辺で資機材等を設置する場合は，落下時の衝突エネルギの大小に関わらず，社内規程に基づき荷重評価を行い，設置場所や固定方法について検討した上で設置している。

4.3　落下防止対策の設計

a．離隔，固縛等による落下防止対策

(a) PCV ヘッド，RPV ヘッド，電源盤類等

PCV ヘッド，RPV ヘッド，コンクリートプラグ・ハッチ類等は，重量物であり，車輪のような抵抗を緩和させる構造もないことから，転倒を仮定しても使用済燃料プールに届かない距離に設置して離隔をとるとともに，必要な固縛等を実施する設計とする。

PCV ヘッドの取扱具，RPV ヘッドの取扱具，プールゲート類，キャスク，キャスクの取扱具，電源盤類，フェンス・ラダー類，装置類，試験・検査用機材類は，使用済燃料プールから十分な離隔距離を可能な限り確保し，必要な固縛若しくは固定を実施する設計とする。

(b) ドライヤ，セパレータ等（取扱具含む）

ドライヤ，セパレータ等は，原子炉ウェルを挟んで使用済燃料プールと反対側にあるＤ／Ｓプールに設置し，使用済燃料プールと離隔距離が十分とれているため，地震時であっても使用済燃料プールに落下しない。

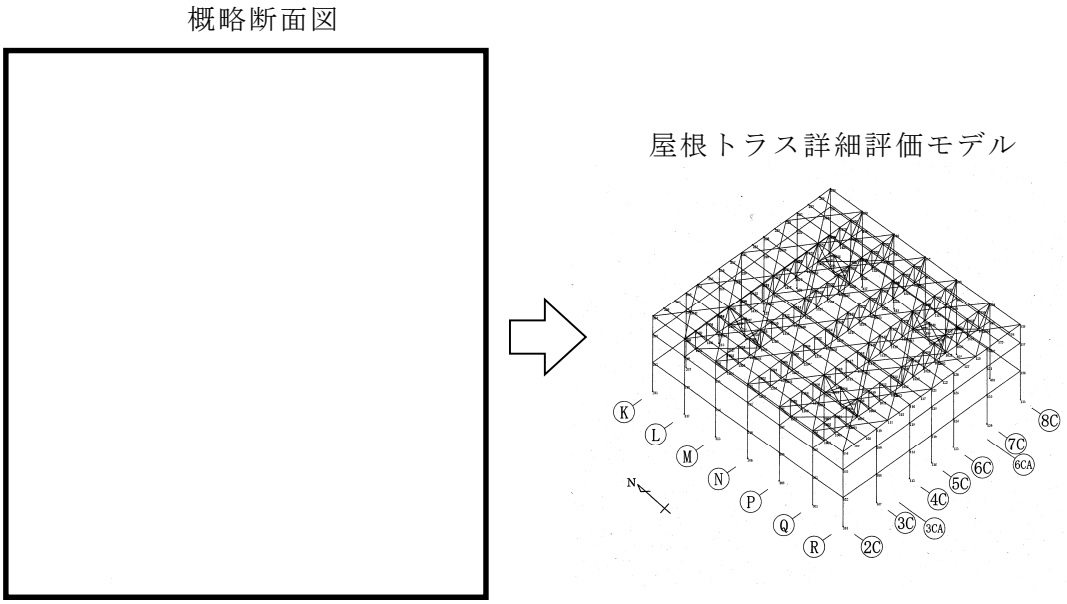
b．耐震性確保による落下防止対策

(a) 原子炉建屋及び使用済燃料プール周辺にある常設設備

原子炉建屋については，原子炉建屋原子炉棟 6 階（EL. [redacted] m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス，屋根面水平ブレース等を線材，面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し，基準地震動Ｓ$_s$に対する評価を行い，屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず，使用済燃料プール内に落下しない設計とする。原子炉建屋屋根評価モデルを第 13 図に示す。なお，屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており，地震による剥落はない。原子炉建屋原子炉棟 6 階より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり，原子炉建屋原子炉棟 6 階より下部の耐震壁とあわせて基準地震動Ｓ$_s$に対して落下しない設計とする。なお，使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが，その落下エネルギは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギより小さいため評価不要である。また，使用済燃料プール周辺にある重大事故等対処設備としては，静的触媒式水素再結合器及び常設スプレイヘッダがあるが，基準地震動Ｓ$_s$に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については，添付書類「Ⅴ-2-2-2　原子炉建屋の耐震性についての計算書」，添付書類「Ⅴ-2-9-5-5-1　静的触媒式水素再結合器の耐震性についての計算書」及び添付書類「Ⅴ-2-4-3-2　代替燃料プール注水系の耐震性につ

いての計算書」に示す。



第 13 図　原子炉建屋屋根評価モデル

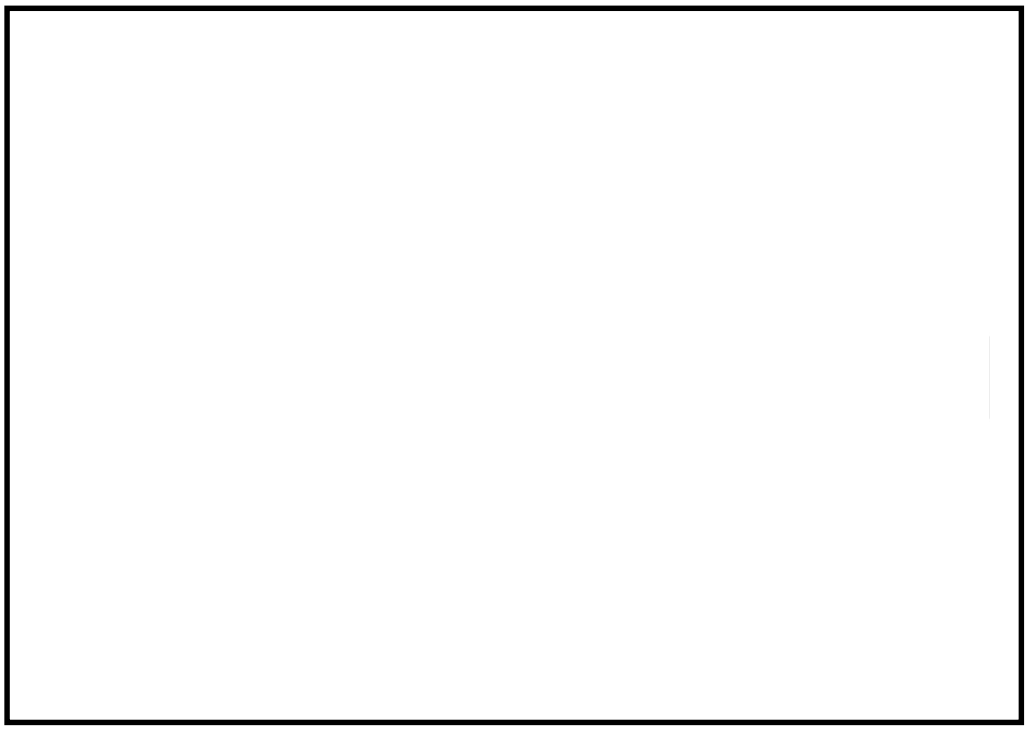
(b) 燃料取替機

燃料取替機は，浮上りによる脱線を防止するため，脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は，走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり，燃料取替機の浮上りにより走行，横行レールより脱線しない構造とする。

各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため，ストッパが設置されているが，地震時等に走行，横行レール上を燃料取替機，トロリが滑り，仮に本ストッパがなかったとしても，走行レールについては基準地震動Ｓ$_s$による燃料取替機の滑りを考慮した距離を保つ運用とすることから，レール範囲外への脱線はしない。横行レールについては，ブリッジ上部にレールが敷設されており，トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから，使用済燃料プールに落下することはない。また，横行速度とトロリの高さから，脱線後原子炉建屋壁面に到達することもない。燃料取替機と使用済燃料プールの位置関係を第 14 図に示す。

燃料取替機は，想定される最大重量を上回る定格荷重 450 kg の吊荷を吊った状態においても，基準地震動Ｓ$_s$に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については，添付書類「Ⅴ-2-11-2-1　燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。



第 14 図　燃料取替機と使用済燃料プールの位置関係

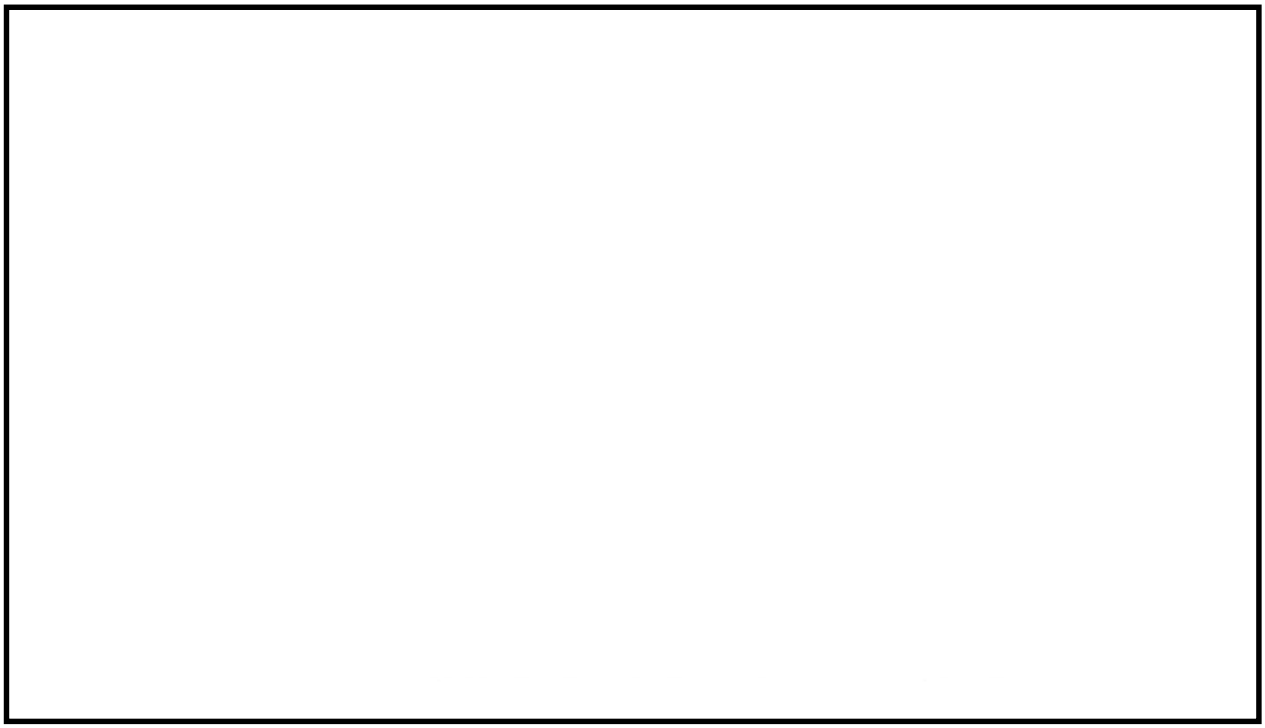
(c) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは，浮上りによる脱線を防止するため，脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は，ランウェイガーダ当り面，横行レールに対し，浮上り代を設けた構造であり，クレーンの浮上りにより走行，横行レールより脱線しない構造としている。

なお，各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため，ストッパが設置されているが，地震時等に走行，横行レール上を原子炉建屋クレーン，トロリが滑り，仮に本ストッパがなかったとしても，滑り量を考慮した運用とすることから，原子炉建屋クレーン，トロリがレールから脱線し原子炉建屋壁面に到達するおそれはなく，使用済燃料プールに落下することはない。原子炉建屋クレーンと使用済燃料プールの位置関係を第 15 図に示す。

原子炉建屋クレーンは，下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して，波及的影響を及ぼさないことを確認することから，想定される最大重量を上回る定格荷重 125 t の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

耐震性評価結果については，添付書類「Ⅴ-2-11-2-2　原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書」にて示す。



第 15 図　原子炉建屋クレーンと使用済燃料プールの位置関係

5. 使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価

使用済燃料プール内への落下物によって使用済燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

5.1 基本方針

(1) 影響評価の基本的考え方

4.において気中落下時の衝突エネルギが落下試験の衝突エネルギより大きい設備等については適切な落下防止対策を実施することから，落下試験の衝突エネルギを適用して使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価を実施する。

以降においては，燃料体等からチャンネル・ボックスを除いた状態を「燃料集合体」と呼び，評価については，燃料集合体のうち核燃料物質及び核分裂生成物を内包する燃料被覆管が，放射性物質の閉じ込め機能を保持するよう，破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕を有することを計算により確認する。

(2) 落下物の選定

上述のとおり第2表において落下防止対策を施さない重量物による落下エネルギを包含できる落下物として，模擬燃料集合体を選定する。

(3) 評価方針

燃料集合体の概要を第16-1～2図及び燃料集合体とラックの関係図を第16-3図に示す。

燃料集合体の強度評価フローを第17図に示す。

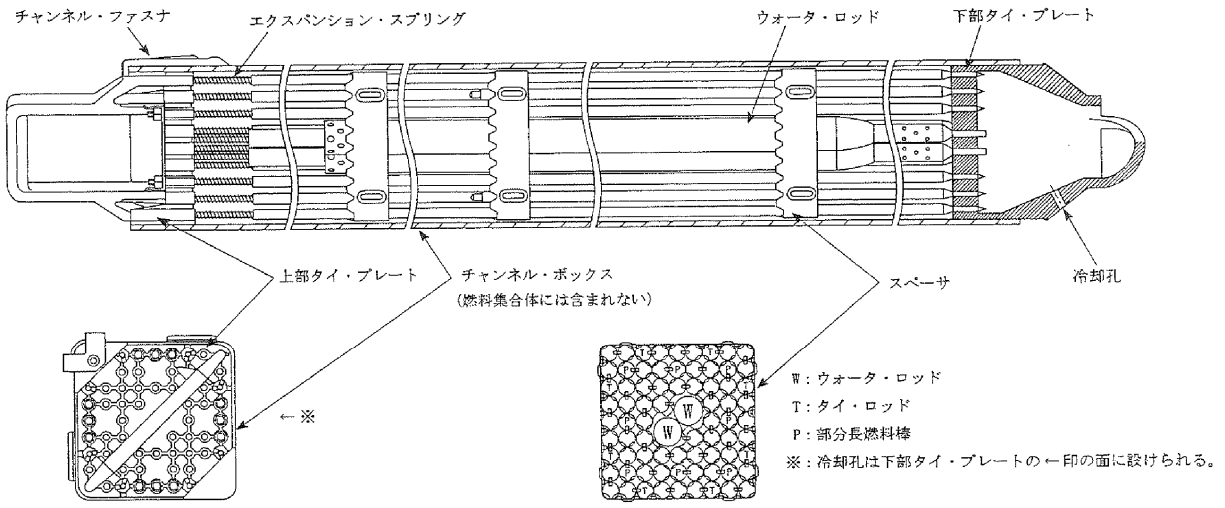
燃料集合体の強度評価においては，その構造を踏まえ，落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し，評価対象部位を選定する。

落下物による燃料集合体への影響については，落下物の衝突により生じるひずみが許容値を超えないことを確認する。

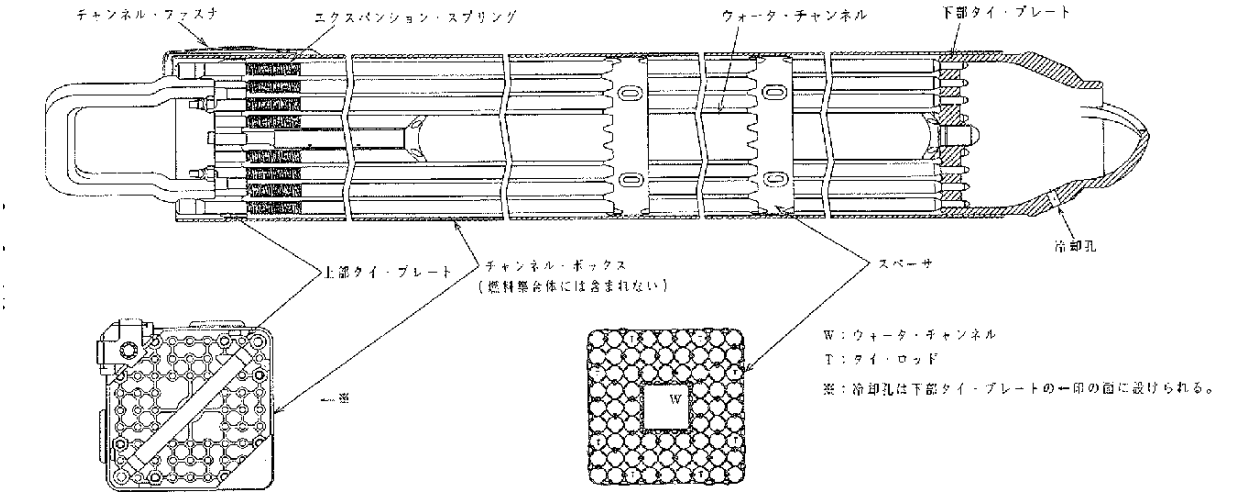
落下物が同時に複数の燃料集合体に衝突することが考えられるが，保守的に1体の燃料集合体に落下物が衝突するものとして計算を行う。

燃料集合体は第16-3図のとおり，ラック内に貯蔵されている。燃料被覆管部分はラック内にあるが，燃料集合体上部は露出した状態にある。よって，落下物は燃料集合体の上部タイ・プレートに直接衝突するものとして評価を行う。

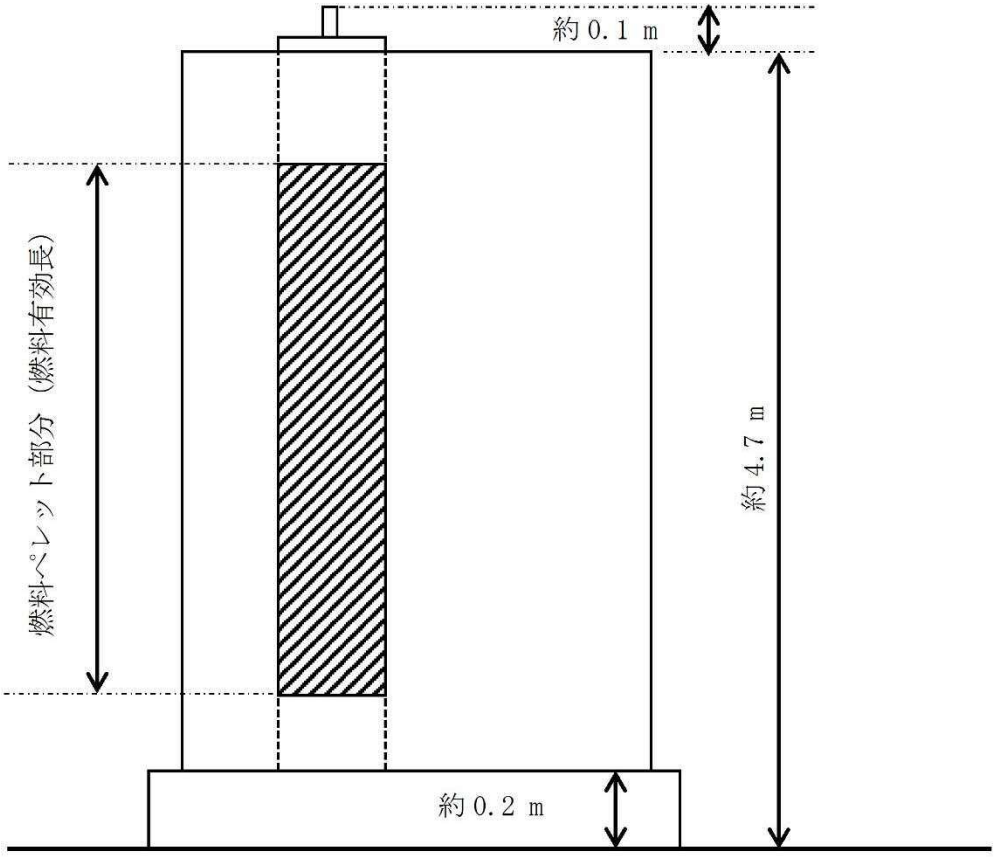
燃料集合体の許容限界は，燃料被覆管の破断伸びに適切な余裕を考慮した値とする。



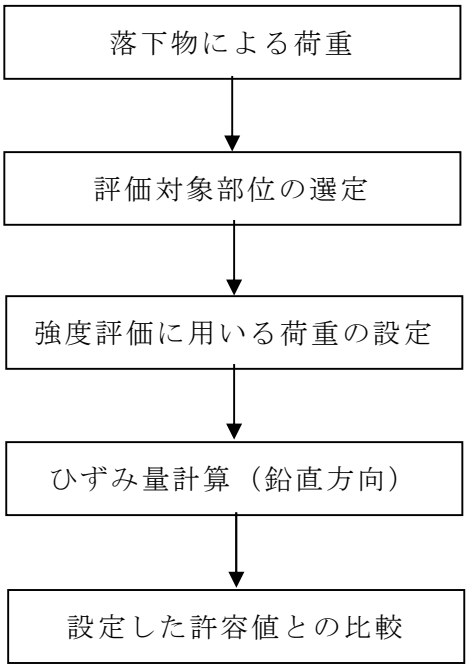
第 16-1 図　燃料集合体の概要（９×９燃料（Ａ型））



第 16-2 図　燃料集合体の概要（９×９燃料（Ｂ型））



第 16-3 図　燃料集合体とラックの関係図



第 17 図　燃料集合体の強度評価フロー

5.2　強度評価方法

(1) 記号の定義

燃料集合体の強度評価に用いる記号を第3表に示す。

第3表　強度評価に用いる記号

記　号	単　位	定　義
A	m^2	燃料被覆管の断面積
E	MPa	燃料集合体の縦弾性係数
E_1	J	燃料集合体の変形エネルギ
L	m	燃料被覆管の長さ
m	kg	落下物の重量
g	m/s^2	重力加速度
h	m	落下高さ
W	J	落下物の落下エネルギ
ε_p	%	燃料被覆管の塑性ひずみ
ε_y	%	燃料被覆管の弾性ひずみ
π	—	円周率
σ_y	MPa	燃料被覆管の耐力

(2) 評価対象部位

燃料集合体の評価対象部位は，落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し設定する。

落下物による衝撃荷重は，落下物が燃料集合体に直接衝突した際，燃料被覆管に作用し，ひずみが発生する。

落下物は上部タイ・プレートに衝突し，押し下げられた上部タイ・プレートは上部タイ・プレートと接続しているすべての燃料棒に荷重を伝達するため，落下物による荷重は燃料棒の局所に集中することはない。

このことから，燃料被覆管を評価対象部位とし設定する。

(3) 荷重の設定

燃料集合体の強度評価に用いる荷重は，第4表の荷重を用いる。気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた各燃料集合体の実際の水中重量は，表中の値以下となる。なお，落下エネルギの評価に用いる荷重及び高さについては，4.1 及び5.1 (1) に記載のとおり保守的に落下試験と同じ条件とする。

第 4 表　落下物の諸元

落下物の種類	m (kg)	g (m/s^2)	h (m)
模擬燃料集合体	310	9.80665	5.1

(4) 許容限界

燃料集合体のひずみの許容限界値は，燃料被覆管が破断しないこととすることから，「平成１８年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終成果報告書）」（（独）原子力安全基盤機構）の試験データ等を踏まえて，許容ひずみは燃料被覆管の破断伸びに対して十分保守側の 1 %とする。

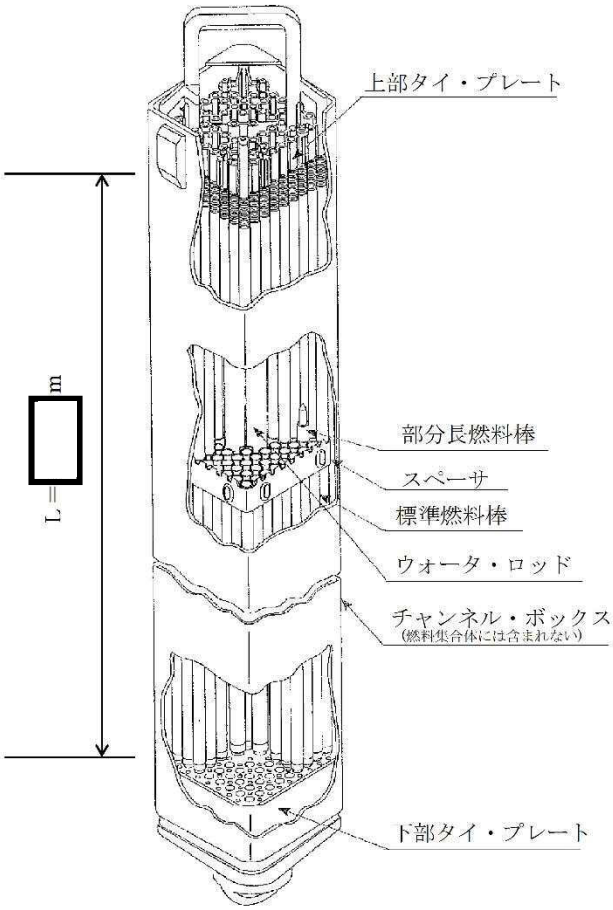
(5) 評価方法

燃料集合体の構造図を第 18 図に，断面図を第 19 図に示す。燃料集合体の強度評価については，落下物による落下エネルギを用いて評価し，燃料被覆管に生じるひずみを算出する。

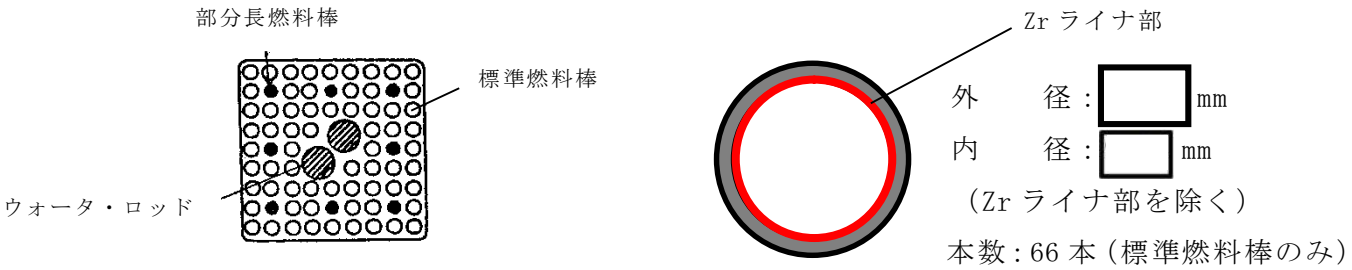
燃料集合体への衝突時には，落下物は周辺のラックセルとも衝突することが想定されるが，評価においては保守的に，燃料集合体のみに衝突するものとする。

評価に用いる燃料集合体は保守的に以下の燃料集合体を想定し，評価を行う。

・評価対象燃料集合体のうち，燃料被覆管断面積と燃料被覆管長さの積が小さくなる９×９燃料（Ａ型）燃料集合体の寸法を使用する。
・照射に伴い耐力は上昇するが，保守的に未照射時の値を使用する。
・燃料被覆管の断面積は減肉した照射済みの燃料を想定する。
・燃料集合体への衝撃荷重は燃料棒（標準燃料棒のみ）全数で受けるものとする。
・ウォータ・ロッドは保守的に無視する。



第 18 図　燃料集合体の構造図



（a）　燃料集合体の断面図　　（b）　燃料被覆管の断面図　（公称値）

第 19 図　燃料集合体の断面図

a．　衝突影響評価

落下物の衝突に伴う荷重は，燃料集合体の上部タイ・プレートを介して燃料棒，ウォータ・ロッドに作用することになるが，落下エネルギが全て燃料被覆管の変形に費やされるものとし，この際に燃料被覆管に生じるひずみを算出する。算出に当たっては，保守的な評価となるよう燃料被覆管は弾完全塑性体とし，第 20 図に示すとおり塑性変形に伴う硬化を考慮しないものとする。

(a)　落下物の落下エネルギ（鉛直成分）

$W = m \cdot g \cdot h$

(b)　燃料被覆管の変形エネルギ

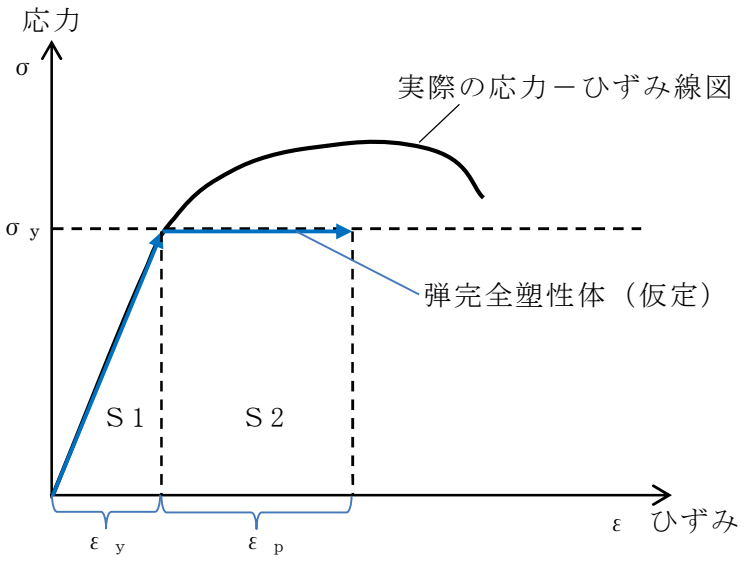
$$E_1 = (S1 + S2) \cdot A \cdot L = \left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y + \sigma_y \cdot \varepsilon_p\right) \cdot A \cdot L$$

ここで $\varepsilon_y = \sigma_y / E$

(a) 及び (b) より，$W = E_1$ として塑性ひずみ ε_p を求める。

$$\varepsilon_p = \frac{m \cdot g \cdot h}{A \cdot L \cdot \sigma_y} - \frac{1}{2}\varepsilon_y$$

ただし，$\left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \varepsilon_y\right) \cdot A \cdot L$ がWよりも大きい場合，$\varepsilon_p = 0$（弾性範囲内）となる。



第 20 図　弾完全塑性体の保守性
（イメージ図）

5.3　評価条件

燃料集合体の強度評価に用いる評価条件を第5表に示す。

第5表　評価条件（燃料集合体）

燃料集合体の材料*	A (m^2)	L (m)
ジルカロイ―2	1.30×10^{-3}	[redacted]

E (MPa)	σ_y (MPa)	ε_y (%)
[redacted]	[redacted]	[redacted]

注記　＊：燃料集合体は複数の部材から構成されており，ここでは，計算に使用した縦弾性係数の引用部材を記載した。また，燃料被覆管の断面積Aについては，「平成１８年度高燃焼度９×９型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）」（原子力安全基盤機構）」に記載されているとおり，使用済燃料の燃料被覆管は新燃料に比べ腐食により約2 %減肉するため，保守的に3.5 %減肉を考慮した値を使用する。

5.4　評価結果

燃料集合体の強度評価結果を第6表に示す。

燃料集合体に発生するひずみは許容ひずみ以下である。

第6表　評価結果

ε_p (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

別紙１　燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については，模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し，万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても，ライニングが健全性を確保することを確認している*1。

試験結果としては，ライニングの最大減肉量は初期値3.85 mmに対して0.7 mmであった。また，落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は，割れ等の有害な欠陥は認められず，燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

図１は，気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。図１に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は，チャンネル・ボックスを含めた状態で 310 kg と保守的*2であり，燃料落下高さは燃料取替機による通常の燃料移動高さを考慮し，5.1 m と安全側である。燃料移動高さについては，燃料体等をキャスクに装荷する場合及びキャスクから取り出す場合に限り，5.1 m よりも高い［　　］m（＜6 m）としているが，この場合も燃料体等落下時の水中抗力を考慮することにより，上記落下試験における落下エネルギ（310 kg× g ×5.1 m= 15.5 kJ，ここで重力加速度 g = 9.80665 m/s^2）に包絡されることを確認した*3。

注記　＊1：株式会社日立製作所，「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」（HLR－050），平成 6 年 12 月

＊2：東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む。）は，表 1 に示すとおり水中で 310 kg 未満であることを確認している。燃料装荷時等に使用するツインブレードガイドも，気中での重量は 325 kg であるが，水中では 284 kg と，310 kg 未満になることを確認している。

＊3：燃料集合体の変位（落下移動距離）をx（m），時間をt（s）とし，以下に示す運動方程式を用いて，6 m落下後のライニング衝突直前の速度及び落下エネルギを評価する。本評価では，燃料集合体は垂直に落下し，落下中に水による浮力及び抵抗（抗力）を受けることを想定する。

$$m_1 \frac{d^2x}{dt^2} = (m_1 - \rho V) \cdot g - D$$

これを，速度vの式にすると

$$m_1 \frac{dv}{dt} = m_2 \cdot g - D$$

ここで，

g ：重力加速度，9.80665 m/s^2

m_1：燃料集合体の重量（気中），□kg（東海第二発電所使用済燃料プール内最大重量燃料：８×８燃料）

m_2：燃料集合体の重量（水中），□kg（浮力考慮）（$m_1-\rho V$）

D：抗力（$=\frac{1}{2}\rho C_d A v^2$）

ρ：水の密度，9.8045×10^2 kg/m^3（大気圧・65 ℃）

C_d：抗力係数，0.60（燃料集合体抗力係数測定試験結果）

A：流れに垂直な面の投影面積，正方形断面（0.13 m×0.13 m＝1.69×10^{-2} m^2）を仮定

V：燃料集合体体積，□m^3（メーカ設計値）

上記微分方程式より，

$$v=\sqrt{\frac{m_2 g}{k}}\cdot\tanh\left(\frac{k}{m_1}\sqrt{\frac{m_2 g}{k}}\cdot t\right)$$

ここで，$k=\frac{1}{2}\rho C_d A$

以上より，落下時点の速度 v は□m/s と評価され，落下エネルギ$\frac{1}{2}mv^2$は，

$\frac{1}{2}\times$□$\times$□^{2} ≒ 14.9 kJ

となり，上記落下試験における落下エネルギ 15.5 kJ を下回る。

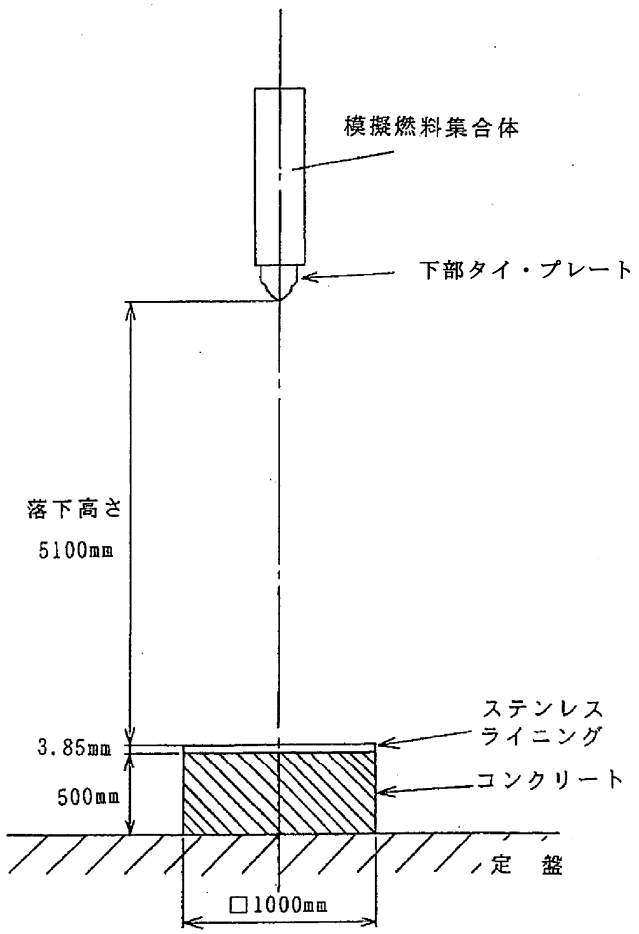


図１　模擬燃料集合体落下試験方法

表１　燃料集合体重量

		燃料集合体重量（kg）	
		気中	水中*4
実機	８×８燃料		
	新型８×８燃料		
	新型８×８ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度８×８燃料		
	９×９燃料（Ａ型）		
	９×９燃料（Ｂ型）		
模擬燃料集合体		310	

注記　＊4：表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

Ⅴ-1-3-4　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

目　次

1.　概　　要 ····· 1
2.　基本方針 ····· 1
3.　評　　価 ····· 3
3.1　評価方法 ····· 3
3.2　評価条件 ····· 4
3.3　評価結果 ····· 9
4.　代替燃料プール冷却系 ····· 19

1. 概　　要

本資料は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力（スプレイによる燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減を含む）について説明するものである。

なお,通常運転時の冷却能力に関しては,技術基準規則の要求事項に変更がないため,今回の申請において変更は行わない。

今回は，重大事故の発生防止等のために設置する代替燃料プール注水系により使用済燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること，及び可搬型スプレイ設備により重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において,代替燃料プール注水系(注水ライン),代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）又は代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）により，使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回る注水を行うことで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また，技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）又は代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）により，使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を使用済燃料プールに全面に向けてスプレイする設計とする。これにより，燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに，蒸発量を上回るスプレイは，浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により，放射性物質の放出を低減する。

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）又は代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）によるスプレイ量と比較する蒸発量の評価にあたっては,「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）を参考に，通常の冷却機能又は注水機能を喪失した場合の，原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管

された使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

なお，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制できる設計とする。評価については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の容量設定根拠に記載する。

(1)　代替燃料プール注水系（注水ライン）

常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプ又は西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，使用済燃料プールへ注水する。

常設低圧代替注水系ポンプは，代替淡水貯槽を水源として，代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。系統構成を第3.3-1図に示す。

可搬型代替注水中型ポンプは，西側淡水貯水設備を水源として，ホース及び代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。系統構成を第3.3-2図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水貯槽の水又は海水を水源として，ホース及び代替燃料プール注水系配管を経由して使用済燃料プールへ注水できる設計とする。系統構成を第3.3-3図に示す。

(2)　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は，西側及び南側保管場所に保管する可搬型代替注水大型ポンプにより，水源である代替淡水貯槽の水又は海水をホース及び可搬型スプレイノズルを経由して，使用済燃料プールへ注水又は使用済燃料に直接スプレイする。系統構成を第3.3-4図に示す。

(3)　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）は，常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，使用済燃料に直接スプレイする。

常設低圧代替注水系ポンプは，代替淡水貯槽を水源として，代替燃料プール注水系配管及び常設スプレイヘッダを経由して使用済燃料に直接スプレイできる設計とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水貯槽の水又は海水を水源として，代替燃料プール注水系配管，ホース及び常設スプレイヘッダを経由して，使用済燃料プールへ注水又は使用済燃料に直接スプレイできる設計とする。

(4)　代替燃料プール冷却設備

重大事故等が発生し，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系の復旧ができず，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系を用いて，貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。

代替燃料プール冷却系は，使用済燃料プールを水源として代替燃料プール冷却系ポンプにより，代替燃料プール冷却系熱交換器を介して，使用済燃料プールへ戻る循環系統である。

代替燃料プール冷却系熱交換器の冷却用の海水は，緊急用海水ポンプにより送水され，非常用取水設備である緊急用海水ポンプピットから取水する設計とする。

3.　評　　価

3.1　評価方法

(1)　注水時

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量に対し，代替燃料プール注水系（注水ライン）の注水量，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル），代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の注水量が上回ることを確認する。

(2)　スプレイ時

使用済燃料プール水の蒸発量に対し，代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル），代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）のスプレイ量が上回ることを確認する。

使用済燃料プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱と，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）による，使用済燃料プール水の蒸発量は以下の式で求める。なお，顕熱による冷却は保守的に考慮せず，蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3600 / (hfg \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$　：必要注水量［m^3/h］

Q　：崩壊熱［MW］

hfg　：飽和水蒸発潜熱［kJ/kg］（＝2257 kJ/kg）

ρ　：注水密度［kg/m^3］（＝958 kg/m^3）（飽和水）

3.2　評価条件

使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）は，有効性評価ガイドを参考に，以下の条件とする。

a. 使用済燃料プールには，貯蔵されている燃料体等の他に，原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。

・使用済燃料プールの熱負荷としては，燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として，崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。

・原子炉を停止してから使用済燃料プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は，施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に 9 日とする。

・施設定期検査ごとに約 1/4～1/5 炉心分（９×９燃料（Ａ型）[redacted]168 体）の使用済燃料が使用済燃料プールに取り出されるものとする。

b. 使用済燃料の崩壊熱については，燃料組成，燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。

・1 サイクルの運転期間は 14 ヶ月，使用済燃料の取出平均燃焼度を 45 GWd/t，燃料取替のために原子炉から使用済燃料プールに取り出した燃料の平均燃焼度は 33 GWd/t とし，第 3.2-1 表，第 3.2-2 表及び第 3.2-3 表のとおりとする。

・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を，第 3.2-1 表，第 3.2-2 表及び第 3.2-3 表に示す。

崩壊熱に関しては，ORIGEN2 コードにて求めた。なお，評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については，添付書類「Ⅴ-5-7　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＯＲＩＧＥＮ２」に示す。

（代替燃料プール注水系（注水ライン）の冷却能力の評価）

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプからの注水量が，使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の冷却能力の評価）

(1)　注水時

可搬型代替注水大型ポンプからの注水量が使用済燃料プールにおける重大事故

に至るおそれがある事故の想定事故1及び想定事故2に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

(2)　スプレイ時

使用済燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し，使用済燃料プール全体に，熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても，スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回ることを確認する。

使用済燃料プール全面に向けたスプレイに関しては，可搬型スプレイノズルの噴射幅，首ふり角度を考慮したスプレイ分布と，可搬型スプレイノズルの設置位置，使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の冷却能力の評価）

(1)　注水時

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプからの注水量が使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回ることを確認する。

(2)　スプレイ時

使用済燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し，使用済燃料プール全体に，熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても，スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回ることを確認する。

使用済燃料プール全面に向けたスプレイに関しては，常設スプレイヘッダの噴射幅，噴射角度を考慮したスプレイ分布と，常設スプレイヘッダの設置位置，使用済燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

第 3.2-1 表　崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／1 サイクル	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間*1	30 日	30 日
使用済燃料体数	1486 体*2	1486 体*3
施設定期検査時取出燃料体数	－	764 体*3
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後*4

注記　＊1：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

＊2：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）から 1 炉心分の燃料（764 体）を除いた体数（1486 体）が貯蔵されているものとする。

＊3：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（764 体）＋使用済燃料（1486 体））されているものとする。

＊4：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

第 3.2-2 表　燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度(GWd/t)	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	142 体	45	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	45	0.283
施設定期検査燃料	30 日	168 体	33	1.214
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		1486 体	－	2.095

第 3.2-3 表　燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度(GWd/t)	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	142 体	45	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	45	0.293
施設定期検査時 取出燃料 5	9 日	92 体	33	1.089
施設定期検査時 取出燃料 4	9 日	168 体	33	1.893
施設定期検査時 取出燃料 3	9 日	168 体	33	1.800
施設定期検査時 取出燃料 2	9 日	168 体	33	1.714
施設定期検査時 取出燃料 1	9 日	168 体	33	1.608
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		2250 体	－	9.058

3.3　評価結果

a. 代替燃料プール注水系（注水ライン）

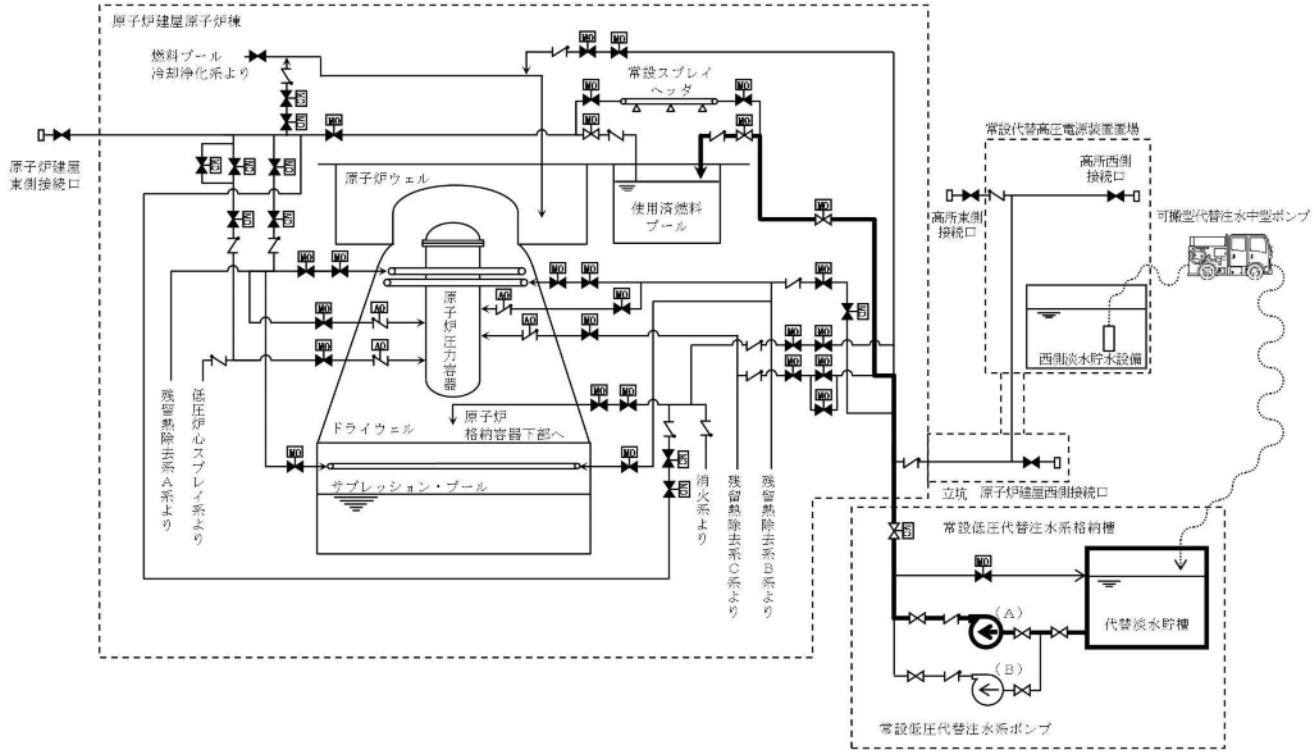
「3.1　評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は 50 m^3/h であり，それぞれ 1 台当たり 50 m^3/h 以上*の補給能力を持つ常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプを設置することで，この注水流量を上回る注水を確保できる。

なお，可搬型代替注水中型ポンプを用いて注水する場合，可搬型代替注水中型ポンプ 1 個では必要な流量に対し揚程が不足することから，可搬型代替注水中型ポンプ 2 個を直列に接続し，1 個目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで 2 個目のポンプ入口の静水頭を確保する。

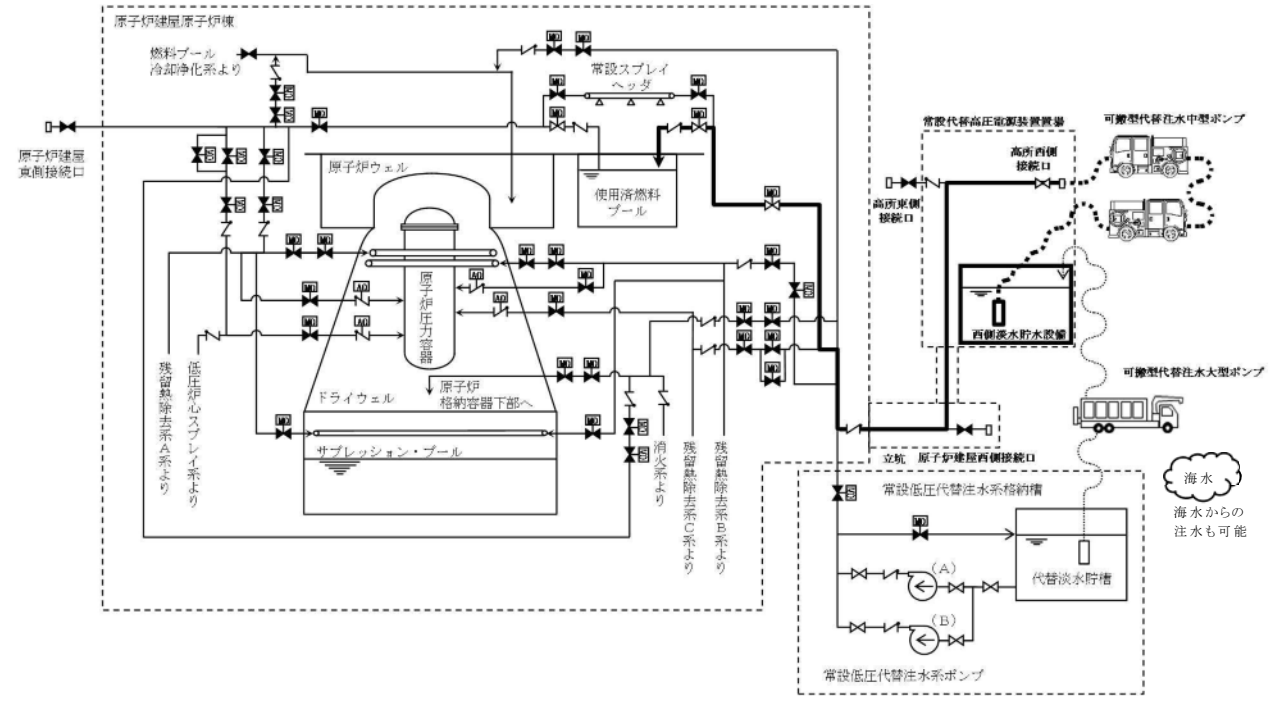
第 3.3-1 図，第 3.3-2 図及び第 3.3-3 図にそれぞれのポンプを用いた注水系統を示す。

注記　＊：工事計画書のうち，使用済燃料プール注水時の各ポンプの容量として記載している下限値。

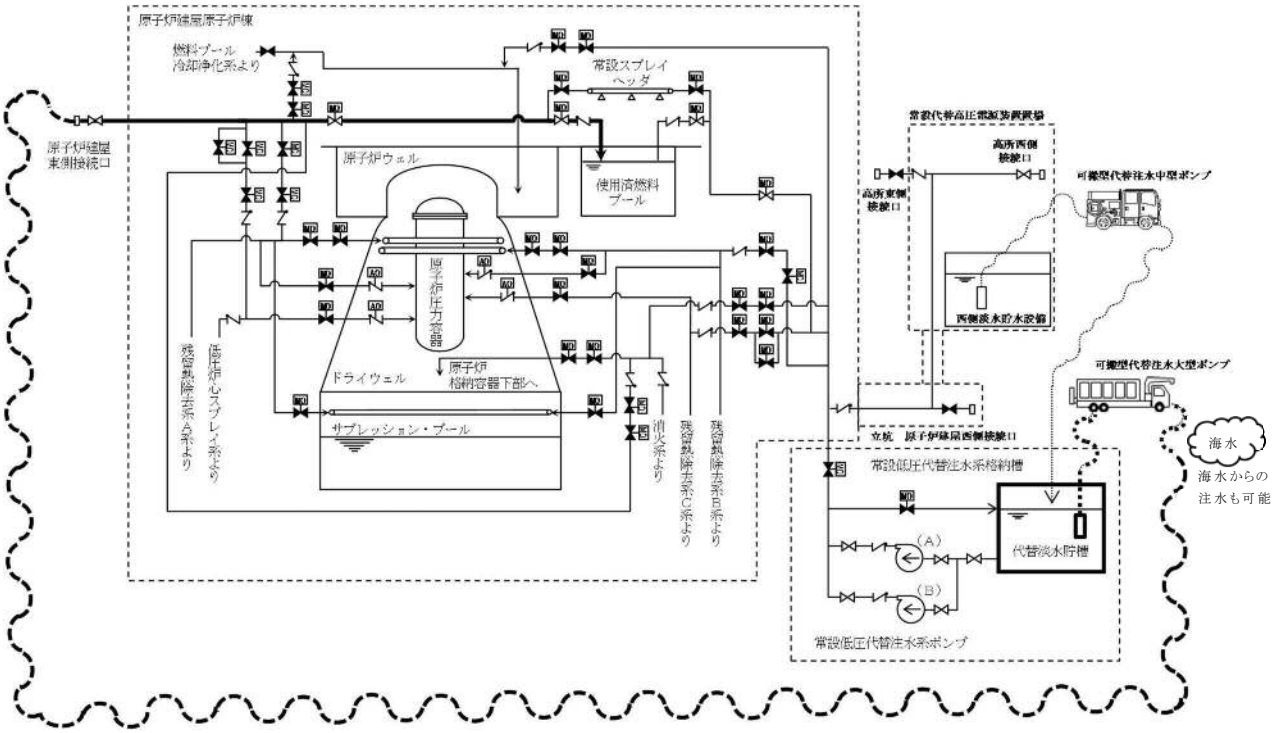
使用済燃料プールに接続する配管の破断による水位低下に対しても，これらポンプからの注水が有効性の確認されている使用済燃料プールへの注水流量を上回り，放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる。



第3.3-1図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水



第3.3-2図　可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水



第3.3-3図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

b. 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

(1) 注水時

「3.1 評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は 50 m^3/h であり，1 台当たり約 120 m^3/h 以上の補給能力を持つ可搬型代替注水大型ポンプを設置することで，この注水流量を上回る注水を確保できる。

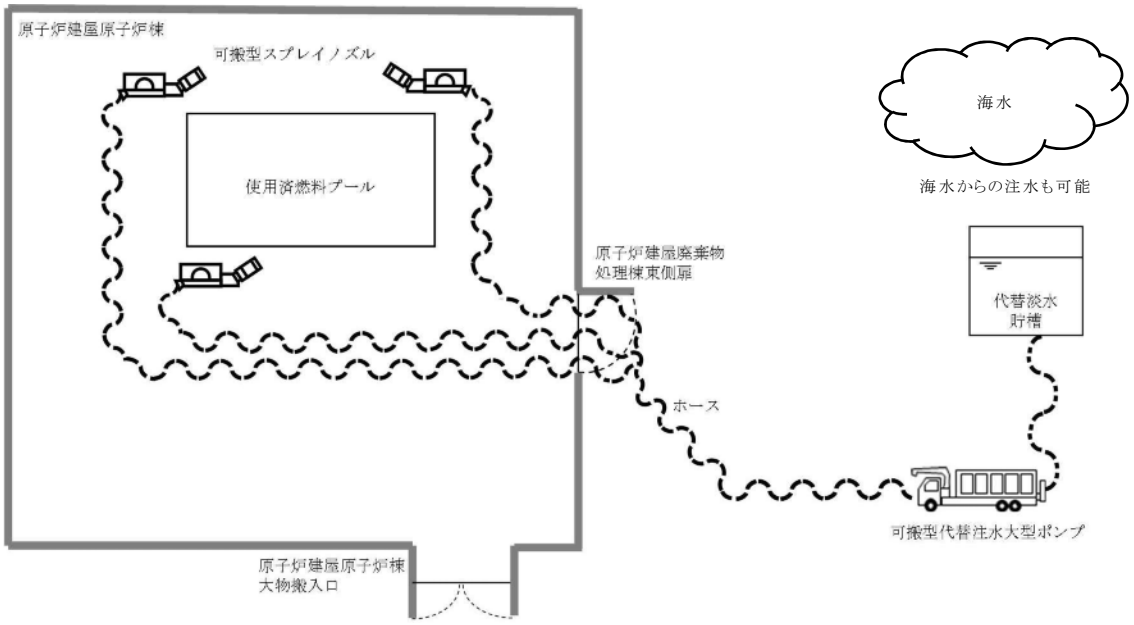
(2) スプレイ時

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料プールの蒸発量は，約 15.1 m^3/h であるが，メーカのスプレイ試験に基づくスプレイ分布を可搬型スプレイノズル 3 台の設置位置と使用済燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果，可搬型スプレイノズルから，蒸発量を上回る約 120 m^3/h を使用済燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料プール全面に向けてスプレイし，輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで，燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは，浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により，放射性物質の放出を低減する。

可搬型代替注水大型ポンプから可搬型スプレイノズル 3 台を介して使用済燃料プールへスプレイする系統を第 3.3-4 図に示す。

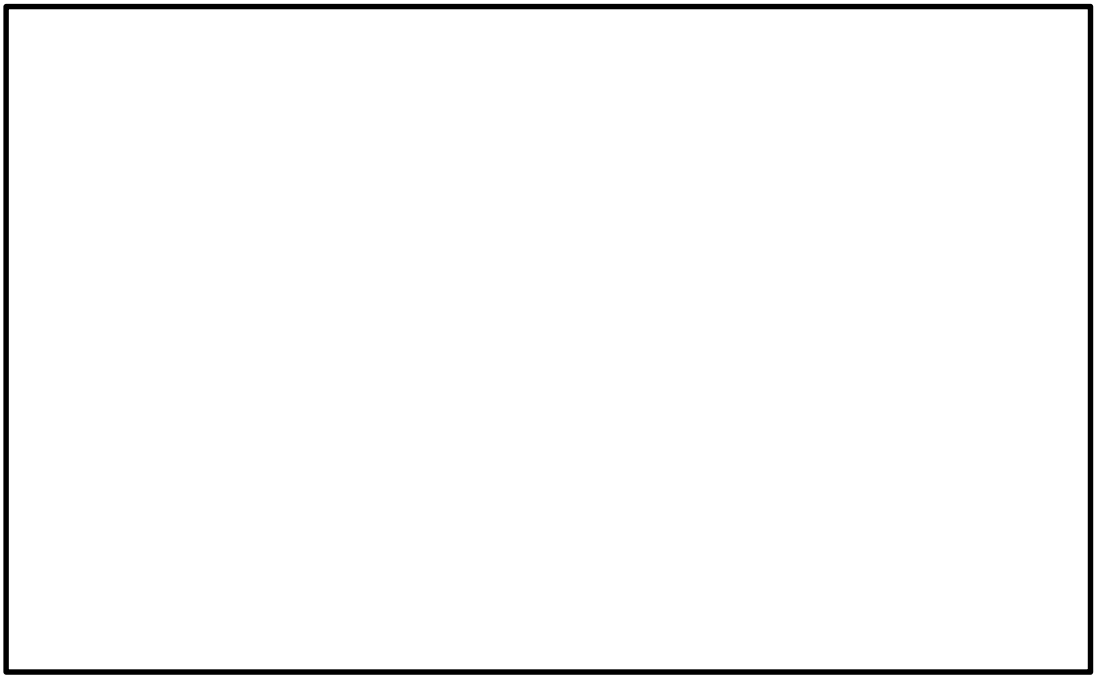
第 3.3-1 表にスプレイ試験条件を，第 3.3-5 図にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を，第 3.3-6 図及び第 3.3-7 図に使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズル 3 台の設置位置とスプレイ分布を，第 3.3-2 表にスプレイ流量を示す。第 3.3-7 図により使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。



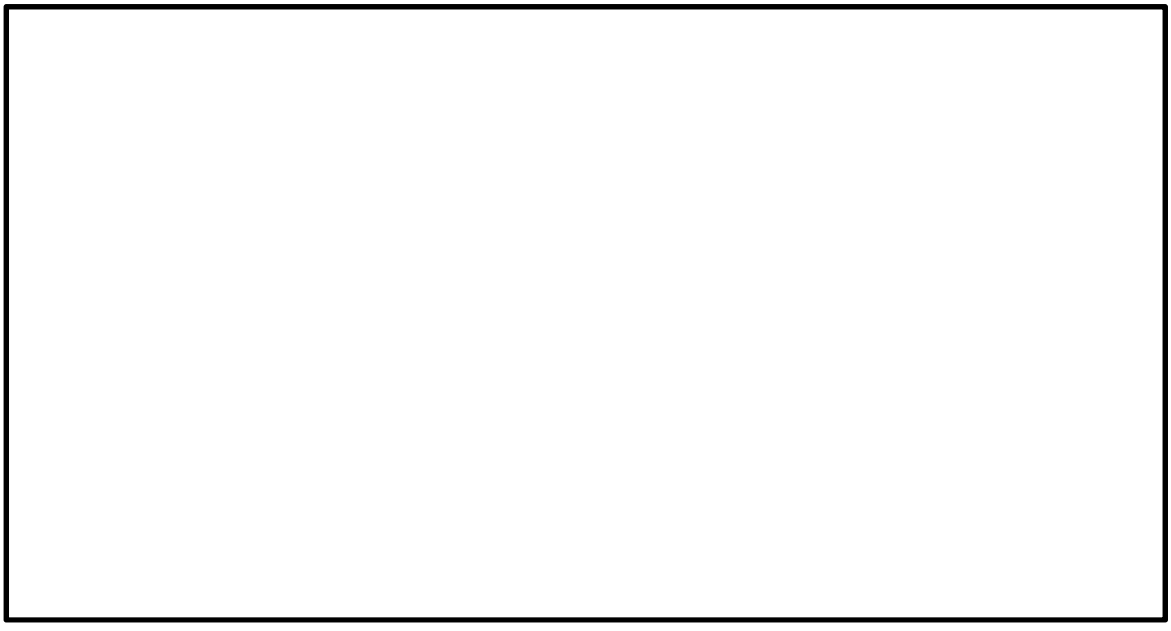
第 3.3-4 図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ）

第 3.3-1 表　スプレイ試験条件

項目	試験条件



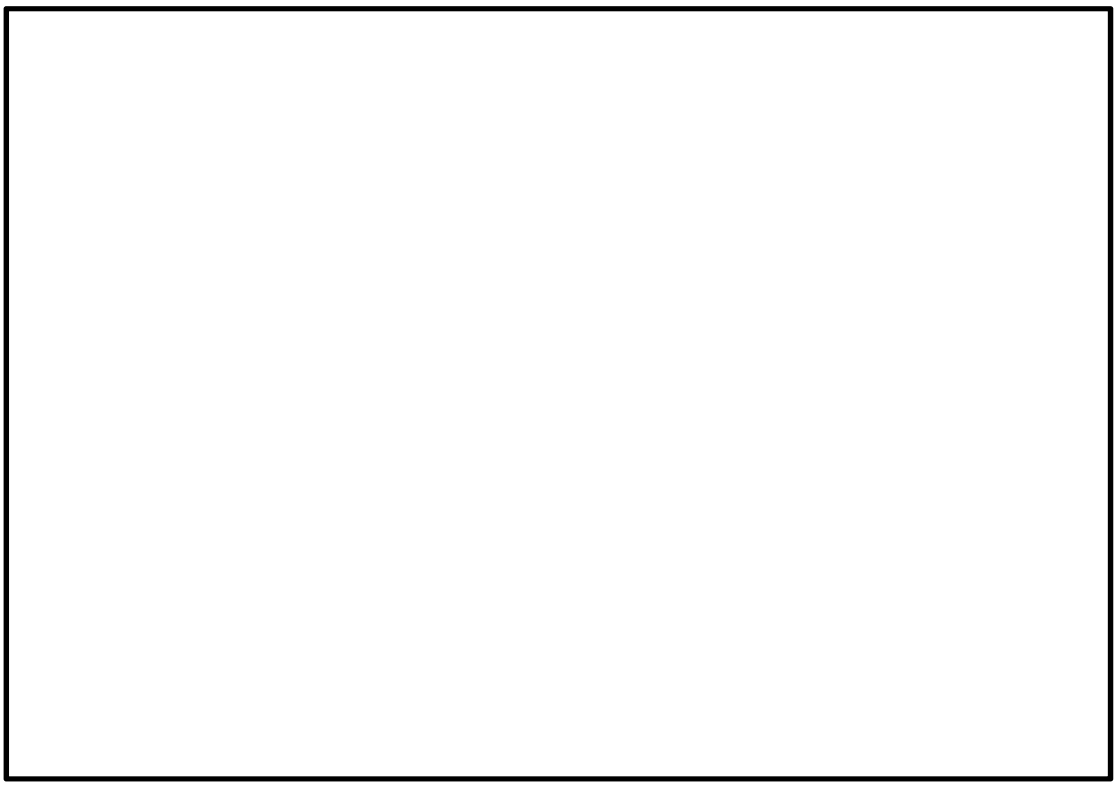
第 3.3-5 図　スプレイ試験に基づくスプレイ分布



第 3.3-6 図　使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布(単体)

第 3.3-2 表　ノズル使用本数，ノズル設置位置及びスプレイ流量

	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレイ流量（1 本当たり）	プール内スプレイ流量
スプレイノズル①				
スプレイノズル②				
スプレイノズル③				



第 3.3-7 図　使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

c.　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

(1)　注水時

「3.1　評価方法」の使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の想定事故 1 及び想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量は 50 m^3/h であり，1 台当たり約 70 m^3/h 以上の補給能力を持つ常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプを設置することで，この注水流量を上回る注水を確保できる。

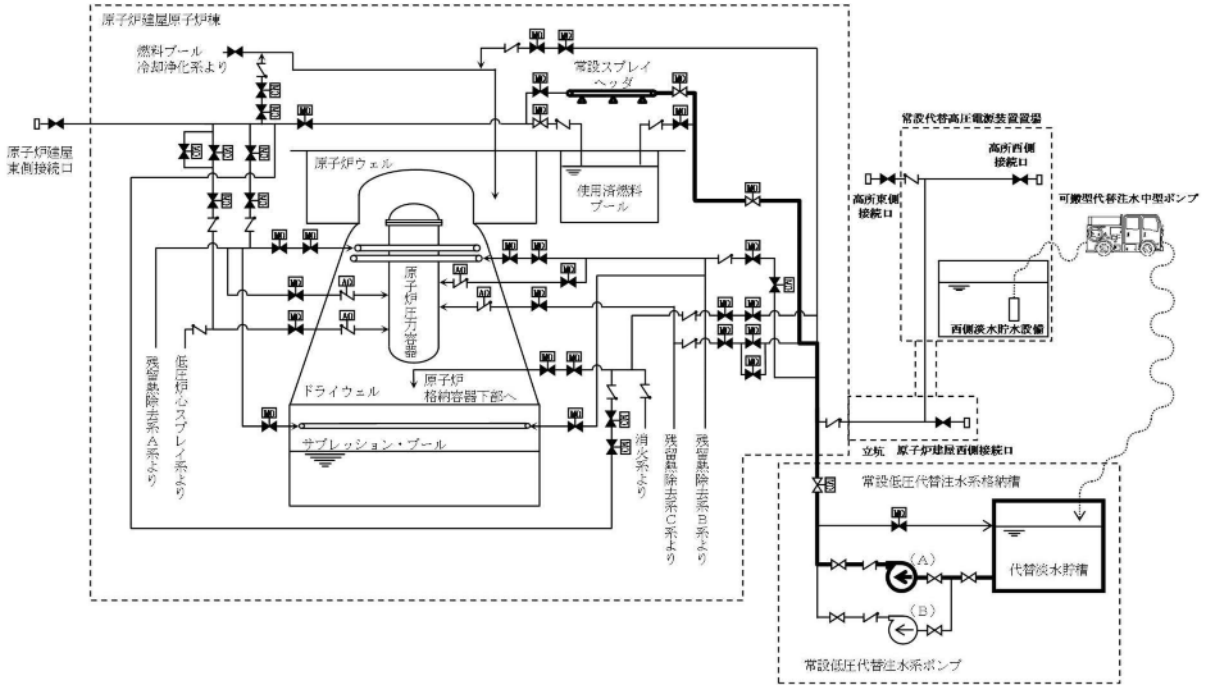
(2)　スプレイ時

「3.1　評価方法」の式で求めた使用済燃料プールの蒸発量は，約 15.1 m^3/h であるが，常設スプレイヘッダ設置位置と使用済燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果，常設スプレイヘッダからのスプレイ量（約 70 m^3/h）のうち，蒸発量を上回る約 60 m^3/h を使用済燃料プール内にスプレイできる。

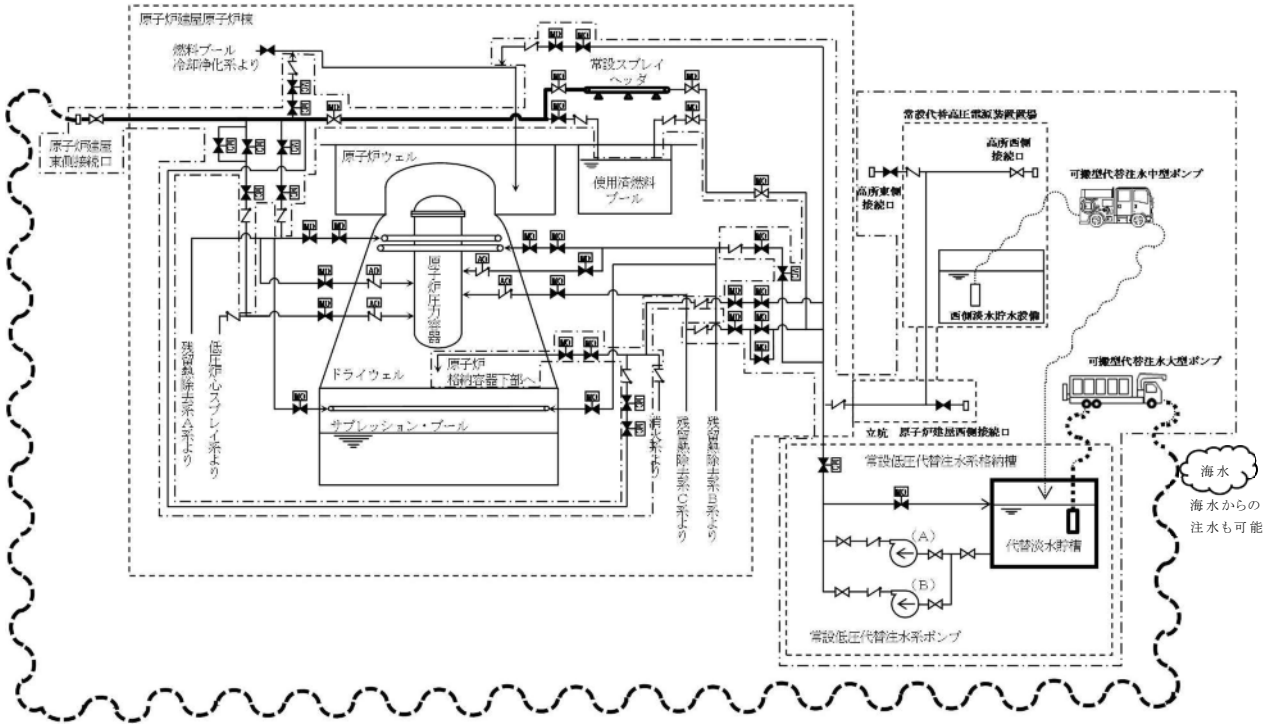
蒸発量を上回る量で使用済燃料プール全面に向けてスプレイし，輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで，燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは，浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により，放射性物質の放出を低減する。

常設低圧代替注水系ポンプから常設スプレイヘッダを介して使用済燃料プールへスプレイする系統を第 3.3-8 図に，可搬型代替注水大型ポンプから常設スプレイヘッダを介して使用済燃料プールへスプレイする系統を第 3.3-9 図に示す。

常設スプレイヘッダのノズル本数,設置角度及びスプレイ流量を第 3.3-3 表に，常設スプレイヘッダの設置位置とスプレイ分布を第 3.3-10 図に示す。第 3.3-10 図により使用済燃料プール全体にスプレイすることが可能である。



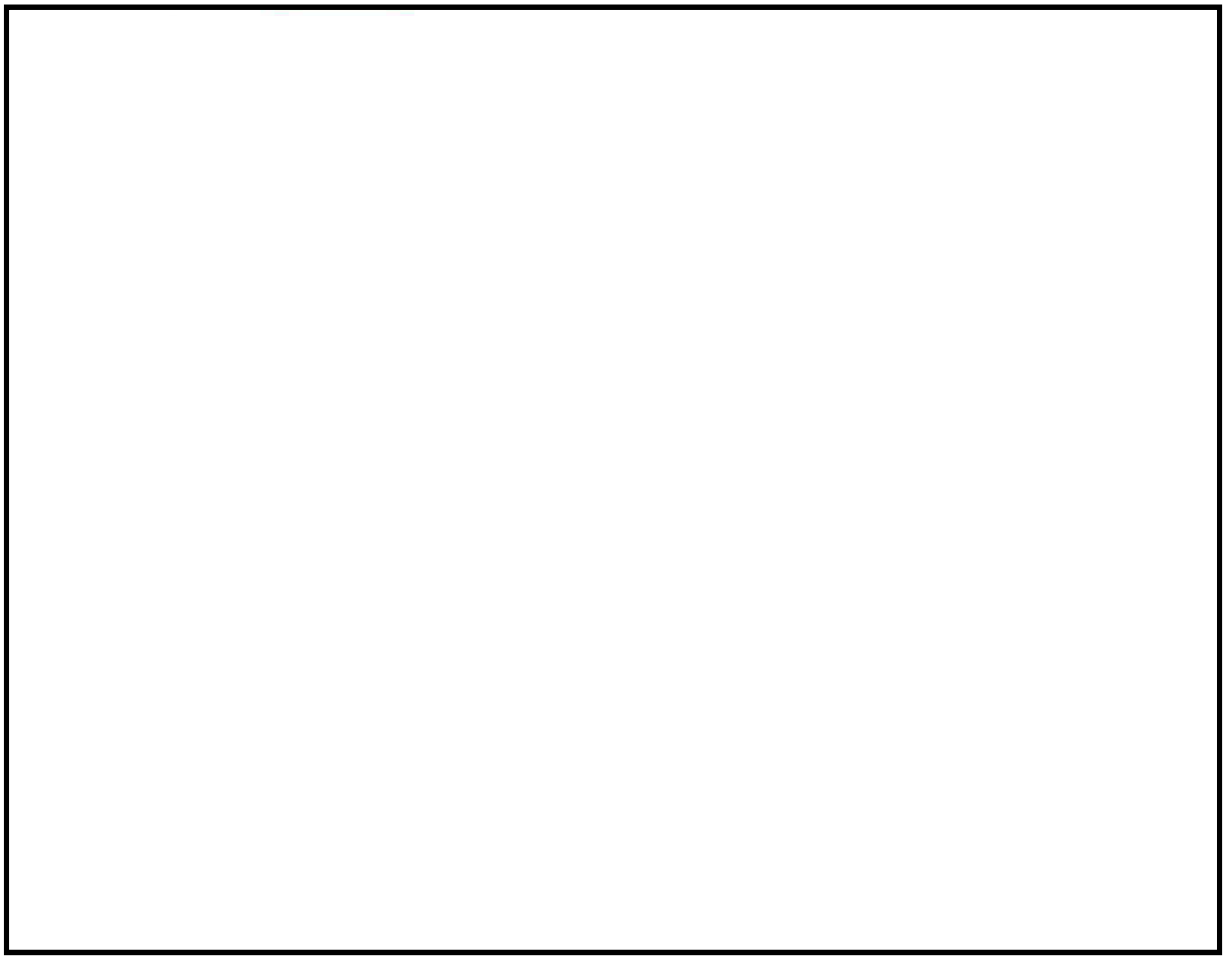
第 3.3-8 図　常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ



第 3.3-9 図　可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ

第3.3-3表　ノズル使用本数，ノズル設置位置及びスプレイ流量

仕様	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレイ流量（1本当たり）	全体スプレイ流量	プール内スプレイ流量
A					
B					
C					



第 3.3-10 図　使用済燃料プールにおける常設スプレイヘッダの設置位置とスプレイ分布

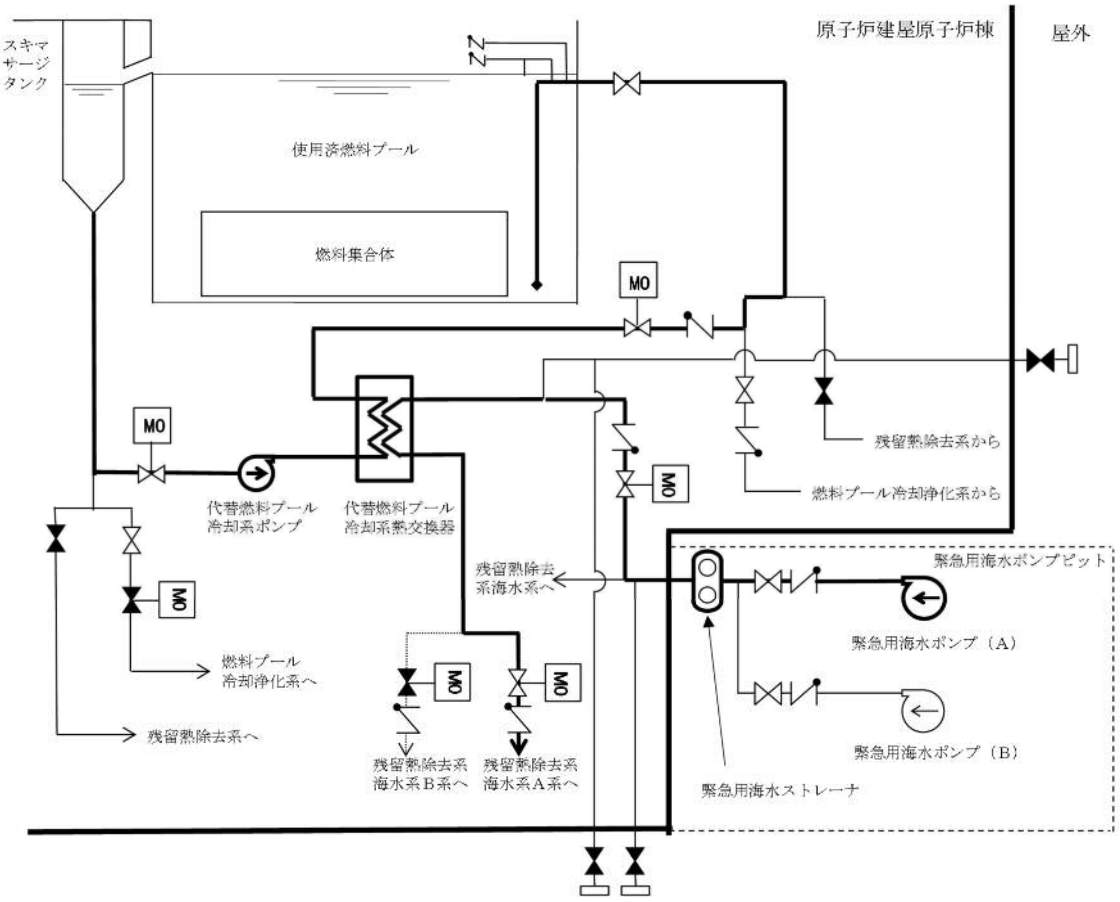
4. 代替燃料プール冷却系

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても，使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする（第 4-1 図）。

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし，約 2.31 MW で設計する。

また，燃料プール水を冷却可能な容量として，1 個で約 124 m^3/h を送水可能な代替燃料プール冷却系ポンプを 1 個使用する設計とする。

代替燃料プール冷却系熱交換器及び代替燃料プール冷却系ポンプの容量の根拠は，各機器の容量設定根拠に記載する。



第 4-1 図　代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

Ⅴ-1-3-5　使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

目　次

1.　概　　要……1
2.　基本方針……1
3.　使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価……2
3.1　評価条件……2
3.1.1　使用済燃料の計算条件……2
3.1.2　使用済制御棒の計算条件……2
4.　線　　源……3
4.1　使用済燃料の線源強度……3
4.2　使用済制御棒の線源強度……4
4.2.1　評価方法……4
4.2.2　放射化断面積……4
4.2.3　照射期間及び中性子束……4
4.2.4　制御棒の線源強度評価結果……5
5.　遮蔽計算……6
5.1　計算方法……6
5.2　線量率計算……7
5.2.1　計算モデル……7
5.2.2　計算結果……10
6.　静的サイフォンブレーカの詳細設計方針……13
6.1　地震による損壊について……13
6.2　人的要因による機能阻害について……15
6.3　異物による閉塞……15
6.4　落下物干渉による破損……15
6.5　通水状況の確認……16

1. 概　　要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条第 1 項並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき，使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力に関し，原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が，基準線量率（10 mSv/h）以下*を満足できることを説明するものである。

なお，通常運転時における水深の遮蔽能力に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，重大事故に至るおそれがある事故として，使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プール水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力について説明するものである。

注記　＊：基準線量率は，原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間から 10 mSv/h に設定した。原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作は，重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（可搬型スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており，原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞在する時間は 2.2 時間以内である。そのため，重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 22 mSv であり，緊急作業時における被ばく限度の 100 mSv に対して余裕がある。

2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき，使用済燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率 10 mSv/h 以下を満足するため，使用済燃料プール水位は，使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）及び使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要となる水位高さ以上を維持できる設計とする。

また，使用済燃料プール入口配管については，サイフォン現象による漏えいが防止できる配管（静的サイフォンブレーカ）を備えつけ，弁類等の機器を設置しない単管とするとともに，使用済燃料プール水位の低下が燃料プール冷却浄化系戻り配管水平部下端位置で停止する設計とする。

静的サイフォンブレーカは，「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を参考に，耐震性も含めて機器，弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。

3.　使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価

施設定期検査作業での原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率 10　mSv/h 以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算定する。

3.1　評価条件

3.1.1　使用済燃料の計算条件

(1) 使用済燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分(2250 体)の使用済燃料貯蔵を想定する。

(2)　使用済燃料プールの水温は 100 ℃とし，水の密度は 0.958 g/cm^3*とする。

(3) 使用済燃料は使用済燃料有効部（約 7.8 m×約 7.8 m×約 3.7 m）を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず，遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。

(4)　使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず，ラック材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

3.1.2　使用済制御棒の計算条件

(1)　使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガ全てに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。

(2)　使用済燃料プールの水温は 100 ℃とし，水の密度は 0.958 g/cm^3*とする。

(3)　使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は，遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。

(4)　制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず，ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

(5)　制御棒貯蔵ラックと制御棒貯蔵ハンガの保管数量は，評価上の保管数量として合計 180 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が施設定期検査毎に取り出される想定とし，14 カ月運転＋100 日施設定期検査を繰り返すものとした。最後の取替は原子炉停止後 9 日で全燃料取出し，10 日目に制御棒取替えとした。また，10 施設定期検査以上前の取替分は，保守的に全て 10 施設定期検査前取替とした。Hf 制御棒は 5 施設定期検査に一度取り替えるものとした。制御棒の冷却期間及び保管本数を第 1 表に示す。なお，最大保管数量は 134 本（制御棒貯蔵ラックへの貯蔵及び制御棒貯蔵ハンガ 1 本あたりプール壁側に制御棒 2 本の吊り下げにて管理）であるため，評価上の想定は保守的な計算条件と言える。

注記　＊：「1999 日本機械学会蒸気表」

第１表　制御棒の冷却期間及び保管本数

冷却期間（d）	保管本数（本）			
	制御棒貯蔵ラック		制御棒貯蔵ハンガ	
	Ｈｆ型	B_4C型	Ｈｆ型	B_4C型
10	0	13	0	0
506	0	11	0	2
1002	0	0	0	13
1498	0	0	0	13
1994	0	0	0	13
2490	0	0	13	0
2986	0	0	0	13
3482	0	0	0	13
3978	0	0	0	13
4474	0	0	0	13
4970	0	0	17	33
合計	0	24	30	126
	180			

4.　線　　源

4.1　使用済燃料の線源強度

使用済燃料プール水深の遮蔽計算では，プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値*1記載のガンマ線エネルギ4群の線源強度（MeV/（W・s））を単位体積あたりの線源強度（$cm^{-3}・s^{-1}$）に変換し，線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は10^6時間（約114年）*2，原子炉停止後貯蔵までの期間を9日*3，原子炉運転中の燃料集合体1体当たりの熱出力を4.31 MW（9×9燃料（A型）），燃料集合体体積は7.2×10^4 cm^3としたときの体積当たりの線源強度は第2表となる。

第２表　使用済燃料の線源強度

群	エネルギ（MeV）	文献値（MeV/（W・s））	線源強度（$cm^{-3}・s^{-1}$）
1	1.0	7.3×10^9	4.4×10^{11}
2	2.0	2.5×10^9	7.5×10^{10}
3	3.0	6.4×10^7	1.3×10^9
4	4.0	1.8×10^6	2.7×10^7

注記　＊1：Blizard E.P. and Abbott L.S.,ed.,“REACTOR HANDBOOK.2nd ed. Vol. ⅢPart B,SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS,New York,London, 1962”

＊2：文献＊1には，照射期間ごと及び冷却期間ごとに ^{235}U 核分裂生成物の 1W あたりのガンマ線エネルギ（MeV/（W・s））が記載されている。照射期間は 10^3 時間，10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

＊3：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

4.2　使用済制御棒の線源強度

4.2.1　評価方法

(1)　制御棒の線源強度は，ORIGEN2 コード*4を使用する。

ORIGEN2 では，放射化断面積，照射期間及び冷却期間，照射の中性子束並びに被照射材料（制御棒）の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。 なお，評価に用いる解析コードの検証，妥当性評価については，添付書類「Ⅴ-5-7　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＯＲＩＧＥＮ２」に示す。

(2)　各制御棒（Ｈｆ，B_4C）の単位体積当たりの線源強度は，各々制御棒を上部，中間部，下部の 3 領域に分割し算出する。

(3)　制御棒は，タイプ（Ｈｆ，B_4C）別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため，貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均（均質化）した線源強度を設定する。

注記　＊4：A.G.Croff,”A User’s Manual for the ORIGEN2 Computer code”,ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

4.2.2　放射化断面積

ORIGEN2 に入力する放射化断面積は，JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB を適用する（BWR STEP-Ⅲ ボイド率 40% UO2 ＜ 60 GWd/TIHM）。

4.2.3　照射期間及び中性子束

照射期間及び中性子束を第 3 表に示す。なお，施設定期検査期間等による減衰は考慮しない。各制御棒の冷却期間を考慮する。

第 3 表　制御棒の照射期間及び中性子束

制御棒 タイプ	照射期間 (d)	全中性子束 ($cm^{-2}\cdot s^{-1}$)
Ｈｆ型	約1.2×10^{3}	2.3×10^{14}
B_4C型	約4.4×10^{2}	2.3×10^{14}

4.2.4　制御棒の線源強度評価結果

以上の条件に基づき評価した制御棒貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ハンガ内の使用済制御棒線源強度を第 4 表及び第 5 表に示す。

第 4 表　制御棒貯蔵ラック内の使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギ (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($cm^{-3}\cdot s^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($cm^{-3}\cdot s^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($cm^{-3}\cdot s^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	3.6×10^{7}	4.9×10^{8}	1.3×10^{9}
2	2.50×10^{-2}	1.8×10^{5}	1.1×10^{6}	5.1×10^{6}
3	3.75×10^{-2}	1.3×10^{5}	8.8×10^{5}	1.1×10^{7}
4	5.75×10^{-2}	1.5×10^{5}	9.0×10^{5}	8.9×10^{8}
5	8.50×10^{-2}	9.1×10^{4}	5.1×10^{5}	8.3×10^{7}
6	1.25×10^{-1}	1.7×10^{5}	1.3×10^{6}	1.8×10^{8}
7	2.25×10^{-1}	1.8×10^{5}	1.3×10^{6}	2.6×10^{8}
8	3.75×10^{-1}	9.7×10^{6}	2.6×10^{8}	5.9×10^{8}
9	5.75×10^{-1}	3.4×10^{7}	1.6×10^{8}	2.7×10^{8}
10	8.50×10^{-1}	1.2×10^{8}	8.4×10^{8}	1.6×10^{9}
11	1.25×10^{0}	7.9×10^{7}	6.9×10^{8}	5.5×10^{9}
12	1.75×10^{0}	6.3×10^{5}	2.9×10^{6}	5.0×10^{6}
13	2.25×10^{0}	4.2×10^{2}	3.7×10^{3}	2.4×10^{4}
14	2.75×10^{0}	9.9×10^{0}	1.1×10^{1}	7.5×10^{1}
15	3.50×10^{0}	5.9×10^{-3}	2.1×10^{-10}	1.0×10^{-9}
16	5.00×10^{0}	6.1×10^{-5}	2.2×10^{-12}	1.1×10^{-11}
17	7.00×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
18	9.50×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
合計		2.8×10^{8}	2.4×10^{9}	1.1×10^{10}

第5表　制御棒貯蔵ハンガの使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギ (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($cm^{-3}\cdot s^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($cm^{-3}\cdot s^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($cm^{-3}\cdot s^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	8.0×10^{4}	1.5×10^{6}	5.5×10^{6}
2	2.50×10^{-2}	1.3×10^{4}	8.7×10^{4}	5.3×10^{5}
3	3.75×10^{-2}	7.1×10^{3}	5.0×10^{4}	3.1×10^{5}
4	5.75×10^{-2}	8.0×10^{3}	5.6×10^{4}	1.7×10^{6}
5	8.50×10^{-2}	3.2×10^{3}	2.2×10^{4}	2.6×10^{5}
6	1.25×10^{-1}	1.2×10^{3}	8.6×10^{3}	3.3×10^{5}
7	2.25×10^{-1}	4.5×10^{2}	3.1×10^{3}	4.1×10^{5}
8	3.75×10^{-1}	1.2×10^{3}	8.6×10^{3}	5.3×10^{4}
9	5.75×10^{-1}	6.5×10^{3}	3.0×10^{4}	5.3×10^{4}
10	8.50×10^{-1}	2.5×10^{4}	7.3×10^{6}	1.5×10^{7}
11	1.25×10^{0}	3.5×10^{7}	2.4×10^{8}	1.5×10^{9}
12	1.75×10^{0}	1.2×10^{2}	5.5×10^{2}	9.7×10^{2}
13	2.25×10^{0}	1.8×10^{2}	1.3×10^{3}	7.8×10^{3}
14	2.75×10^{0}	5.7×10^{-1}	3.9×10^{0}	2.4×10^{1}
15	3.50×10^{0}	4.1×10^{-16}	1.9×10^{-15}	2.7×10^{-15}
16	5.00×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
17	7.00×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
18	9.50×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
合計		3.5×10^{7}	2.5×10^{8}	1.5×10^{9}

5.　遮蔽計算

5.1　計算方法

使用済燃料プール水深の遮蔽の計算は，制御棒貯蔵ハンガ線源，制御棒貯蔵ラック線源，使用済燃料貯蔵ラック線源の各線源ごとに，それぞれの真上の原子炉建屋原子炉棟6階床面高さで行う。遮蔽計算には，点減衰核積分法コードである「QAD－CGGP2Rコード」を用いて計算する。なお，評価に用いる解析コードの検証，妥当性評価については，添付書類「Ⅴ-5-6　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」に示す。

解析コードの主な入力条件は以下の項目である。

・線源強度

・遮蔽厚さ（使用済燃料プール水深）

・線源からの距離

・線源のエネルギ

・線源となる使用済燃料，使用済制御棒の形状

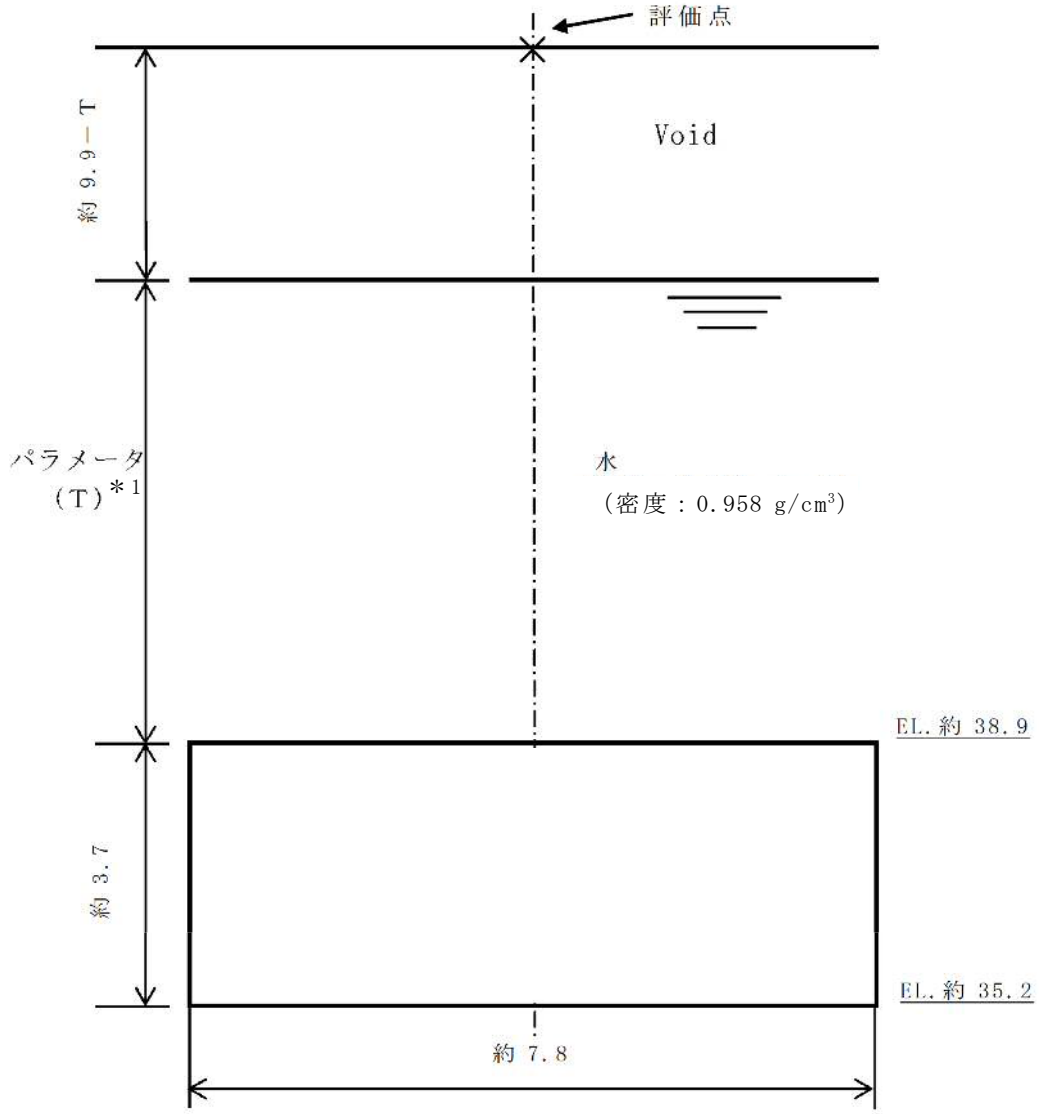
・遮蔽体の物質の指定

5.2　線量率計算

線量率の計算は，5.1節に示した入力条件を解析コードに入力して行う。

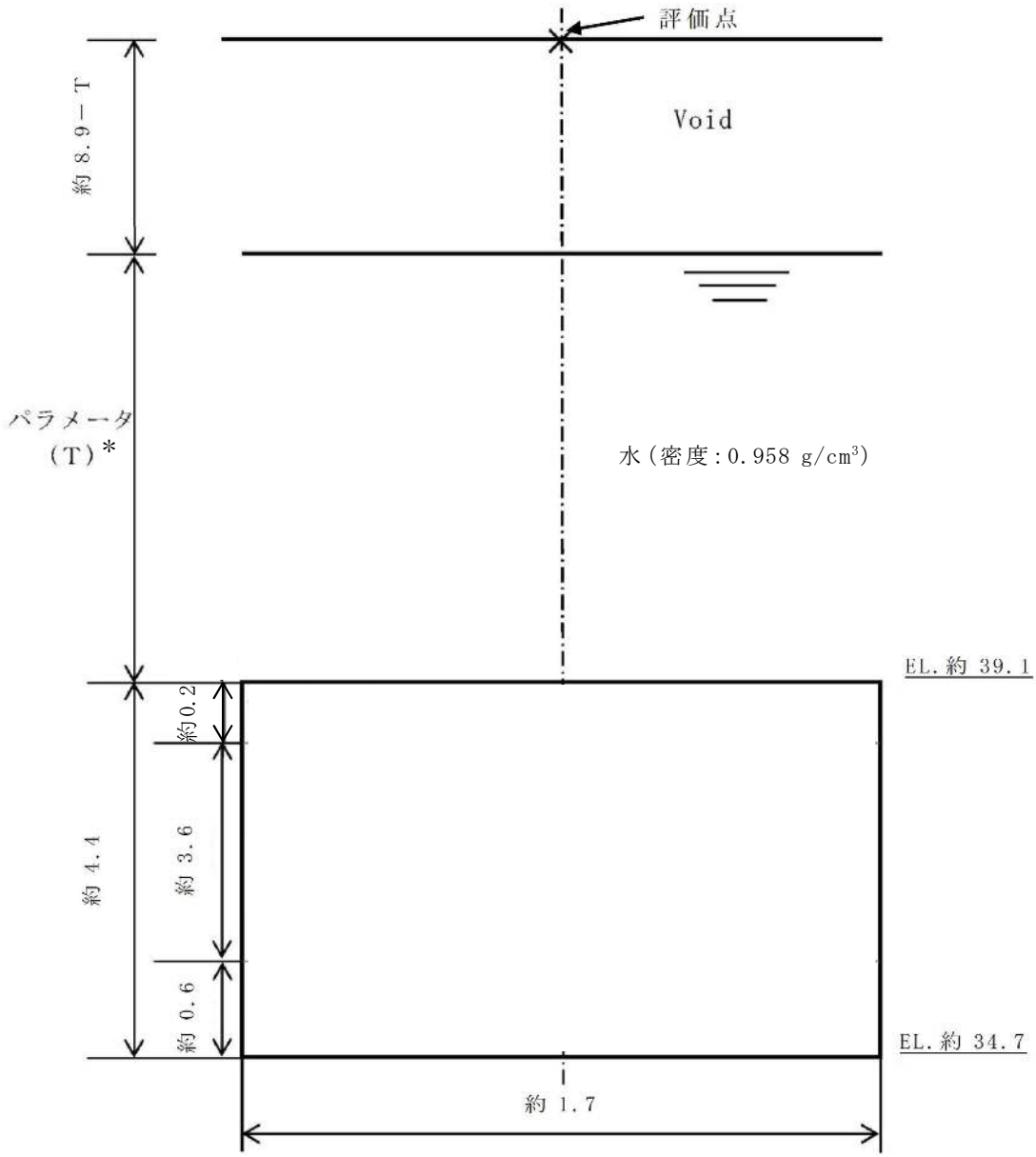
5.2.1　計算モデル

第1図～第3図に使用済燃料プールの計算モデルを示す。線量率計算では，評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し，線量率が最大となる位置について線量率を算出する。



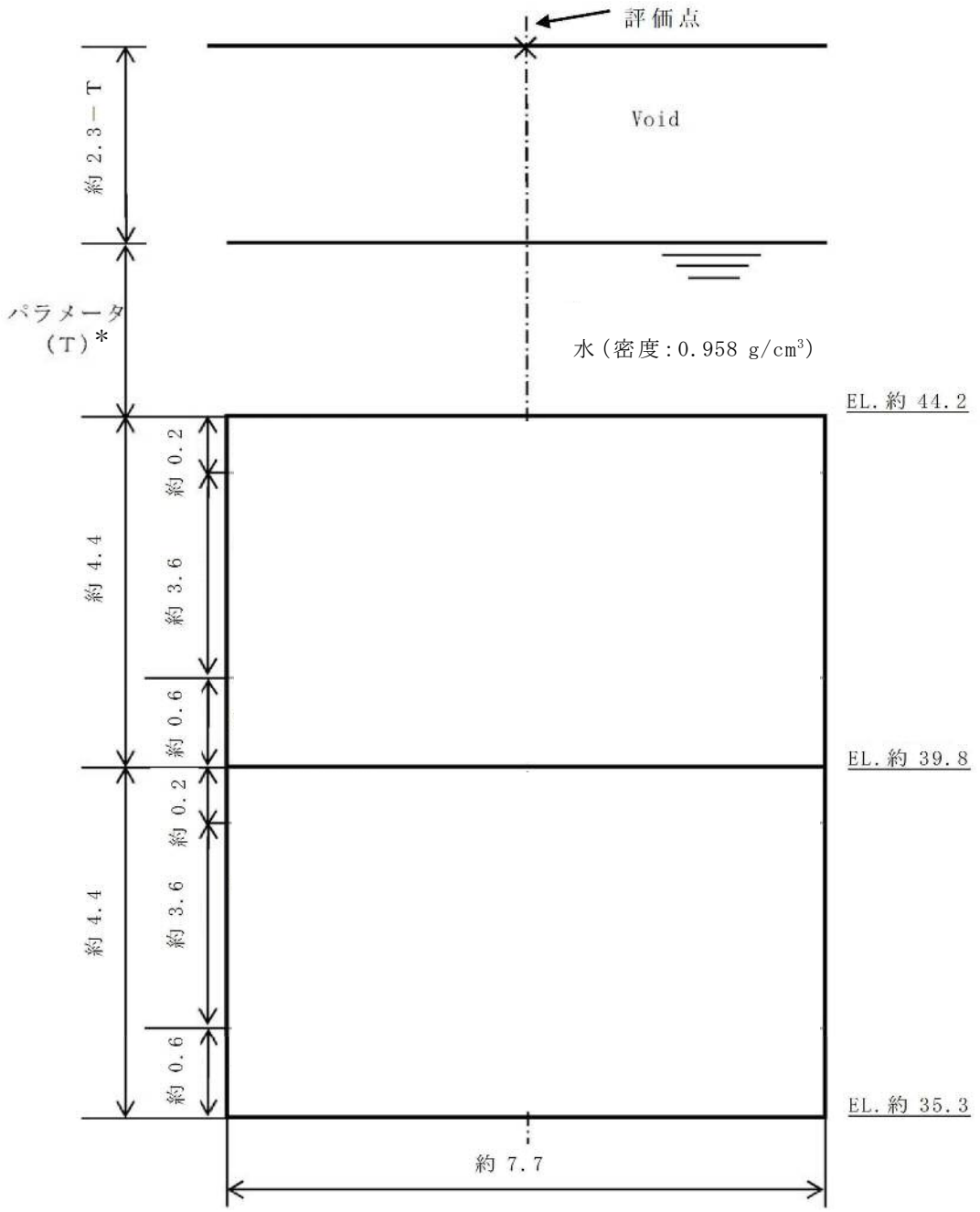
注記　＊1：Tは遮蔽水位の高さを示す。（単位：m）
＊2：評価モデルの使用済燃料の密度は，使用済燃料の密度及び水の密度を基に，使用済燃料及び水の体積比から算出している（体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている）。

第1図　使用済燃料プール水面の線量率計算体系



注記　＊：Ｔは遮蔽水位の高さを示す。（単位：m）

第 2 図　制御棒貯蔵ラックの線量率計算モデル



注記　＊：Tは遮蔽水位の高さを示す。（単位：m）

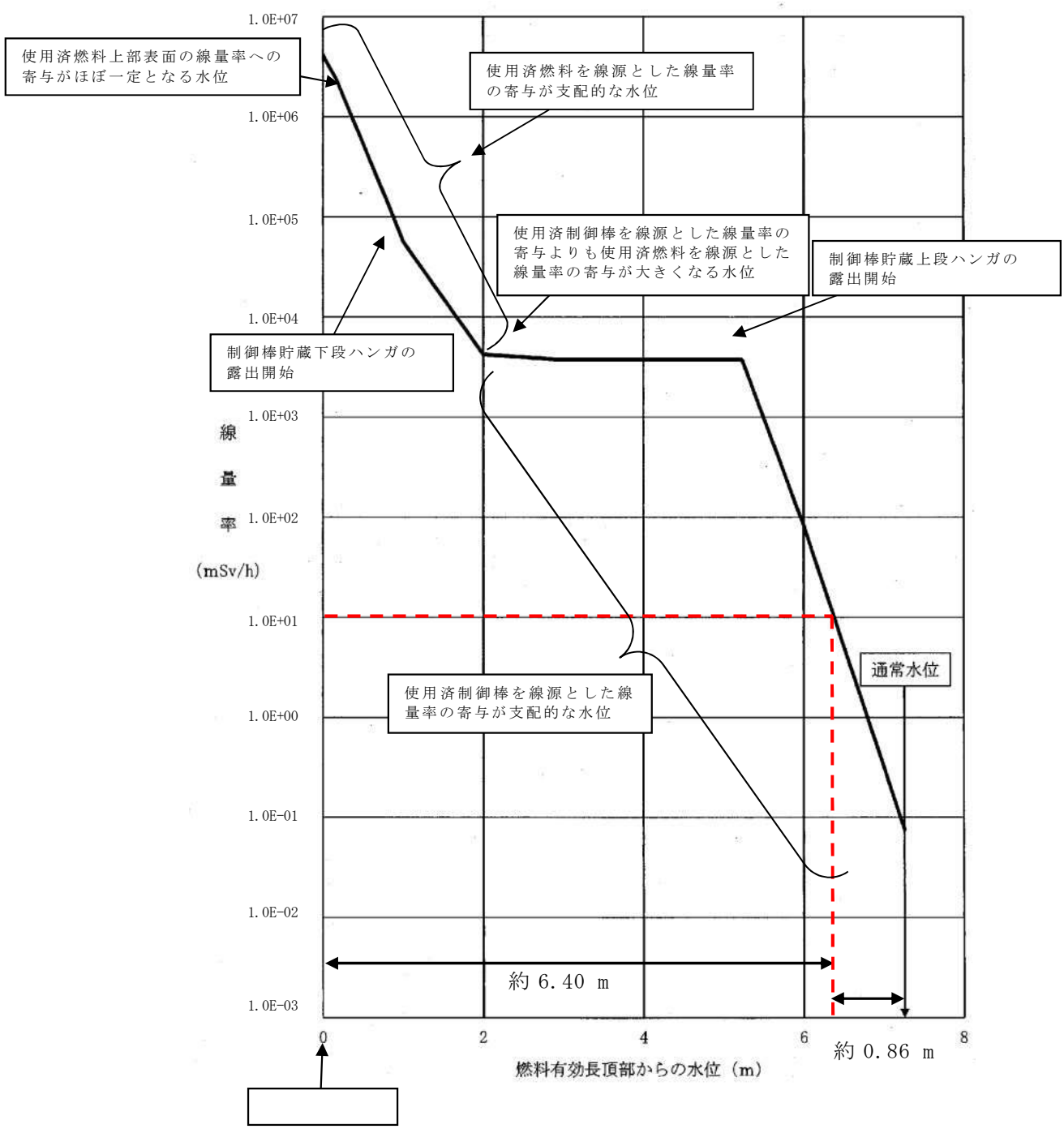
第3図　制御棒貯蔵ハンガに貯蔵された使用済制御棒の線量率計算モデル

5.2.2　計算結果

(1)　線量率の計算結果

使用済燃料プールの線量率と水位の関係の計算結果を第 4 図に示す。

第 4 図より，使用済燃料プール周辺の線量率を基準線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚（原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が，基準線量率（10 mSv/h）以下を満足できる水遮蔽厚）は，通常水位より約 0.86 m 下となる。



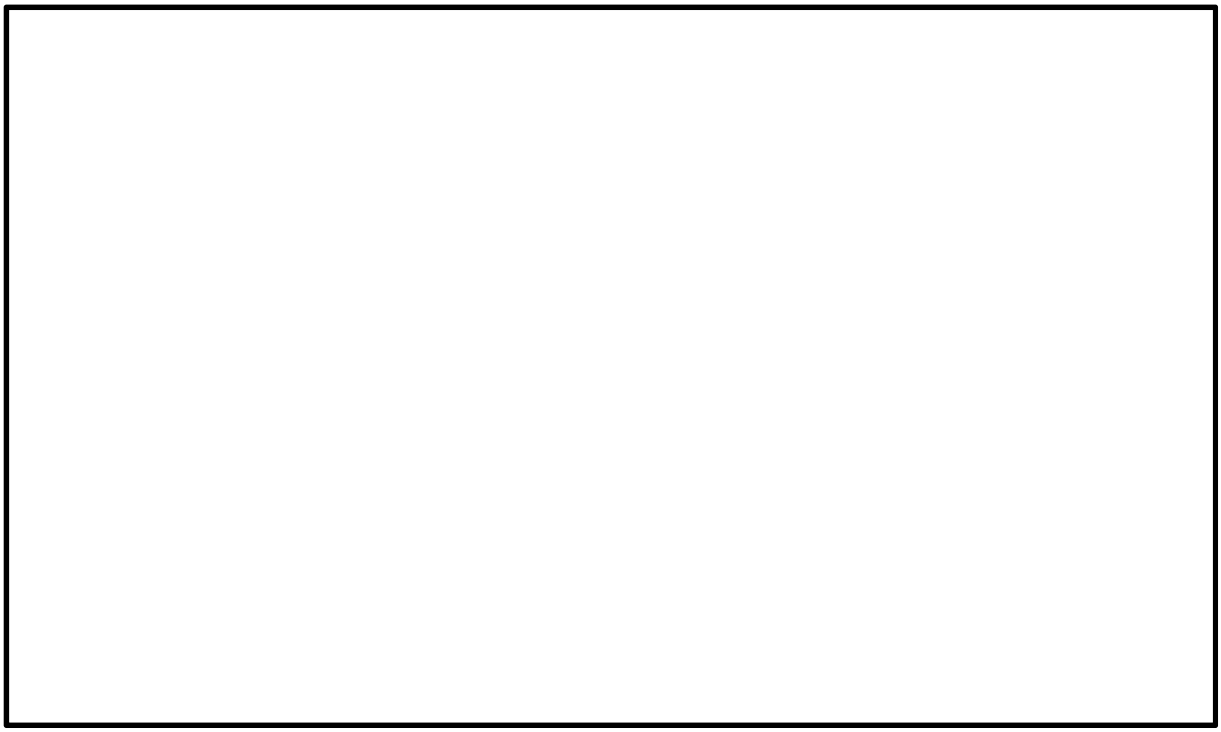
第 4 図　使用済燃料プールの線量率と水位の関係

(2)　評価結果

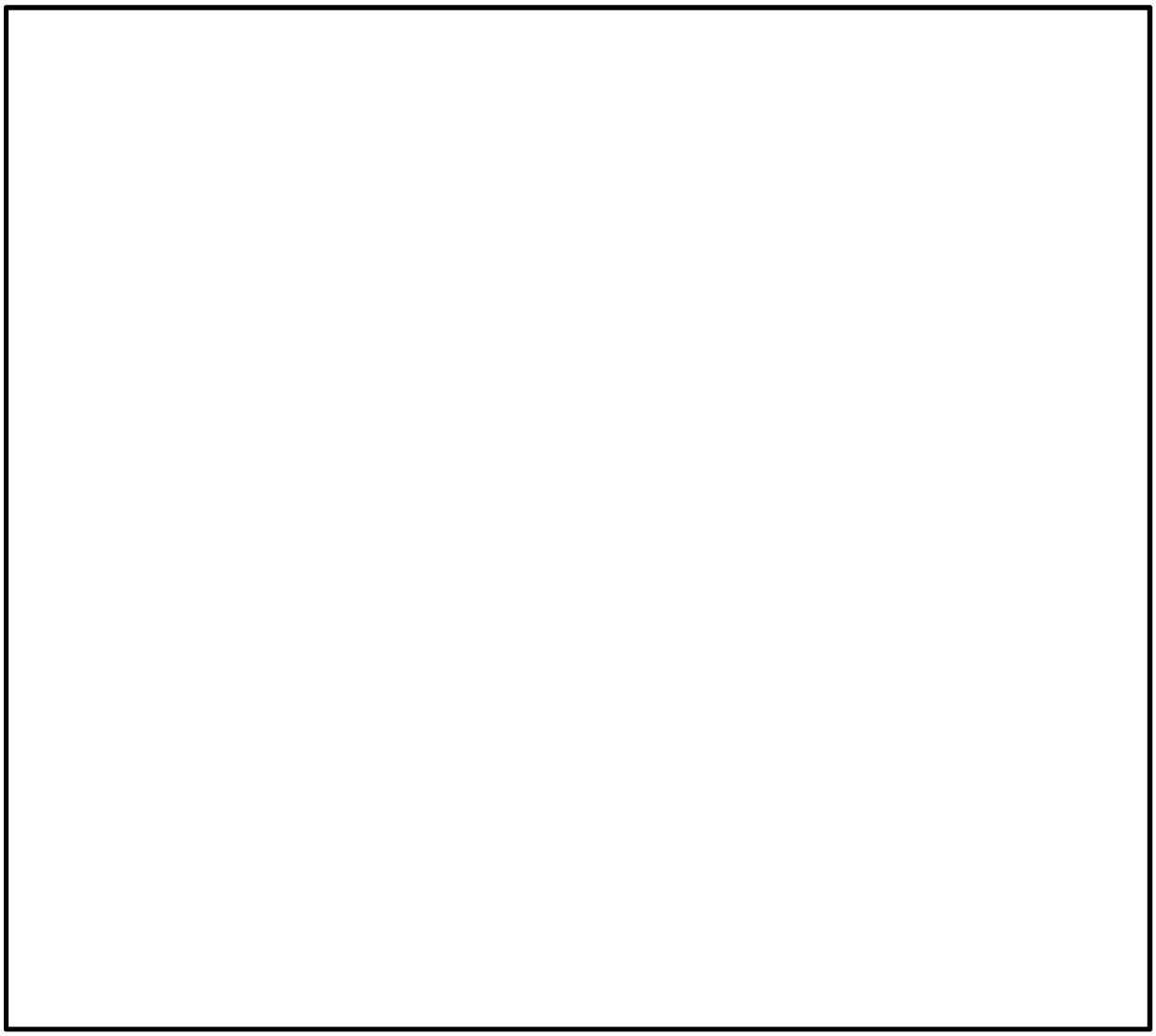
(1) で求めた使用済燃料プールの水遮蔽厚と使用済燃料プール接続配管の位置関係を第 5 図に示す。また，使用済燃料プール水戻り配管に取り付ける，静的サイフォンブレーカ（設置位置は第 6 図に示す。）は，使用済燃料プール両端の 2 本の使用済燃料プール水戻り配管にそれぞれ設置されており，地震，人的要因，異物による閉塞，落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから，配管破断により，静的サイフォンブレーカ開口部まで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が，基準線量率（10 mSv/h）以下となる水遮蔽厚は，(1) 結果から，通常水位より約 0.86 m 下であり，使用済燃料プール水位の低下が燃料プール冷却浄化系戻り配管下端位置で止まる設計とすることで，遮蔽に必要な水遮蔽厚を維持し，技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈の要求を満足する設計とする。

なお，プールの水位が放射線の遮蔽維持水位（通常水位より約 0.86 m 下）まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり，重大事故等対策として期待している可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）による注水操作の時間余裕はある。想定事故 2 に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）において，プール水位は通常水位から約 0.62 m 下まで低下するに留まり，必要な水遮蔽厚が維持されることを確認している。



第 5 図　使用済燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係



第 6 図　静的サイフォンブレーカの設置位置

6.　静的サイフォンブレーカの詳細設計方針

使用済燃料プール水戻り配管の静的サイフォンブレーカについては，重大事故等時においても閉塞が発生せず，その効果を期待できるよう，以下のとおり設計する。

6.1　地震による損壊について

使用済燃料プール水戻り配管及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震Ｓクラスで設計されており，その配管に静的サイフォンブレーカを接続し静的サイフォンブレーカも耐震Ｓクラスとして設計を行い耐震性について問題ないことを確認した。

静的サイフォンブレーカの耐震性確認結果を以下に示す。

なお配管の仕様を第 6 表，解析条件を第 7 表に示す。

第 6 表　配管の仕様（静的サイフォンブレーカ）

配管径	材質	設計温度 （℃）	設計圧力 （MPa）
□A	SUS304TP	□	□

第 7 表　解析条件

対象モデル数	耐震条件	建屋 （床レベル）	減衰定数 （%）
2 （2 ライン）	Ｓ$_s$8 波，Ｓ$_d$8 波 1.2ZPA と 3.6Ci	原子炉建屋 （EL.46500mm）	2.0

減衰定数は原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ４６０１－1987（日本電気協会）に基づき保温材が無いこと，レストレント数が 4 個以上（□個～□個），配管系の支持間隔は 15 m 以下（約□m，約□m）であることから 2.0 %とした。

なお耐震評価は，原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編　ＪＥＡＧ４６０１・補－1984（日本電気協会），原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ４６０１－1987（日本電気協会）及び原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ４６０１－1991追補版（日本電気協会）に基づき，以下に記載の式にて実施した。

・1次応力

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

S_{prm}　：1 次応力（MPa）

P　　：地震と組合せるべき運転状態における圧力（MPa）

D_0　　：管の外径（mm）

T　　：管の厚さ（mm）

i_1　　：設計・建設規格PPC-3810 に規定する値又は1.33のいずれか大きい方の値

M_a　　：管の機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生じるモーメント（N・mm）

Z　　：管の断面係数（mm^3）

M_b　　：管の機械的荷重（地震を含めた短期的荷重）により生じるモーメント（N・mm）

・1 次+2 次応力の変動値

$$S_n = \frac{0.75i_1M_{b*} + i_2M_c}{Z}$$

S_n　　：1 次応力と2 次応力を加えて求めた応力（MPa）

i_2　　：設計・建設規格PPC-3810 に規定する値又は1.0 のいずれか大きい方の値

M_{b*}　　：地震動S_d又はS_sの慣性力により生じるモーメントの全振幅（N・mm）

M_c　　：地震動S_d又はS_sによる相対変位により生じるモーメントの全振幅（N・mm）

i_1，Z：それぞれ前記1 次応力の説明に定めるところによる。

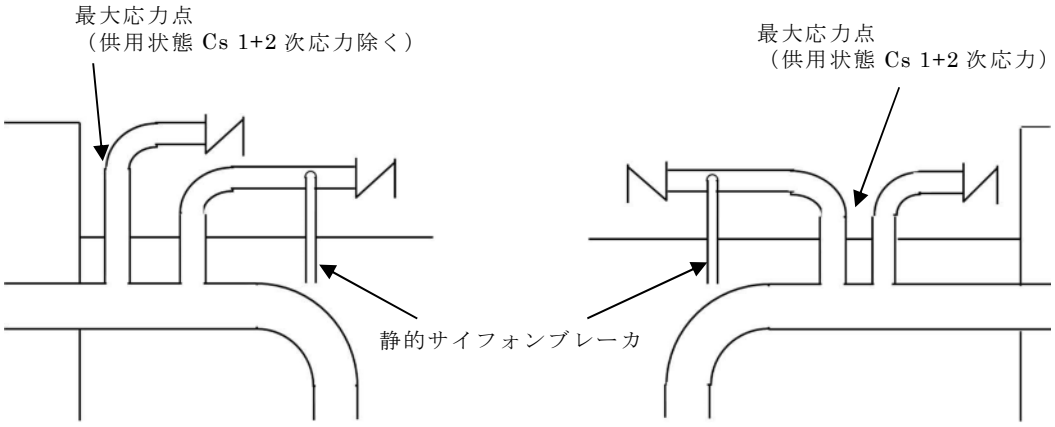
評価結果及び検討

上記式に従い，静的サイフォンブレーカを評価した結果の最大発生応力値について，以下の第8表に，最大応力点位置を第7図に示す。

発生応力＜許容応力となることから，静的サイフォンブレーカの耐震性が問題ないことを確認することができた。

第8表　静的サイフォンブレーカ最大応力点まとめ

	1 次応力		1＋2 次応力	
	発生応力 ［MPa］	許容応力 ［MPa］	発生応力 ［MPa］	許容応力 ［MPa］
供用状態 Cs				
供用状態 Ds				



第 7 図　最大応力点位置

6.2　人的要因による機能阻害について

静的サイフォンブレーカは操作や作動機構を有さない単管のみで構成し，誤操作や故障により機能を喪失することはない設計とする。また，使用済燃料プールの冷却系のサイフォン現象による漏えいが発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，静的サイフォンブレーカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することができる設計とする。

6.3　異物による閉塞

静的サイフォンブレーカ（内径 φ[redacted] mm）は，燃料プール冷却浄化系のろ過脱塩装置及びストレーナ（24/110 mesh：縦約 1.016 ㎜×横約 0.23 ㎜）にてろ過された冷却水が流れる位置に設置し，異物による静的サイフォンブレーカの閉塞することはない設計とする。

6.4　落下物干渉による破損

静的サイフォンブレーカは使用済燃料プール水戻り配管から真空破壊弁までの間の水平長[redacted] cm 程度のわずかな枝管であることから，落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。

なお，静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁，原子炉建屋クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動Ｓ$_s$に対する耐震評価にて使用済燃料プール内に落下しない設計としている。また，その他手摺等の軽量物については，ボルト固定，固縛による運用としている。

このため，落下物として考えられる設備は軽量物であるが，本配管をステンレス鋼

で設計することで，仮に静的サイフォンブレーカに変形が生じたとしても完全閉塞に至る変形は生じず，サイフォン効果の除去機能は確保される設計とする。

6.5　通水状況の確認

静的サイフォンブレーカは上記のとおり閉塞しない設計とするが，念のため，定期的なパトロール（1回／週）を実施し，目視により静的サイフォンブレーカから水が出ていることによる水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。

Ⅴ-1-4　原子炉冷却系統施設の説明書

目次

Ⅴ-1-4-1　原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

Ⅴ-1-4-2　流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

Ⅴ-1-4-3　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

Ⅴ-1-4-1　原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目次

1.　概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1
2.　基本方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1
3.　漏えいを監視する装置の構成・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・4
3.1　格納容器床ドレン流量計・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・5
3.2　漏えい検出時間・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・6
3.2.1　検出時間の評価方法・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・6
3.2.2　漏えい水が蒸気になる割合・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・7
3.2.3　記号の定義・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・8
3.2.4　検出時間の算出・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・11
3.2.5　検出時間・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・16
3.2.6　原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響・・・・・・・・22
4.　漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・23
4.1　格納容器床ドレン流量計の計測範囲及び警報動作範囲・・・・・・・・・・・・・・・・・・23

1. 概要

本資料は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 28 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき，原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管等（以下「ＲＣＰＢ配管」という。）から原子炉冷却材の漏えいが生じた場合に，漏えいを確実に，かつ速やかに検出する監視装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。また，これらの監視装置は，ＲＣＰＢ配管の破断前漏えいを監視する観点で使用する。

なお，技術基準規則第 28 条及びその解釈に関わるＲＣＰＢ配管（拡大範囲を除く。）からの原子炉冷却材の漏えいを監視する装置に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E12-F009（残留熱除去系停止時冷却系供給ライン第１隔離弁）から弁 E12-F008（残留熱除去系停止時冷却系供給ライン第２隔離弁）まで及び弁E12-F050A,B(残留熱除去系A,B停止時冷却系戻りライン第１隔離弁)から弁E12-F053A,B（残留熱除去系 A，B 停止時冷却系戻りライン第２隔離弁）までの配管の拡大部分を含め漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置について説明する。

2. 基本方針

ＲＣＰＢ配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置として，原子炉格納容器内への漏えいに対しては，格納容器機器ドレン流量計，格納容器床ドレン流量計，ドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタを設置する設計とする。そのうち，漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいに対しては，格納容器床ドレン流量計により 1 時間以内に 0.23 m^3/h の漏えい量（0.23 m^3/h（1 gpm）*の漏えい量）を検出する能力を有した設計とするとともに自動的に警報を発信する設計とする。格納容器床ドレン流量計が故障した場合は，これと同等の機能を有するドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより，漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏えいを検知可能な設計とする。なお，ドライウェルエアークーラードレン流量計及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタにより監視する設計の変更は行わない。

原子炉冷却材は高温高圧であり，ＲＣＰＢ配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離され，原子炉格納容器内に漏えいする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち蒸気分については，原子炉格納容器内に設置する各機器からの放熱量に漏えいした 0.23 m^3/h（1 gpm）の蒸気分を凝縮させるための熱量を加えても十分な冷却能力を有するドライウェル内ガス冷却装置により凝縮され，これらの凝縮液はドレン配管内を通って格納容器床ドレンサンプへ流入する。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分については，漏えい水がＲＣＰＢ配管の保温材内に滞留した後，保温材から漏れ出し，床面等を経由して，格納容器床ドレンサンプに流入する。格納容器床ドレンサンプに流入した後，導入管及びドレン配管内を通って原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ流入する。

このドレン配管に流量計を設置することにより，漏えい量を検出できる設計とする。

なお，今回溶融炉心・コンクリート相互作用の影響対策として格納容器床ドレンサンプを改造

するが，通常運転時における格納容器床ドレンサンプには当該箇所からの蒸発水に加え，サプレッション・プールの蒸発水を格納容器内ガス冷却装置にて凝縮し，格納容器床ドレンサンプに流入させる設計となっていることから，格納容器床ドレンサンプは常時導入管高さ（水位：1ｍ）に維持されている。また，プラント起動時のような，原子炉格納容器内の温度が上昇し湿度が低下する場合においては，格納容器内ガス冷却装置による凝縮量が格納容器床ドレンサンプの蒸発量を下回る場合がある。このように格納容器床ドレンサンプの水位が低下していると想定される場合には，格納容器床ドレンサンプに水張りを実施し，格納容器床ドレン流量計の指示が増加することを確認することにより，格納容器床ドレンサンプが常時導入管高さ（水位：1ｍ）に維持されていることを確認する。このため，格納容器床ドレンサンプに流入後，導入管を経由してドレン配管へ流れ始めるまでの時間遅れは考慮しない。さらに，導入管内に対して生じる液体の表面張力の影響については，導入管呼び径３Ｂであるため自由表面が小さいこと，また，0.23 m^3/h（1 gpm）の漏えいに対しては蒸気と液体（水）に分離された後，異なる経路により格納容器床ドレンサンプに到達することから，同時に到達することはなく，先に流入した漏えい水により流路が形成されていることから考慮しない。また，格納容器床ドレンサンプの水位維持を確認することを保安規定に定める。

水張りに使用する小口径配管については，接続先の格納容器下部注水配管が重大事故等クラス２管であることを考慮し，同等の強度を有する設計とする。また，水張り時以外は２重の隔離弁を閉とした上で補給水系より切り離すこと及び，格納容器下部注水系からの逆流を防止するための逆止弁を設置することにより，格納容器下部注水系への悪影響を防止する設計とする。（「図 2-1 漏えい監視装置の概略図」参照）

＊　0.23 m^3/h（1 gpm）：原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率の制限値。

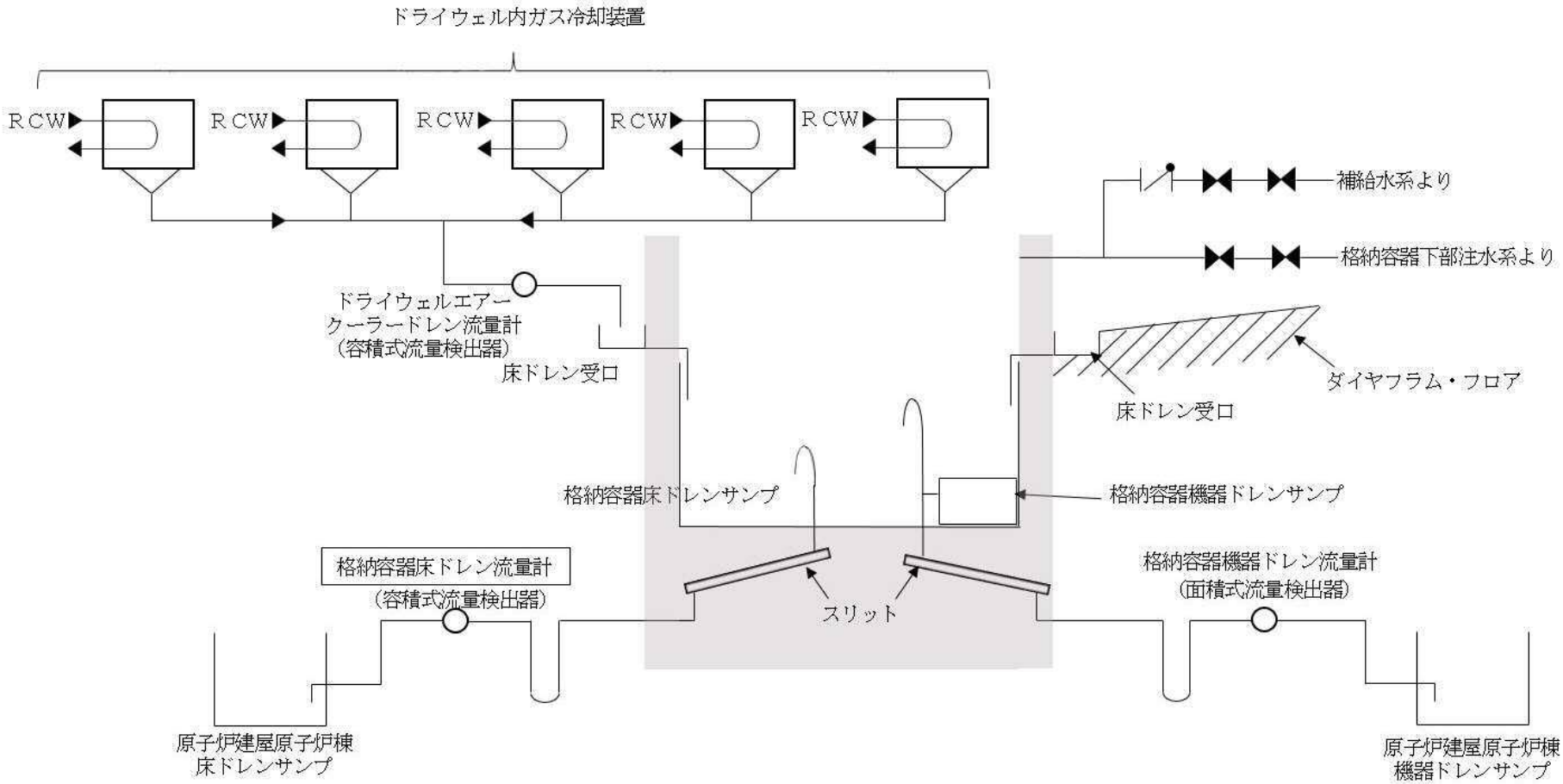


図 2-1　漏えい監視装置の概略図

3.　漏えいを監視する装置の構成

高温高圧の原子炉冷却材が原子炉格納容器内に放出されると，原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水になる。漏えいの検出装置は，エネルギ保存の式より 38 %相当が飽和蒸気となり，残り 62 %相当が飽和水となることを考慮する。(「3.2.2　漏えい水が蒸気になる割合」参照)

ＲＣＰＢ配管からの漏えいのうち蒸気分については，漏えい量の 38 %相当の蒸気をドライウェル内ガス冷却装置で凝縮することにより漏えい水を格納容器床ドレンサンプに回収し，また，ＲＣＰＢ配管からの漏えいのうち液体分については,格納容器床ドレンサンプに流入することから,格納容器床ドレン流量計にて全漏えい量 0.23 m^3/h（1 gpm）の漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1　格納容器床ドレン流量計」に示す。

この漏えいの検出装置が，1 時間以内に 0.23 m^3/h（1 gpm）の漏えいを検出することについて「3.2　漏えい検出時間」に示す。

3.1　格納容器床ドレン流量計

ＲＣＰＢ配管からの漏えいのうち蒸気分は，ドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに付着して凝縮液となりドレン配管及び床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに流入する。また，ＲＣＰＢ配管からの漏えいのうち液体分は，床面の床ドレン受口から床ドレン配管を経由して格納容器床ドレンサンプに流入する。格納容器床ドレンサンプに流入した後，導入管及びドレン配管内を通って原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ流入する。このドレン配管に設置された流量計により，漏えい量を検出する。

格納容器床ドレン流量計の検出信号は，容積式流量検出器からのパルス信号を，演算装置にて時間当たりの流量（漏えい率）に変換した後，中央制御室に指示及び記録する。また，0.23 m^3/h（1 gpm）の漏えい率を検出した場合には，中央制御室に音とともに格納容器床ドレンサンプ流量高の警報を発信する設計とする。（「図 3.1-1　格納容器床ドレン流量計の概略構成図」参照）

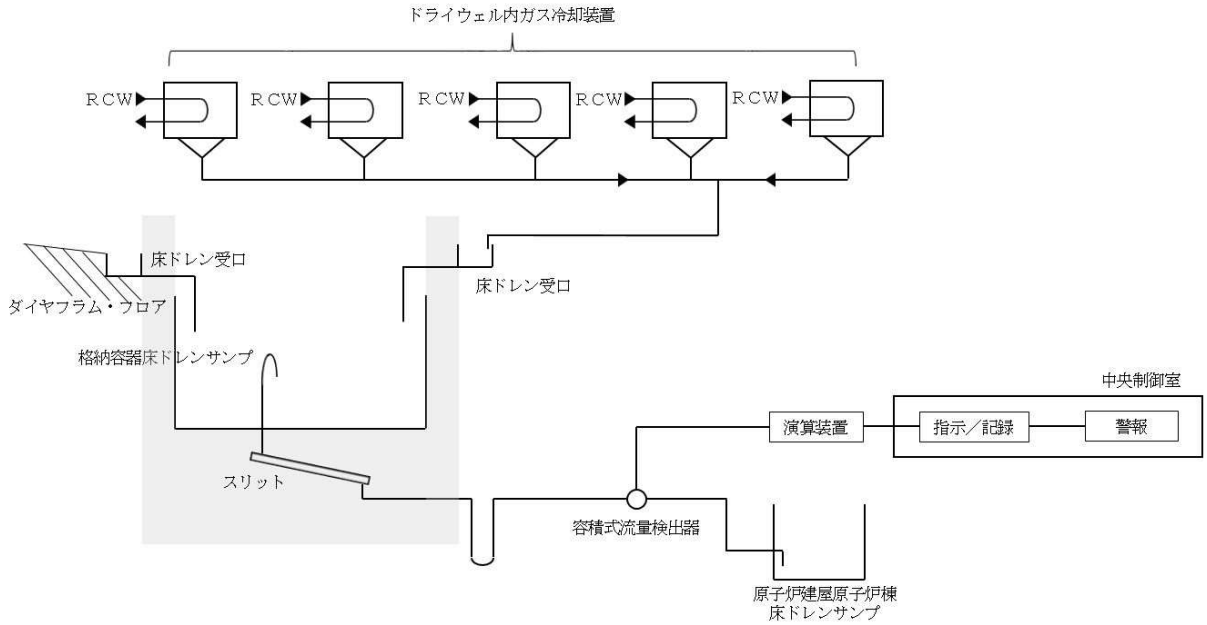


図 3.1-1　格納容器床ドレン流量計の概略構成図

3.2　漏えい検出時間

3.2.1　検出時間の評価方法

ＲＣＰＢ配管からの漏えいは蒸気と液体（水）に分離されることから，飽和蒸気と飽和水になる割合を求め，漏えい発生から 0.23 m^3/h（1 gpm）相当の漏えいを検出するまでの時間について個別に算出する。蒸気分は，ドライウェル内ガス冷却装置で凝縮することによりドレン配管及び床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに回収し，格納容器床ドレン流量計で漏えいを検出する時間とする。液体分は，床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに回収し，格納容器床ドレン流量計で漏えいを検出する時間とする。ここでは，格納容器床ドレン流量計での漏えい検出時間について，以下の「図 3.2.1-1　漏えい検出時間について」に示す漏えい箇所から検出装置までの経路における遅れ時間要素（T_1～T_{10}）を考慮し最大となる時間を算出しても 1 時間以内に漏えいが検出できることを評価する。（1 時間以内に 0.23 m^3/h の漏えい量を検知できる設計であれば，ＲＣＰＢ配管の破断前漏えいの判断基準である 0.23 m^3/h（1 gpm）を超える漏えいを監視可能である。）なお，「2.　基本方針」に記載の通り，格納容器床ドレンサンプは常時導入管高さ（水位：1ｍ）に維持されているため，格納容器床ドレンサンプに回収後，導入管を経由してドレン配管へ流れ始めるまでの時間遅れは考慮しない。

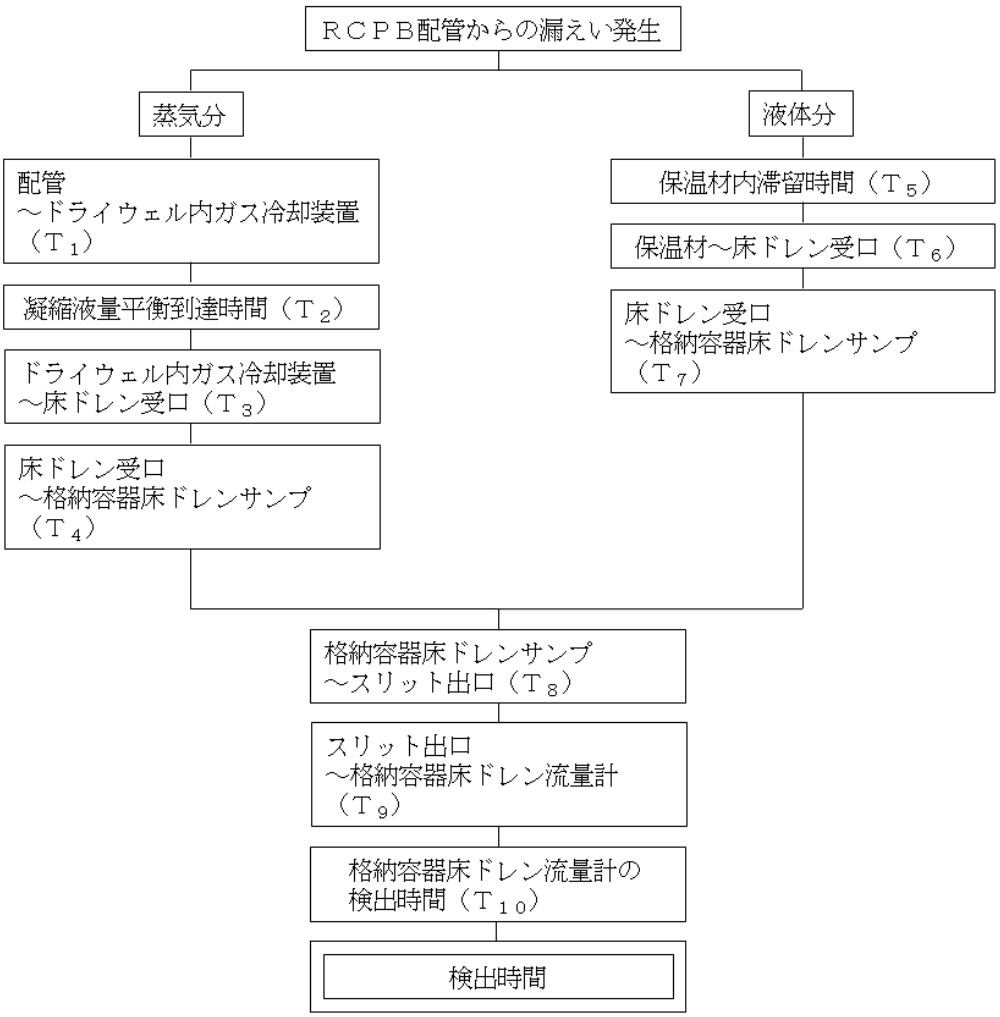


図 3.2.1-1　漏えい検出時間について

3.2.2　漏えい水が蒸気になる割合

ＲＣＰＢ配管からの漏えい水は，漏れ出した際，瞬時に原子炉格納容器内の雰囲気における飽和蒸気と飽和水に変化するため，断熱変化として評価する。漏えい水が蒸気になる割合を以下のエネルギ保存の式により求める。

$i_1 = i_2 \cdot X + i_2' (1 - X)$

$= i_2 \cdot X + i_2' - i_2' \cdot X$

$$X = \frac{i_1 - i_2'}{i_2 - i_2'}$$

表 3.2.2-1　漏えい水が蒸気になる割合に使用する記号の定義

	記号	単位	定義
漏えい水が蒸気になる割合	X	－	蒸発する割合
	i_1	J/kg	原子炉冷却材のエンタルピ*
	i_2	J/kg	大気圧での蒸気のエンタルピ
	i_2'	J/kg	大気圧での水のエンタルピ

＊：原子炉定格圧力（6.93 MPa）における飽和水のエンタルピ。

表 3.2.2-2　漏えい水が蒸気と液体（水）になる割合

インプットパラメータ		計算結果	
		蒸気になる割合	液体になる割合
i_1 ：原子炉冷却材のエンタルピ*1	1.269×10^6 (J/kg)	0.38 (38 %)	0.62*2 (62 %)
i_2 ：大気圧での蒸気のエンタルピ	2.676×10^6 (J/kg)		
i_2'：大気圧での水のエンタルピ	0.419×10^6 (J/kg)		

＊1：原子炉定格圧力（6.93 MPa）における飽和水のエンタルピ。

＊2：蒸気になる割合の残りを液体の割合とする。

3.2.3　記号の定義

漏えい検出時間の計算に用いる記号について，以下に説明する。

表 3.2.3-1　格納容器床ドレン流量計の検出時間の計算に使用する記号の定義

		記号	単位	定義
格納容器床ドレン流量計の検出時間	蒸気分	T_1	min	ドライウェル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル内ガス冷却装置）
		T_2	min	凝縮液量が平衡に達する時間
		T_3	min	凝縮液ドレン管移送時間（ドライウェル内ガス冷却装置～床ドレン受口）
		T_4	min	床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）
		V	m^3	原子炉格納容器内自由体積
		Q_{F1}	m^3/min	ドライウェル内ガス冷却装置風量
		Q_{F2}	m^3/min	除湿に寄与するドライウェル内ガス冷却装置風量
		Q_1	kg/min	漏えい量（蒸気分）
		X	kg/m^3	原子炉格納容器内雰囲気湿分
		X_0	kg/m^3	ドライウェル内ガス冷却装置出口湿分
		Q	kg/min	ドライウェル内ガス冷却装置での凝縮液量
		v_3	m/s	凝縮液ドレン管を流れる漏えい水の平均流速
		v_4	m/s	床ドレン管を流れる漏えい水の平均流速
		C	－	流速係数
		i	－	こう配
		n	－	粗度係数
		A	m^2	流路断面積
		Q_D	m^3/h	凝縮液ドレン管及び床ドレン管を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	凝縮液ドレン管又は床ドレン管のぬれ縁長さ
		L_3	m	凝縮液ドレン管の長さ（ドライウェル内ガス冷却装置～床ドレン受口）
		L_4	m	床ドレン管の長さ（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）

		記号	単位	定義
格納容器床ドレン流量計の検出時間	液体分	T_5	min	保温材から漏れ出るまでの時間
		T_6	min	床ドレン受口までの到達時間 （保温材～床ドレン受口）
		T_7	min	床ドレン管移送時間 （床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）
		d_1	m	保温材外径
		d_2	m	配管外径
		L_5	m	保温材最大長さ
		Q_2	m^3/h	漏えい量（液体分）
		v_6	m/s	床面を流れる漏えい水の平均流速
		v_7	m/s	床ドレン管を流れる漏えい水の平均流速
		C	－	流速係数
		i	－	こう配
		n	－	粗度係数
		A	m^2	流路断面積
		Q_D	m^3/h	床面及び床ドレン管を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	床面又は床ドレン管のぬれ縁長さ
		L_6	m	床ドレン受口までの床面距離
		L_7	m	床ドレン管の長さ （床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）

		記号	単位	定義
格納容器床ドレン流量計の検出時間	共通分	T_8	min	サンプ移送配管移送時間（スリット部）
		T_9	min	サンプ移送配管移送時間（スリット部除く。）
		v_8	m/s	サンプ移送配管（スリット部）を流れる漏えい水の平均流速
		v_9	m/s	サンプ移送配管（スリット部除く。）を流れる漏えい水の平均流速
		C	－	流速係数
		i	－	こう配
		n	－	粗度係数
		A	m^2	流路断面積
		Q_D	m^3/h	サンプ移送配管（スリット部含む。）を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	サンプ移送配管（スリット部含む。）のぬれ縁長さ
		L_8	m	サンプ移送配管長さ（スリット部）
		L_9	m	導入管及びサンプ移送配管長さ（スリット部除く。）

3.2.4　検出時間の算出

検出時間の評価方法に基づき，漏えい水が蒸気になる割合及び記号の定義を踏まえ漏えい検出時間を算出する。

(1)　ＲＣＰＢ配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間

a.　ドライウェル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル内ガス冷却装置）：T_1

ＲＣＰＢ配管からの漏えいのうち，蒸気分は保温材継目より直ちに保温材外に出ると考える。漏れ出た蒸気は，やがてドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに達し，冷却されて凝縮液となる。

本項では，ＲＣＰＢ配管からの漏えいした蒸気がドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに達し，冷却が開始されるまでの時間を評価する。

ＲＣＰＢ配管が設置されている空間の空気はドライウェル内ガス冷却装置により強制的に循環することから，ＲＣＰＢ配管から漏えいした蒸気がドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに達する最長経路は，漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気がドライウェル内ガス冷却装置により一巡する経路であると考える。従って，ドライウェル内ガス冷却装置までの到達時間は，安全側に評価して，原子炉格納容器内の空気が冷却ファンにより一巡する時間T_1を求める。

$$T_1 = \frac{V}{Q_{F1}}$$

b.　凝縮液量が平衡に達する時間（凝縮液量平衡到達時間）：T_2

ＲＣＰＢ配管から漏えいした蒸気により，一定の時間をかけて原子炉格納容器内の湿分が増加するとともに，ドライウェル内ガス冷却装置における凝縮液量が増加するが，最終的には漏えい蒸気量とドライウェル内ガス冷却装置における凝縮液量が同量になり，原子炉格納容器内の状態が平衡状態に達する。

本項では，漏えい蒸気量とドライウェル内ガス冷却装置における凝縮液量が同量になるまでの時間を評価する。

ドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルで冷却された凝縮液が平衡に達するために必要な時間T_2は，以下の式の原子炉格納容器内の湿分の時間変化量（左辺）と原子炉格納容器内部への漏えい量及び凝縮量（右辺）により微分方程式及び初期条件ｔ＝0において$X = X_0$が成り立ち，これらを解くことにより（3.2.4.1）式に示す凝縮液量Ｑと凝縮開始後の経過時間ｔとの関係により求めることができる。具体的には，(3.2.4.1)式の結果から凝縮液が平衡に達する時間として評価し，凝縮液量が平衡に達する時間（T_2）は，凝縮液量Ｑが漏えい量Q_1の 95 %以上となる平衡到達時間とする。

なお，0.23 m^3/h（1 gpm）に相当する漏えいを検出し，警報を発信するための設定値は，凝縮液量Ｑが漏えい量Q_1の 95 %となる値に設定する。（「図 3.2.4-1　凝縮液量平衡時間算出の概略図」参照）

$$V\frac{dX}{dt}=Q_1-Q_{F2}(X-X_0)$$

$$Q=Q_{F2}(X-X_0)$$

初期条件 $t=0$，$X=X_0$

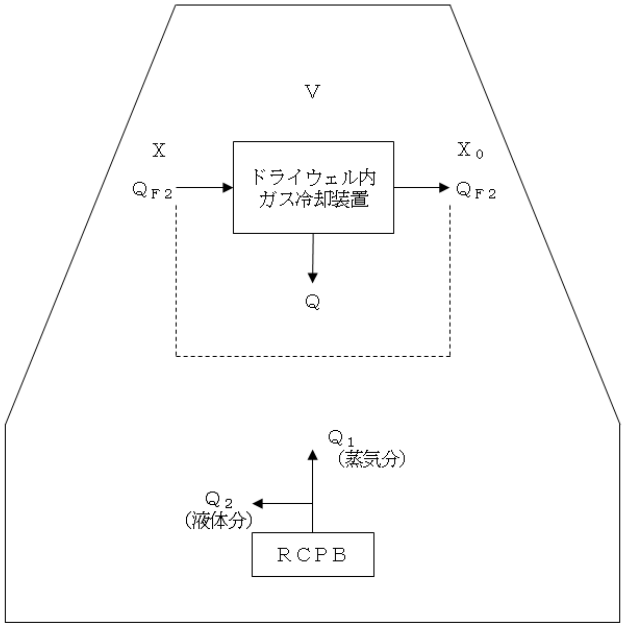


図 3.2.4-1　凝縮液量平衡時間算出の概略図

$$Q=Q_1\left\{1-\exp\left(-\frac{Q_{F2}}{V}\cdot t\right)\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (3.2.4.1)$$

なお，本評価時間は，原子炉格納容器の体積が大きいため，徐々に変化するとともに，蒸気分の検出時間の評価として最も大きな値となることから，ドライウェル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（T_1）及び凝縮液ドレン管移送時間（T_3），床ドレン管移送時間（T_4）の一部が包絡される。

c.　凝縮液ドレン管移送時間（ドライウェル内ガス冷却装置～床ドレン受口）：T_3

ドライウェル内ガス冷却装置にて凝縮した凝縮液はドレン管を通って床ドレン受口に導かれる。

本項では，凝縮液がドライウェル内ガス冷却装置のドレン管を経由し，床ドレン受口に到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル内ガス冷却装置から床ドレン受口までの呼び径２Ｂのドレン管（内径 0.0527 m）には，床ドレン受口に向かってこう配を設ける設計であり，ドレン管を流れる平均流速 v_3 を，シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式（「新版機械工学便覧」（1987 年 4 月日本機械学会編）A5-11.8 項より）から算出することにより，凝縮液ドレン管移送時間 T_3 を求める。（「図 3.2.4-2　ドレン管の概略図」参照）

$$v = C\sqrt{m \cdot i}$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\}(n/\sqrt{m})}$$

$$T_3 = \frac{L_3}{v_3}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A/L$$

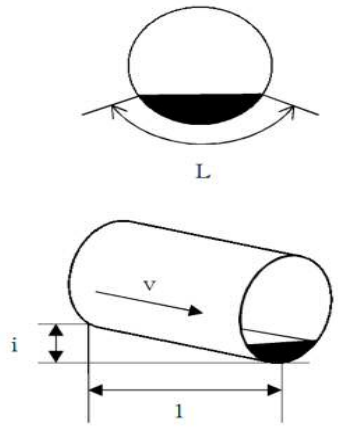


図 3.2.4-2　ドレン管の概略図

d.　床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）：T_4

ドライウェル内ガス冷却装置にて凝縮した凝縮液は床ドレン受口を経由して格納容器床ドレンサンプに流入するが，床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプまでの床ドレン管には格納容器床ドレンサンプに向かってこう配を設ける設計であり，呼び径３Ｂの床ドレン管（内径 0.0739 m）を流れる平均流速 v_4 を，3.2.4(1)c.　凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，床ドレン管移送時間 T_4 を求める。

$$T_4 = \frac{L_4}{v_4}$$

(2)　ＲＣＰＢ配管からの漏えい水（液体分）の検出時間

a.　保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）：T_5

原子炉冷却材配管は保温材（金属保温）を設置しており，保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_5 は，保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し，漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後（保温材は円周方向に一体構造のものではなく，独立に 2 分割された金属保温を止め合わせて取り付けていることから漏えい水は保温材内に入り込むとは考えにくいが安全側の評価をしている。）に接合部から漏れ出ると仮定し，次式により保温材内滞留時間 T_5 を求

める。(「図 3.2.4-3　保温材の概略図」参照)

$$T_5 = \frac{\left\{\frac{1}{2}\cdot\frac{\pi}{4}\left(d_1^{\,2}-d_2^{\,2}\right)\cdot L_5\right\}\times 60}{Q_2}$$

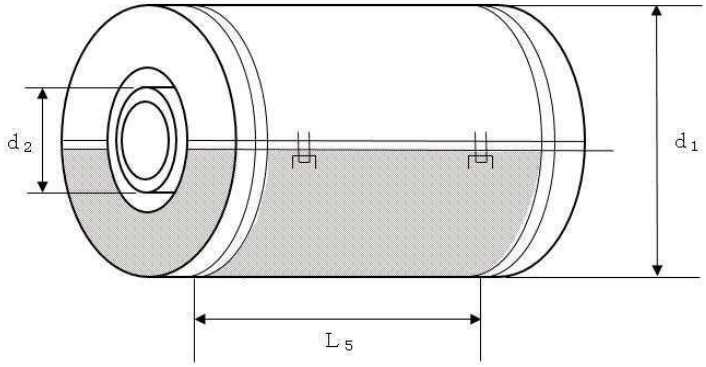


図 3.2.4-3　保温材の概略図

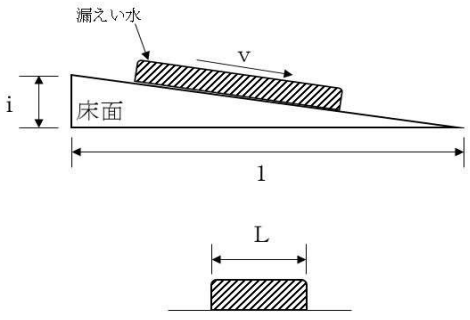
b.　床ドレン受口までの到達時間（保温材～床ドレン受口）：T_6

保温材からの漏えい水はダイヤフラム・フロア床面に落下するが，床面には床ドレン受口があり，この床ドレン受口に向かってこう配を設ける設計であり，床面を流れる平均流速v_6を，3.2.4(1)c.　凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，床ドレン受口までの到達時間T_6を求める。

$$T_6 = \frac{L_6}{v_6}$$

$$Q_D = v \cdot A \cdot 3600$$

$$m = A / L$$



c.　床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）：T_7

床ドレン管には格納容器床ドレンサンプに向かってこう配を設ける設計であり，呼び径３Ｂの床ドレン管（内径 0.0739 m）を流れる平均流速v_7を，3.2.4(1)c.　凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，床ドレン管移送時間T_7を求める。

$$T_7 = \frac{L_7}{v_7}$$

d.　サンプ移送配管移送時間（スリット部）：T_8

サンプ移送配管には原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプに向かってこう配を設ける設計であり，底部鉄筋コンクリートマット中に設けたスリット部（厚さ 0.01 m，幅 0.5 m）を流れる平均流速 v_8 を，3.2.4(1)c.　凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，サンプ移送配管移送時間 T_8 を求める。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

e.　サンプ移送配管移送時間（スリット部除く）：T_9

サンプ移送配管には原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプに向かってこう配及びUシール設ける設計であり，呼び径３Ｂのサンプ移送配管（内径 0.0739 m）を流れる平均流速 v_9 を，3.2.4(1)c.　凝縮液ドレン管移送時間で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより，サンプ移送配管移送時間 T_9 を求める。

$$T_9 = \frac{L_9}{v_9}$$

f.　格納容器床ドレン流量計の検出時間：T_{10}

様々な経路を経て格納容器床ドレンサンプに流入する漏えい水を，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへの移送配管中に設置した格納容器床ドレン流量計で検出し，容積式流量検出器からのパルス信号を，演算装置にて流量信号に変換し監視する。

演算装置の出力は 1 分間のパルス信号積算値出力を次の 1 分間の出力まで保持する設計としているため，格納容器床ドレン流量計の検出時間を 2 分とする。

3.2.5　検出時間

「3.2.1　検出時間の評価方法」及び「3.2.2　漏えい水が蒸気になる割合」を踏まえて検出時間の算出を行った結果を「表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表」に示す。蒸気分として格納容器床ドレンサンプに回収されるまでの時間（$T_1+T_2+T_3+T_4$）は 36 分であり，また，液体分として格納容器床ドレンサンプに回収されるまでの時間（$T_5+T_6+T_7$）は 48 分である。サンプ移送配管移送時間及び格納容器床ドレン流量計の検出時間を加算した時間（$T_1+T_2+T_3+T_4+T_8+T_9+T_{10}$）及び（$T_5+T_6+T_7+T_8+T_9+T_{10}$）のうち最大時間としても 56 分で検出可能であることから，1 時間以内に検出できる設計である。

表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表（1／4）

項目		計算パラメータ		評価時間（min）
RCPB配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間	a. ドライウェル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間（配管～ドライウェル内ガス冷却装置）：T_1（min）	V：原子炉格納容器内自由体積（m^3）	5700	T_1＝2
		Q_{F1}：ドライウェル内ガス冷却装置風量（m^3/min）	2950*1	
	b. 凝縮液量が平衡に達する時間（凝縮液量平衡到達時間）：T_2（min）	V：原子炉格納容器内自由体積（m^3）	5700	T_2＝31*2
		Q_{F2}：ドライウェル内ガス冷却装置風量（m^3/min）	563	
		Q_1：漏えい量（蒸気分）（kg/min）	1.5	
		Q：ドライウェル内ガス冷却装置での凝縮液量（kg/min）	（数式）	
	c. 凝縮液ドレン管移送時間（ドライウェル内ガス冷却装置～床ドレン受口）：T_3（min）	v_3：ドレン管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.161	T_3＝2
		C：流速係数	26.062*4	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01*3	
		A：流路断面積（m^2）	0.000142*4	
		Q_D：ドレン管を流れる漏えい水の流量（m^3/h）	0.087	
		m：平均深さ（m）	0.00386*4	
		L：ドレン管のぬれ縁長さ（m）	0.0367*4	
		L_3：ドレン管の長さ（m）	11	
	d. 床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）：T_4（min）	v_4：ドレン管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.153	T_4＝1
		C：流速係数	25.417*4	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01*3	
		A：流路断面積（m^2）	0.000150*4	
		Q_D：ドレン管を流れる漏えい水の流量（m^3/h）	0.087	
		m：平均深さ（m）	0.00363*4	
		L：ドレン管のぬれ縁長さ（m）	0.0414*4	
		L_4：ドレン管の長さ（m）	6	
検出時間合計		T_1＋T_2＋T_3＋T_4		36

注記　＊1：ドライウェル内ガス冷却装置 3 台分の風量。

＊2：凝縮液量Qが警報設定値である漏えい量（蒸気分）Q_1の 95 %以上となる平衡到達時間として算出。（「図 3.2.5-1　凝縮液量が平衡に達する時間について」参照）

＊3：「機械工学便覧」の金属配管（黄銅管）の係数を参考に，実機における配管仕様（粗度係数 0.01 以下）を踏まえて設定した値。

＊4：流体平均深さｍを仮定し，収束計算によって得られる値。

表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表（2／4）

項目		計算パラメータ		評価時間（min）
RCPB配管からの漏えい水（液体分）の検出時間	a. 保温材から漏れ出るまでの時間（保温材内滞留時間）：T_5（min）	d_1：保温材外径（m）	0.718	T_5＝39
		d_2：配管外径（m）	0.508	
		L_5：保温材最大長さ（m）	0.9	
		Q_2：漏えい量（液体分）（m^3/h）	0.143	
	b. 床ドレン受口までの到達時間（保温材～床ドレン受口）：T_6（min）	v_6：床面を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.0344	T_6＝8
		C：流速係数	10.145*4	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.013*2	
		A：流路断面積（m^2）	0.00115*4	
		Q_D：床面を流れる漏えい水の流量（m^3/h）	0.143	
		m：平均深さ（m）	0.00115*4	
		L：床面のぬれ縁長さ（m）	1*1	
		L_6：床ドレン受口までの床面距離（m）	15	
	c. 床ドレン管移送時間（床ドレン受口～格納容器床ドレンサンプ）：T_7（min）	v_7：床ドレン管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.187	T_7＝1
		C：流速係数	27.767*4	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01*3	
		A：流路断面積（m^2）	0.000212*4	
		Q_D：床ドレン管を流れる漏えい水の流量（m^3/h）	0.143	
		m：平均深さ（m）	0.00454*4	
		L：床ドレン管のぬれ縁長さ（m）	0.0467*4	
		L_7：床ドレン管の長さ（m）	6	
検出時間合計		$T_5＋T_6＋T_7$		48

注記　＊1：実測値に基づき設定した値。

＊2：「機械工学便覧」の純セメント平滑面の係数を参考に設定した値。

＊3：「機械工学便覧」の金属配管（黄銅管）の係数を参考に，実機における配管仕様（粗度係数 0.01 以下）を踏まえて設定した値。

＊4：流体平均深さmを仮定し，収束計算によって得られる値。

表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表（3／4）

項目		計算パラメータ		評価時間（min）
RCPB配管からの漏えい水（共通分）の検出時間	d.　サンプ移送配管移送時間（スリット部）：T_8（min）	v_8：サンプ移送配管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.0752	T_8＝2
		C：流速係数	18.451*3	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01*1	
		A：流路断面積（m^2）	0.000833*3	
		Q_D：サンプ移送配管を流れる漏えい水の流量（m^3/h）	0.23	
		m：平均深さ（m）	0.00167*3	
		L：サンプ移送配管のぬれ縁長さ（m）	0.5	
		L_8：サンプ移送配管の長さ（m）	5	
	e.　サンプ移送配管移送時間（スリット部除く。）：T_9（min）	v_9：サンプ移送配管を流れる漏えい水の平均流速（m/s）	0.220	T_9＝4
		C：流速係数	29.836*3	
		i：こう配	0.01	
		n：粗度係数	0.01*1	
		A：流路断面積（m^2）	0.000284*3	
		Q_D：サンプ移送配管を流れる漏えい水の流量（m^3/h）	0.23	
		m：平均深さ（m）	0.00548*3	
		L：サンプ移送配管のぬれ縁長さ（m）	0.0518*3	
		L_9：サンプ移送配管の長さ（m）	45	
	f.　格納容器床ドレン流量計の検出時間：T_{10}（min）	－*2		T_{10}＝2
検出時間合計		$T_8+T_9+T_{10}$		8

注記　＊1：「機械工学便覧」の金属配管（黄銅管）の係数を参考に，実機における配管仕様（粗度係数 0.01 以下）を踏まえて設定した値。

＊2：計算パラメータなし。

＊3：流体平均深さmを仮定し，収束計算によって得られる値。

表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表（4／4）

項目		評価時間 (min)
格納容器床ドレン流量計の検出時間	ＲＣＰＢ配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間（T_1＋T_2＋T_3＋T_4）＋ＲＣＰＢ配管からの漏えい水（共通分）の検出時間（T_8＋T_9＋T_{10}）	44
	ＲＣＰＢ配管からの漏えい水（液体分）の検出時間（T_5＋T_6＋T_7）＋ＲＣＰＢ配管からの漏えい水（共通分）の検出時間（T_8＋T_9＋T_{10}）	56
検出時間	上記検出時間の最大時間	56

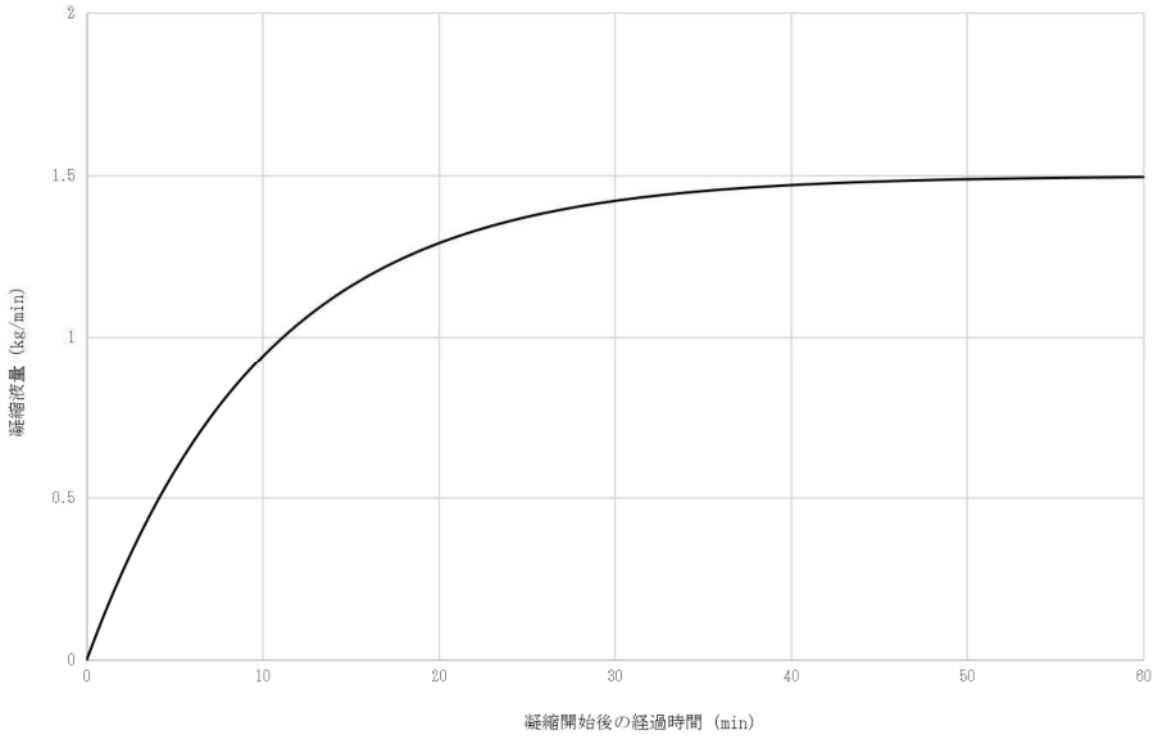


図 3.2.5-1　凝縮液量が平衡に達する時間について

3.2.6　原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響を評価するために，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいが発生した場合の漏えい時間が，蒸気分及び液体分のそれぞれについて「表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡されているかを確認する。

(1)　蒸気分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち蒸気分は，保温材継目より直ちに保温材外に出るため，従前のＲＣＰＢ配管からの漏えいと同様にドライウェル内ガス冷却装置で冷却・凝縮し，凝縮液ドレン管を経由して格納容器床ドレンサンプへ到達した後に格納容器床ドレン流量計にて検出される。よって，「表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表」におけるＲＣＰＢ配管からの漏えい水（蒸気分）の検出時間である$T_1+T_2+T_3+T_4+T_8+T_9+T_{10}$＝44 分に包絡される。

(2)　液体分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分は，従前のＲＣＰＢ配管からの漏えいと同様に保温材で一定時間滞留した後に，原子炉格納容器内の床に漏えいする。その後，床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプへ到達した後に，格納容器床ドレン流量計にて検出される。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を含めた原子炉冷却材配管には 2 分割の保温材（金属保温）を設置しており，このうち最も保温材内容積の大きい箇所において，3.2.4(2)a. 保温材から漏れ出すまでの時間で使用した条件および式から算出すると，配管外径が 0.508 m，保温材外径が 0.718 m，長さが 0.9 m であることから，約 38.2 分となるが，安全側に 39 分と評価する。

保温材から漏れ出た後に床ドレン受口へ到達する時間へ到達する時間については，当該の床ドレン受口までの距離を原子炉格納容器内において床ドレン受口から最も離れた箇所に設定し 15 m，平均流速 0.0344 m/s から求めると約 436 秒となるが，安全側に 8 分と評価する。

次に，床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプへ到達するまでの時間については，当該の床ドレン管長さ 6 m，平均流速 0.187 m/s から求めると約 32 秒となるが，安全側に 1 分と評価する。

よって，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいした液体分が格納容器床ドレンサンプまで到達する時間は，$T_5+T_6+T_7+T_8+T_9+T_{10}$＝56 分となり，蒸気になった漏えいについては，「表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表」における格納容器床ドレン流量計の検出時間の最大値である漏えい水（液体分）の検出時間に包絡される。

(3) 評価結果

(1)(2)より，本評価においては原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲も含め，保守的な条件を設定していることから，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲での漏えいを検出する時間は,「表 3.2.5-1　漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡される。

4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 格納容器床ドレン流量計の計測範囲及び警報動作範囲

格納容器床ドレン流量計の計測範囲は，ＲＣＰＢ配管からの全漏えい量 0.23 m^3/h（1 gpm）が格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへ排出される際の流量が計測できるよう 0.6 m^3/h を設定する。

格納容器床ドレン流量計は，容積式流量検出器からのパルス信号を，演算装置にて流量に変換し監視する。

警報動作範囲は 0～0.6 m^3/h で設定可能であり，0.23 m^3/h（1 gpm）の流量を検出した場合に格納容器床ドレンサンプ流量高の警報を中央制御室に発信する。なお，警報動作流量以上の流量では，警報動作状態を継続する。

（「図 4.1-1　格納容器床ドレン流量計の計測範囲」参照）

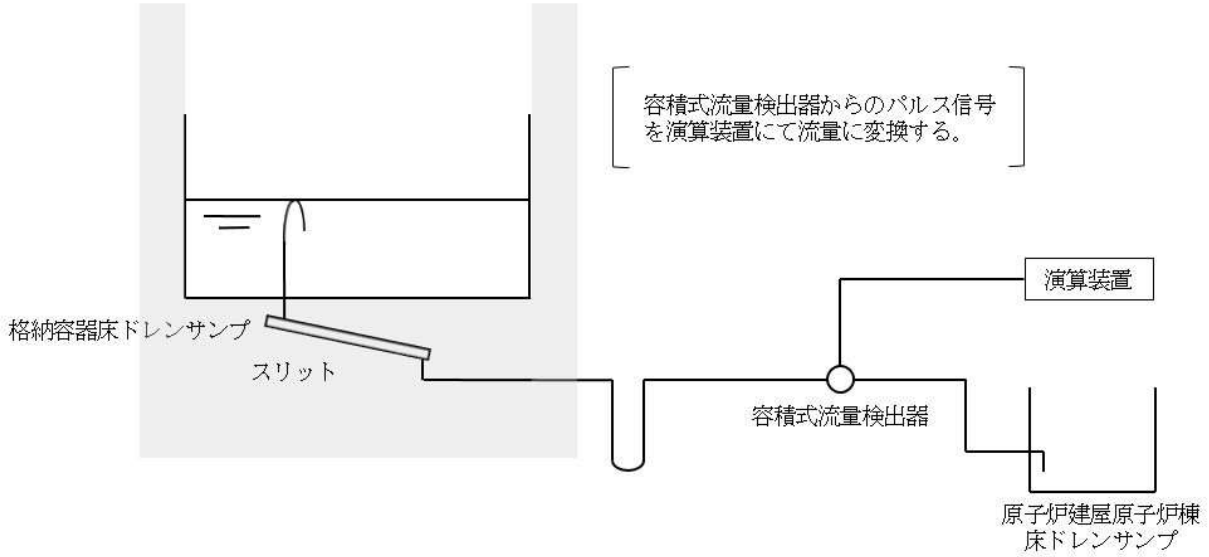


図 4.1-1　格納容器床ドレン流量計の計測範囲

Ⅴ-1-4-2　流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

目次

1. 概要 …… 1

2. 評価範囲 …… 1

3. 基本方針 …… 1

4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価 …… 1

5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価 …… 2

6. まとめ …… 2

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第19条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき，原子炉冷却系統に係る容器，管，ポンプ及び弁が，原子炉冷却材の循環，沸騰その他の挙動により生じる流体振動，又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計となっていることを説明する。

2. 評価範囲

今回の評価範囲は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき，原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い，以下の範囲の主配管（以下「ＲＣＰＢ拡大範囲」という。）内の設備を対象とする。

・残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン第１隔離弁から第２隔離弁まで

・残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン第１隔離弁から第２隔離弁まで

なお，ＲＣＰＢ拡大範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価については，「東海第二発電所における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成 18 年 6 月 9 日付け発室発第 122 号）にて，既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価については，「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成20年7月29日付け発室発第235号）にて評価し，問題ないことを確認している。

3. 基本方針

原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る容器，管，ポンプ及び弁は，原子炉冷却材の循環，沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

ＲＣＰＢ拡大範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１２－1998）による規定に基づく手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１７－2003）の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。

4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合，流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価するが，ＲＣＰＢ拡大範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１２－1998）の「2.適用範囲および対象」に該当せず，評価は不要である。

5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられるが，ＲＣＰＢ拡大範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく，また，通常運転時流路の原子炉からみて第１隔離弁が閉弁で運用されており，高温水の流入がなく，閉塞分岐管であるドレンライン，ベントラインが評価対象とならないため，日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１７－2003）の「2.疲労評価上考慮すべき熱流動現象　2.2 評価対象とする現象」に該当せず，評価は不要である。

6. まとめ

ＲＣＰＢ拡大範囲には，流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく，流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

Ⅴ-1-4-3　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....1
2. 基本方針.....2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....2
3. 評価.....3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針.....3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針.....3
3.3 評価対象ポンプの選定.....3
3.4 評価方法.....5
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....5
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....9
3.5 評価結果.....9
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果.....9

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により，原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが，原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH 」という。）において，正常に機能することを説明するとともに，サプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能することを説明するものである。

また，有効 NPSH 以外の温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては，添付書類「Ⅴ-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請においては変更は行わない。

今回，新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水する常設低圧代替注水系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについて，想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能することを説明する。

2.　基本方針

2.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器へ注水するためのポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理されたほう酸水貯蔵タンク，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

なお，ＳＡ用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一，これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより，短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

3.　評価

3.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において，サプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器へ注水するポンプは，原子炉格納容器内の圧力，水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH 」という。）を上回ることを評価する。

そのうち，原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッション・プールを水源として，原子炉圧力容器に注水する場合，注水に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが，破断形態は設計基準事故と同等であるため，保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし，炉心損傷を伴う重大事故等時においては，原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため，化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また，評価に当たっては，平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅳ－5　非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に，「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において，サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは，それぞれの水源の圧力，水位，温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3　評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

・残留熱除去系ポンプ*　　（水源：サプレッション・プール）
・高圧炉心スプレイ系ポンプ　（水源：サプレッション・プール）
・低圧炉心スプレイ系ポンプ　（水源：サプレッション・プール）
・原子炉隔離時冷却系ポンプ　（水源：サプレッション・プール）
・ほう酸水注入ポンプ　　（水源：ほう酸水貯蔵タンク）
・常設高圧代替注水系ポンプ　（水源：サプレッション・プール）

・常設低圧代替注水系ポンプ＊　（水源：代替淡水貯槽）
・代替循環冷却系ポンプ＊　　（水源：サプレッション・プール）
・可搬型代替注水大型ポンプ＊　（水源：代替淡水貯槽，ＳＡ用海水ピット）
・可搬型代替注水中型ポンプ＊　（水源：西側淡水貯水設備，ＳＡ用海水ピット）

注記＊：原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお，ほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプは，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水することから，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用しており，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては，評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用するポンプのうち，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプは，「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水に使用する場合よりも，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却に使用する場合の方が厳しい使用条件となるため，添付書類「Ⅴ-1-8-4　圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

ほう酸水注入ポンプは，ほう酸水貯蔵タンクを水源として有効 NPSH が確保される水位以上に確保された必要水量を原子炉圧力容器へ注水するよう設計されており，機能が要求される運転状態においては水源の圧力，温度の変化及び異物の影響はなく，ほう酸水注入ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。

可搬型代替注水大型ポンプの付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは，空気を吸い込まない水位を確保するように沈めて運転するポンプであり，必要 NPSH に代わる条件として運転必要最低水位（水中ポンプ内に空気を吸い込まず，ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ）を確保するように設置することで，キャビテーションを防止する設計であることから，評価対象外とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプは，付属品である水中ポンプにより，可搬型代替注水大型ポンプの必要 NPSH を上回る押込水頭が可搬型代替注水大型ポンプの吸込側にかかるように設計されており，可搬型代替注水大型ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。したがって，本資料では，以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

・残留熱除去系ポンプ　　（水源：サプレッション・プール）
　（1691.9 m^3/h）
・高圧炉心スプレイ系ポンプ　　（水源：サプレッション・プール）
　（1461.4 m^3/h）

・低圧炉心スプレイ系ポンプ　　（水源：サプレッション・プール）
（1442.1 m^3/h）
・原子炉隔離時冷却系ポンプ　　（水源：サプレッション・プール）
（142 m^3/h）
・常設高圧代替注水系ポンプ　　（水源：サプレッション・プール）
（136.7 m^3/h）

3.4　評価方法

3.4.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3　評価対象ポンプの選定」により選定した残留熱除去系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については，重大事故等時の各事象のうち，個別評価が必要な事象を抽出し，その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

(1)　有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し，「3.3　評価対象ポンプの選定」で選定した残留熱除去系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプ（高圧炉心スプレイ系ストレーナを兼用）に対して，有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a.　重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち，a及びfの事象については，評価対象ポンプによるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水を考慮しないため個別評価対象外とする。

b.　有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち，b，c，d，e，g及びhの事象については，原子炉冷却材配管の破断が生じず，保温材等の異物発生が想定されない。したがって，残留熱除去系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの評価については有効 NPSH 評価条件が設計基準事故時の条件に包絡されることから，個別評価対象外とする。

以上より，設計基準対象施設としての使用条件を超えて運転する原子炉隔離時冷却系ポンプについて，サプレッション・プール水温の上昇に伴うポンプ吸込口の条件が最も厳しい「c　全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。また，新設設備である常設高圧代替注水系ポンプについても同様の

理由により，「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。これらの事象では，LOCA事象を想定しないため，異物による圧損影響については考慮しない。

なお，「i 大破断LOCA時注水機能喪失」及び「j DCH,FCI,MCCI」の事象については，「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり，添付書類「Ⅴ-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について，以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は，事故後の経過時間とともに変化するが，サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧を超える。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは，評価条件を保守的に設定するという観点より，保守性を十分考慮した背圧を設定する。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は，重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

大破断LOCAを想定しないため，ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については，配管の径，長さ，形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3.4.1-1　設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等の事象（有効性評価の事故シーケンスグループ）			S/P水源での運転をするポンプ*1	有効NPSH評価条件（水源の圧力，温度等）	破断形態	発生異物量	
						保温材等	化学影響生成異物
炉心損傷がない場合	a	高圧・低圧注水機能喪失	－	－	無	－	－
	b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR，LPCS	設計基準事故時に包絡	無	－	－
	c	全交流動力電源喪失	RHR，RCIC，AHPI	RHR：設計基準事故時に包絡 RCIC：個別評価を実施*2 AHPI：個別評価を実施	無	－	－
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR，HPCS，RCIC	RHR,HPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	－	－
	e	原子炉停止機能喪失	RHR，HPCS，RCIC	RHR,HPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	－	－
	f	LOCA時注水機能喪失	－	－	中小破断	設計基準事故未満	－
	g	格納容器バイパス	RHR，LPCS，RCIC	RHR,LPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	－	－
	h	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	RHR，RCIC	RHR：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象と同じ	無	－	－
炉心損傷する場合	i	大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC：個別評価を実施	大破断	設計基準事故と同等	化学影響生成異物の発生*3
	j	DCH,FCI,MCCI	ARC	ARC：iの事象に包絡	無	－	

注記　＊1：サプレッション・プールを水源として，原子炉圧力容器へ注水するポンプを示す。

＊2：RCICの有効 NPSH 評価条件として最も厳しい条件は，100 ℃以上の運転状態となり背圧が小さい全交流動力電源喪失事象となる。

＊3：pH制御装置よりサプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され，水質がアルカリ性になることで，原子炉格納容器内のAl,Si,Zn,Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

注　：RHR：残留熱除去系ポンプ，HPCS：高圧炉心スプレイ系ポンプ，LPCS：低圧炉心スプレイ系ポンプ，RCIC：原子炉隔離時冷却系ポンプ，AHPI：常設高圧代替注水系ポンプ，ARC：代替循環冷却系ポンプ，DCH：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH，FCI：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペデスタル），MCCI：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル）

3.4.2　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3　評価対象ポンプの選定」により，評価対象となるポンプは無い。

3.5　評価結果

3.5.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1)　原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a.　有効 NPSH の算定結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b.　有効 NPSH 評価結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり，重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの有効NPSH は，必要 NPSH を上回っており，原子炉隔離時冷却系ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-1　原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s：吸込揚程	
H_1：ポンプ吸込配管圧損	
H_2：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH（$H_a+H_s-H_1-H_2-h_s$）	

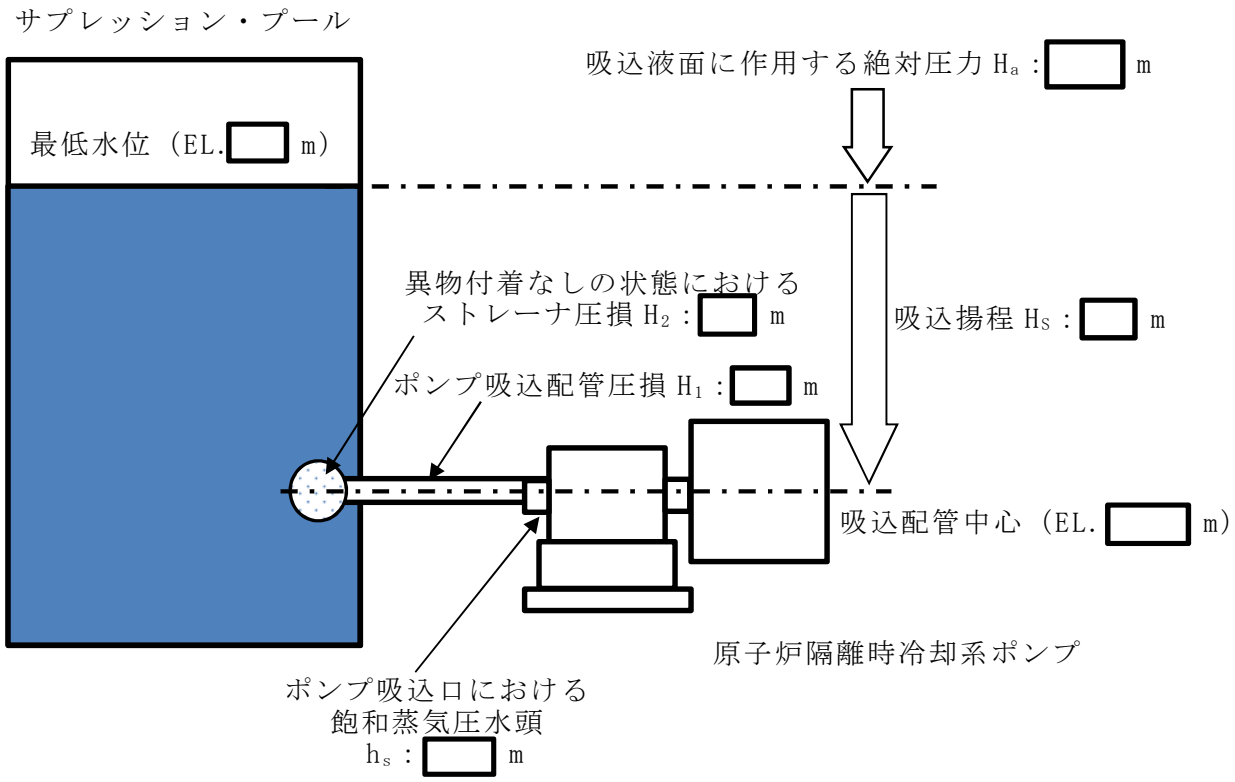
注記　＊1：原子炉隔離時冷却系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

＊2：ティー及びベネ部を含む。

表3.5.1-2　原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位:m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却系ポンプ		



有効 NPSH（$H_a+H_s-H_1-H_2-h_s$）≧ 必要 NPSH

□ ＝ □ m ＞ □ m

図3.5.1-1　原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

(2)　常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a.　有効 NPSH の算定結果

常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-3に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-2に示す。

b.　有効 NPSH 評価結果

常設高圧代替注水系の有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-4に示す。

表3.5.1-4に示すとおり，重大事故等時における常設高圧代替注水系ポンプの有効NPSH は，必要 NPSH を上回っており，常設高圧代替注水系ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-3　常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

（単位：m）

	重大事故等時
H_a：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s：吸込揚程	
H_1：ポンプ吸込配管圧損	
H_2：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH（$H_a+H_s-H_1-H_2-h_s$）	

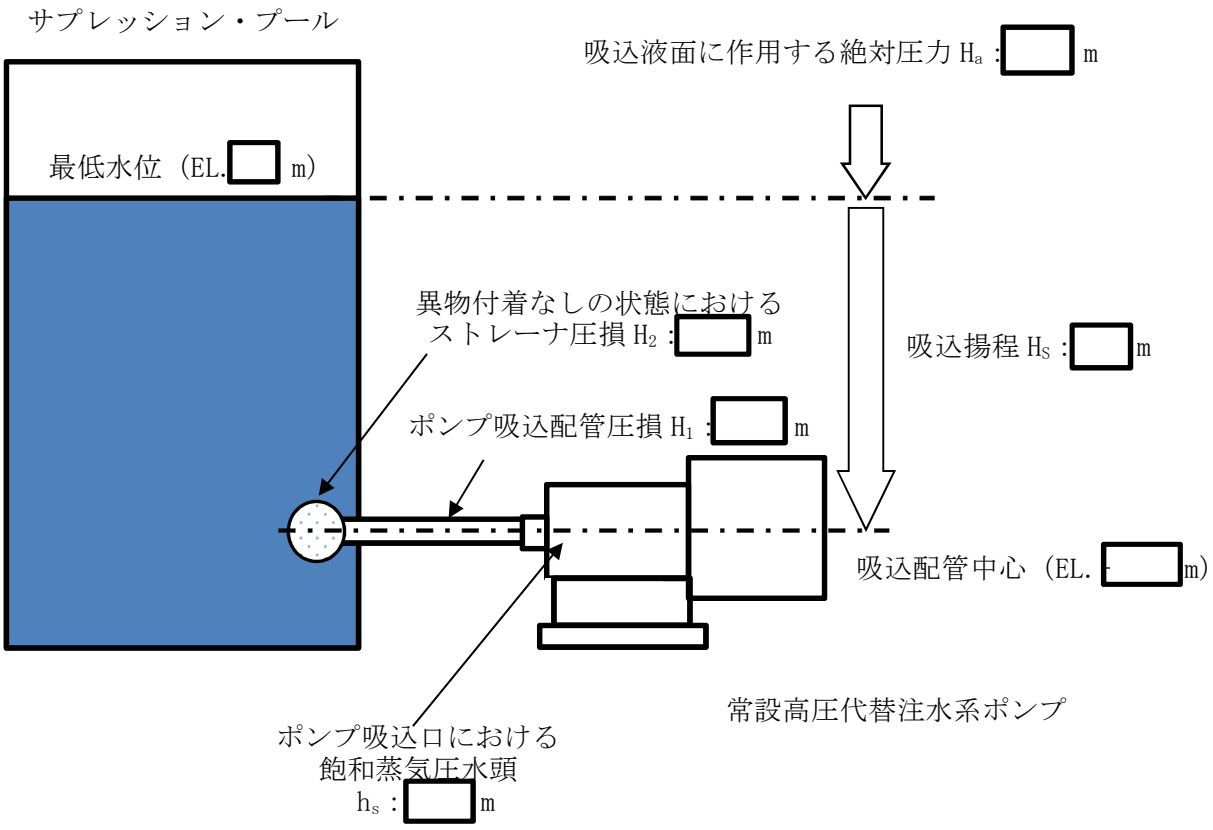
注記＊1：常設高圧代替注水系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

＊2：常設高圧代替注水系ポンプの流量は，ストレーナを兼用する高圧炉心スプレイ系ポンプの流量に比べて小さく，ストレーナ圧損は低減するが，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし，設備の変更がないため，高圧炉心スプレイ系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

表3.5.1-4　常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

（単位:m）

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設高圧代替注水系ポンプ		



有効 NPSH （$H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$） ≧ 必要 NPSH

□ = □ m ＞ □ m

図 3.5.1-2　常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

Ⅴ-1-5　計測制御系統施設の説明書

目次

Ⅴ-1-5-1　計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

Ⅴ-1-5-2　原子炉非常停止信号の設定値の根拠に関する説明書

Ⅴ-1-5-3　工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

Ⅴ-1-5-4　発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書

Ⅴ-1-5-5　中央制御室の機能に関する説明書

Ⅴ-1-5-1　計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目次

1.　概要 ……………………………………………………………………………………1
2.　基本方針 ………………………………………………………………………………1
2.1　設計基準対象施設に関する計測 ……………………………………………………1
2.2　重大事故等対処設備に関する計測 …………………………………………………2
3.　計測装置の構成 …………………………………………………………………………3
3.1　計測装置の構成 ………………………………………………………………………4
3.1.1　起動領域計測装置及び出力領域計測装置 ………………………………………4
3.1.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置 ……………………………………………………………………………………7
3.1.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 ………………………35
3.1.4　原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 ……………………………………………………………………………………47
3.1.5　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置 ……………………………………………………………………………62
3.1.6　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 …………………………66
3.1.7　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 ……………………………………74
3.1.8　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 …………………………………78
3.1.9　その他重大事故等対処設備の計測装置 …………………………………………80
3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存 ………………………………………117
3.2.1　計測結果の指示又は表示……………………………………………………………117
3.2.2　設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存……………………………117
3.2.3　重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存…………………………117
3.3　安全保護装置 …………………………………………………………………………121
3.3.1　不正アクセス行為等の被害の防止 ………………………………………………121
4.　計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 ……………………………………………126

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条，第 35 条，第 47 条，第 67 条，第 68 条及び第 73 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成，計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに，計測装置の機能を有した安全保護装置に関して，技術基準規則第 35 条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。

なお，技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成及び計測範囲，技術基準規則第 35 条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第 47 条の計測装置の警報動作範囲に関しては，要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成，計測範囲について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

(1) 計測結果の記録の保存

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき，発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は，原則，確実に記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とし，断続的な試料の分析を行う場合は，従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

(2) 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

技術基準規則第 35 条及びその解釈に基づき，安全保護装置のうち，アナログ回路で構成する機器は，外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止，物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止，物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

2.2　重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち，監視設備である格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ)は,原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。また，フィルタ装置入口水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定できる設計とする。これらの計器は交流電源が必要な場合には，代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第 68 条及びその解釈に基づき，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，監視設備である原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し，水素濃度を測定できる設計とする。

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，酸素濃度，原子炉建屋内の水素濃度並びに未臨界の維持または監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保に必要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障又は故障が疑われ，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。なお，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は添付書類「Ⅴ-1-8-2　原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は，設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）の明確化をするとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定める設計とする。

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度等は想定される重大事故等の対応に必要となる炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとして，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は，中央制御室に原則指示又は表示し，記録及び保存できる設計とする。

3.　計測装置の構成

重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示，記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1　計測装置の構成」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示，記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」にとりまとめる。

また，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止等の措置について「3.3　安全保護装置」に示す。

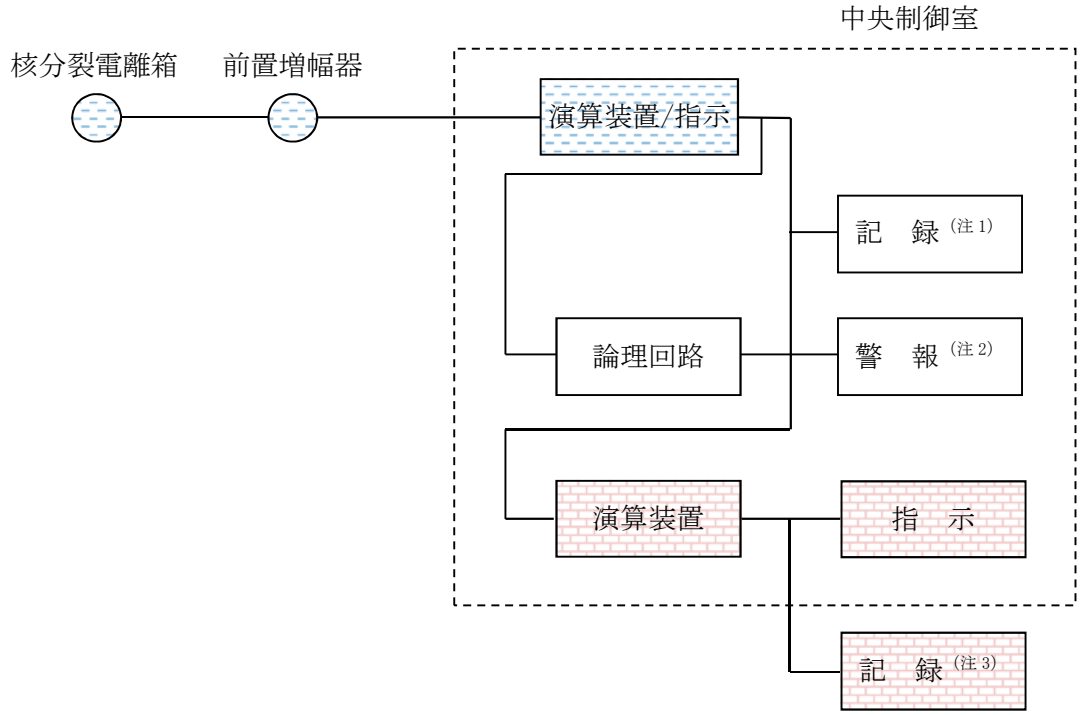
3.1　計測装置の構成

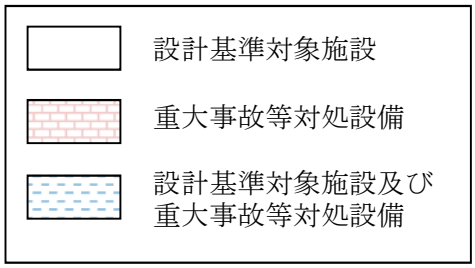
3.1.1　起動領域計測装置及び出力領域計測装置

(1)　起動領域計装

起動領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，起動領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.1-1　起動領域計装の概略構成図」及び「図 3.1.1-3　検出器の構造図（起動領域計装，出力領域計装)」参照。）





（注 1）記録計

（注 2）中性子束高原子炉スクラム
原子炉出力ペリオド短原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

（注 3）緊急時対策支援システム伝送装置

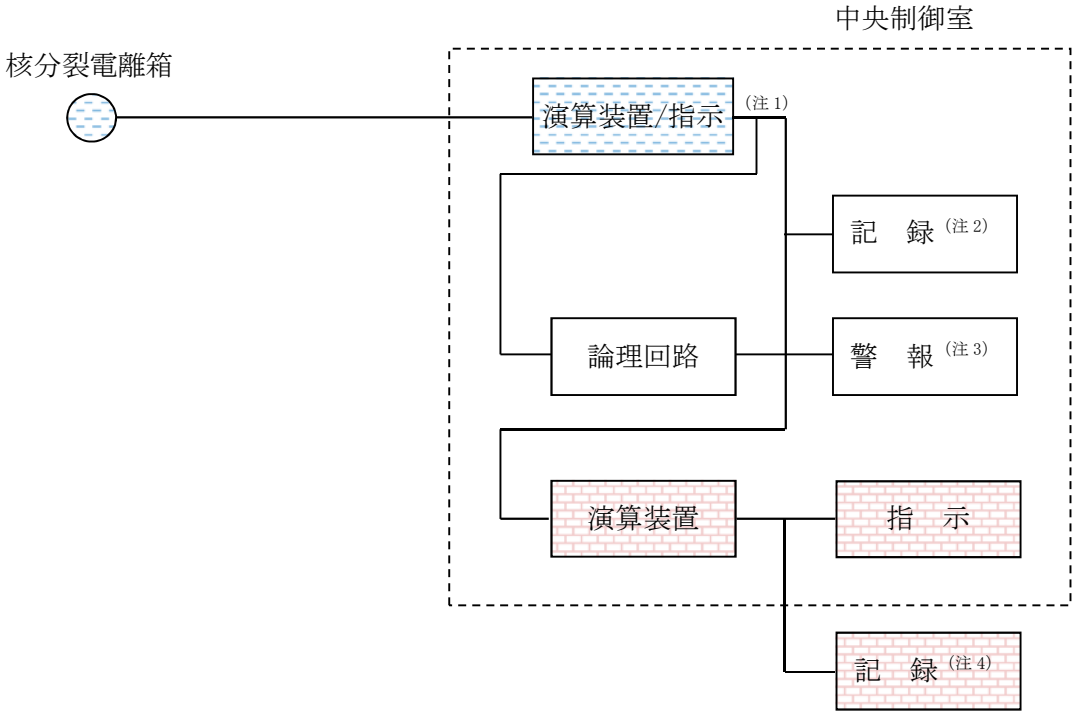
図 3.1.1-1　起動領域計装の概略構成図

NT2 補② V-1-5-1 R3

(2)　出力領域計装

出力領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，出力領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からの電気信号を，演算装置にて中性子束レベルに変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.1-2　出力領域計装の概略構成図」及び「図 3.1.1-3　検出器の構造図（起動領域計装，出力領域計装)」参照。）



（注 1）平均中性子束
（注 2）記録計
（注 3）中性子束高原子炉スクラム
　　中性子束低原子炉スクラム
　　中性子束計装動作不能原子炉スクラム
（注 4）緊急時対策支援システム伝送装置

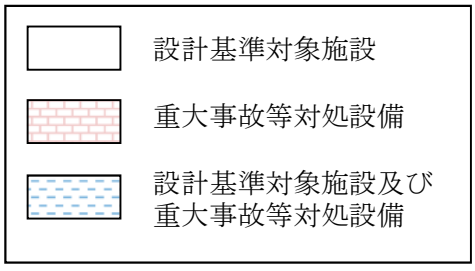


図 3.1.1-2　出力領域計装の概略構成図

NT2 補② V-1-5-1 R3

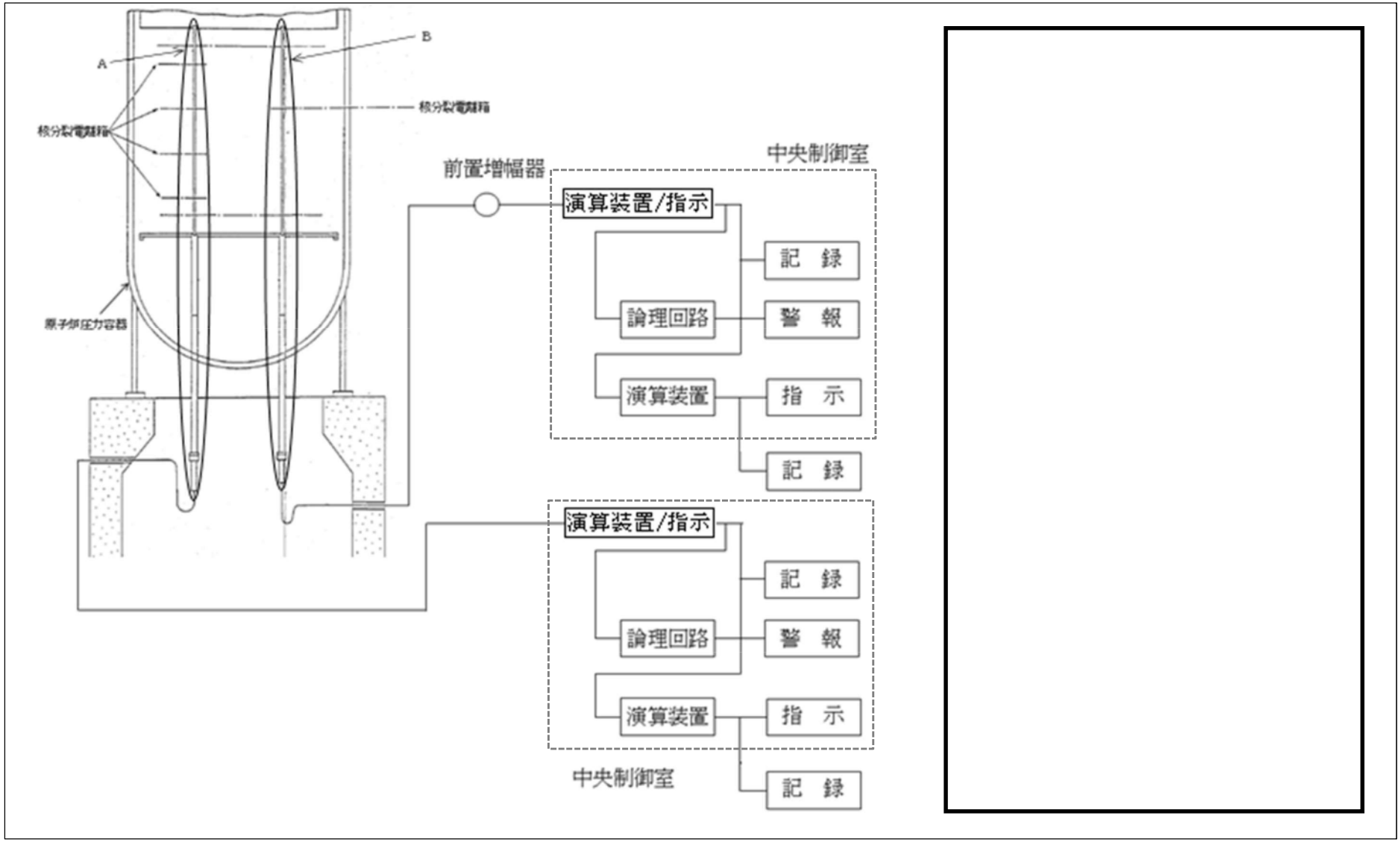


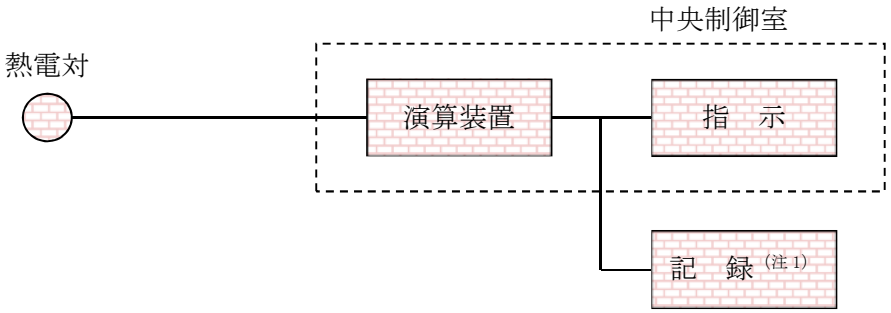
図 3.1.1-3　検出器の構造図（起動領域計装，出力領域計装）

3.1.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置

(1)　原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力容器温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-1　原子炉圧力容器温度の概略構成図」及び「図 3.1.2-2　検出器の構造図（原子炉圧力容器温度)」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

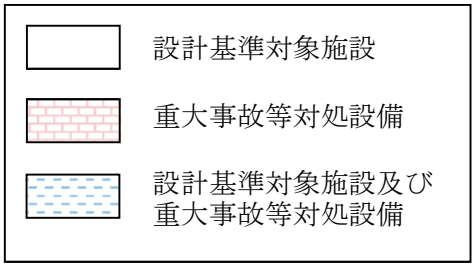


図 3.1.2-1　原子炉圧力容器温度の概略構成図

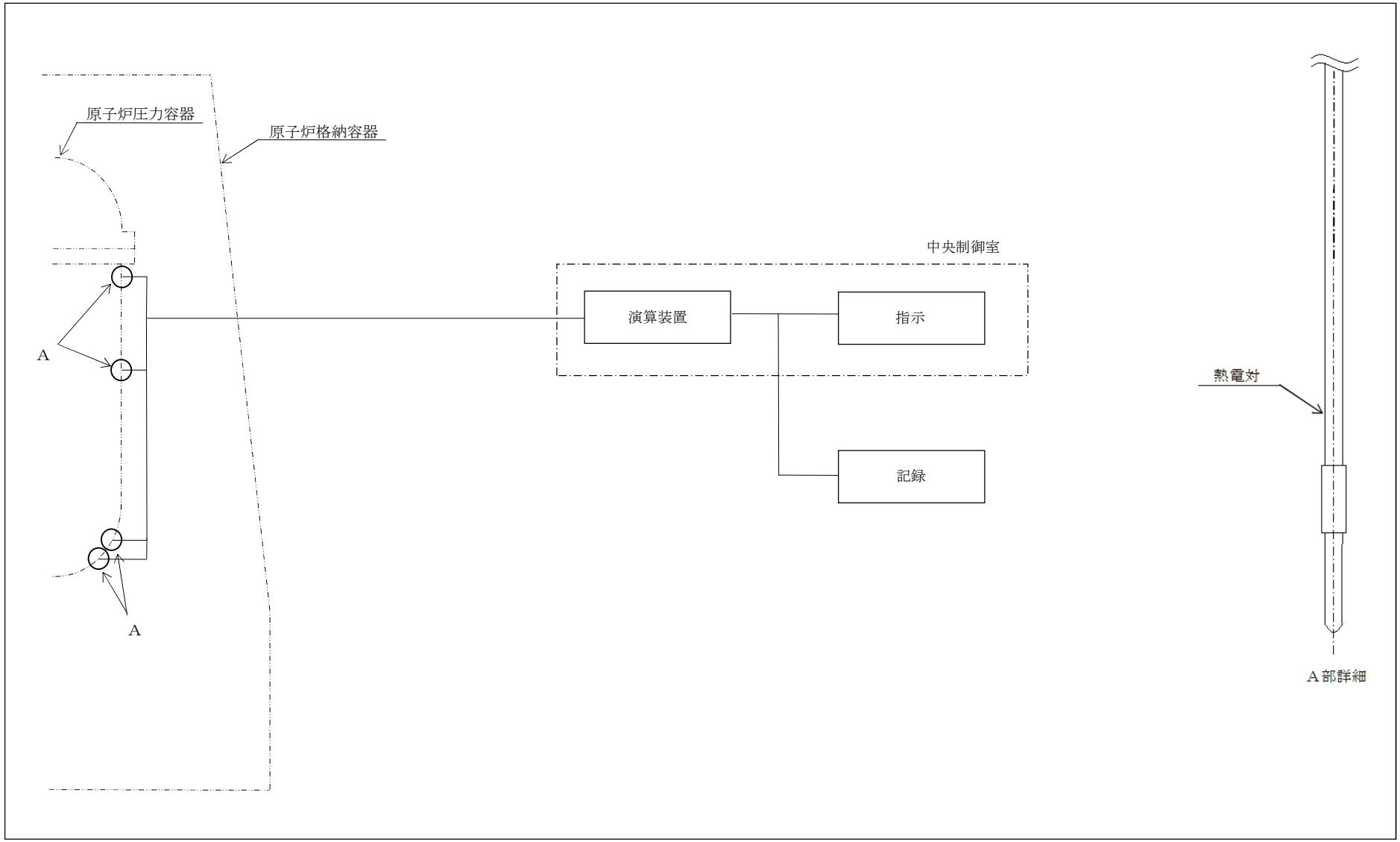
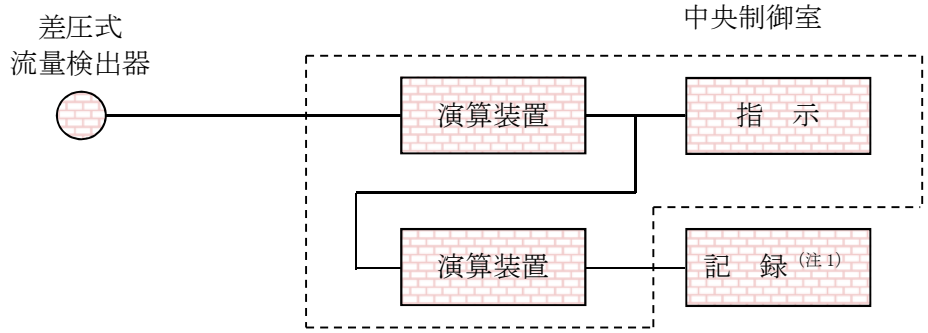


図 3.1.2-2　検出器の構造図（原子炉圧力容器温度）

(2)　高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧代替注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-3　高圧代替注水系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-4　検出器の構造図（高圧代替注水系系統流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

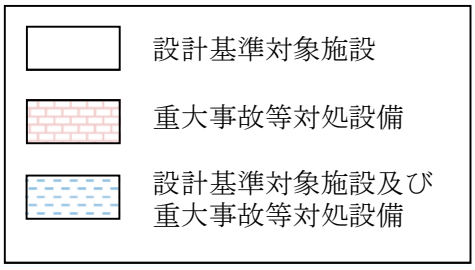


図 3.1.2-3　高圧代替注水系系統流量の概略構成図

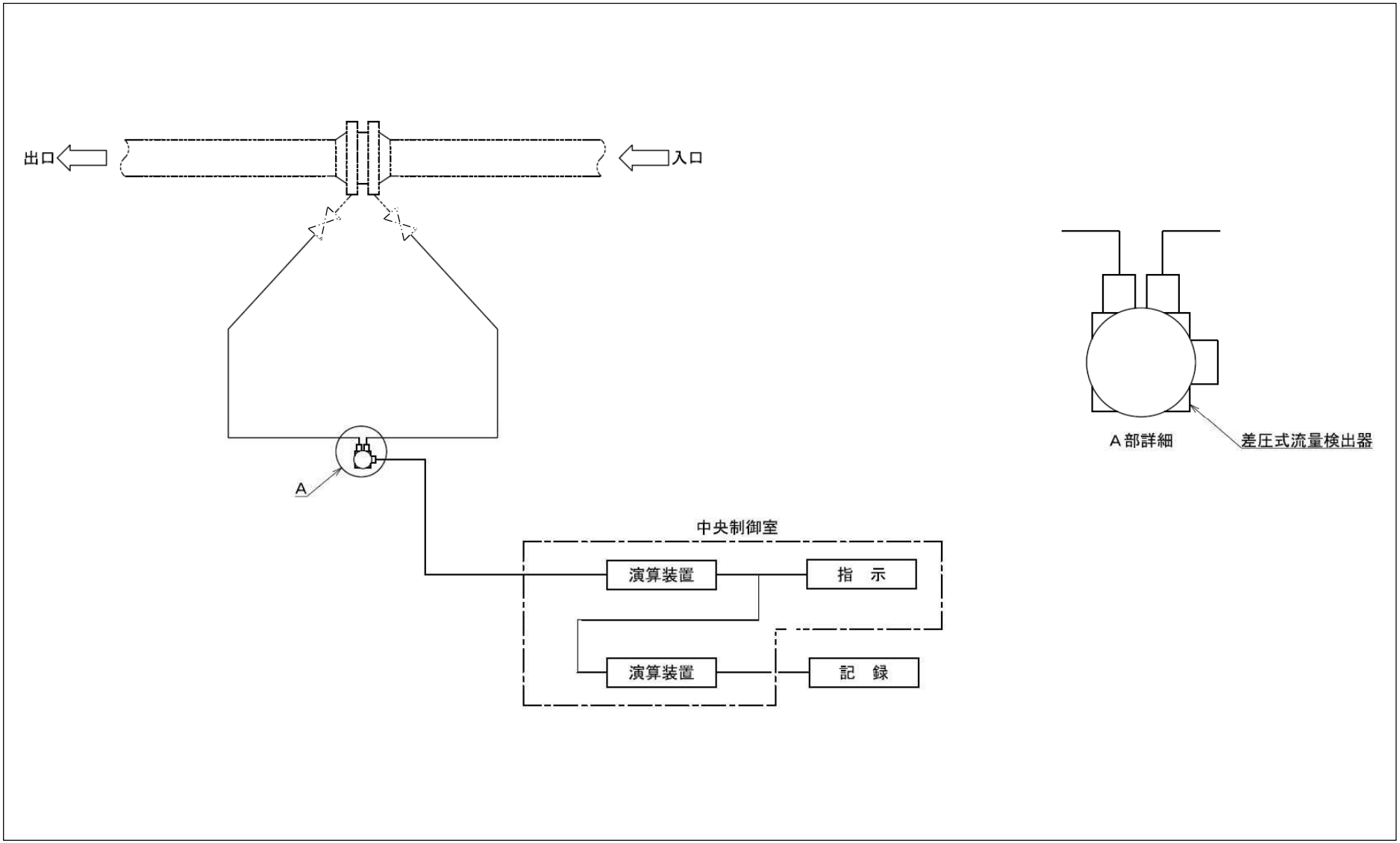
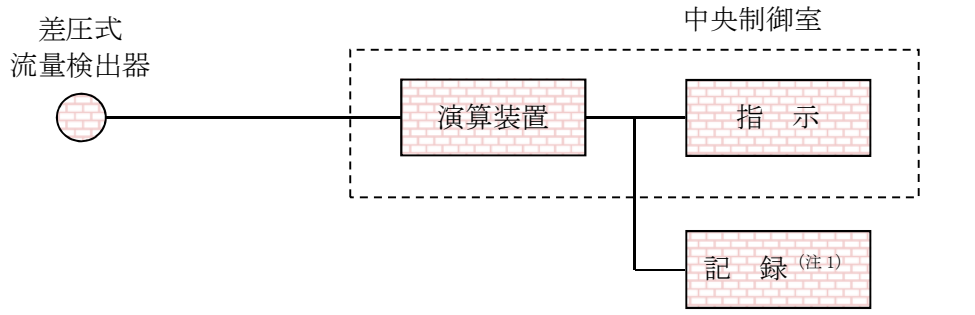


図 3.1.2-4　検出器の構造図（高圧代替注水系系統流量）

(3)　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-5　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.2-6　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.2-5　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図

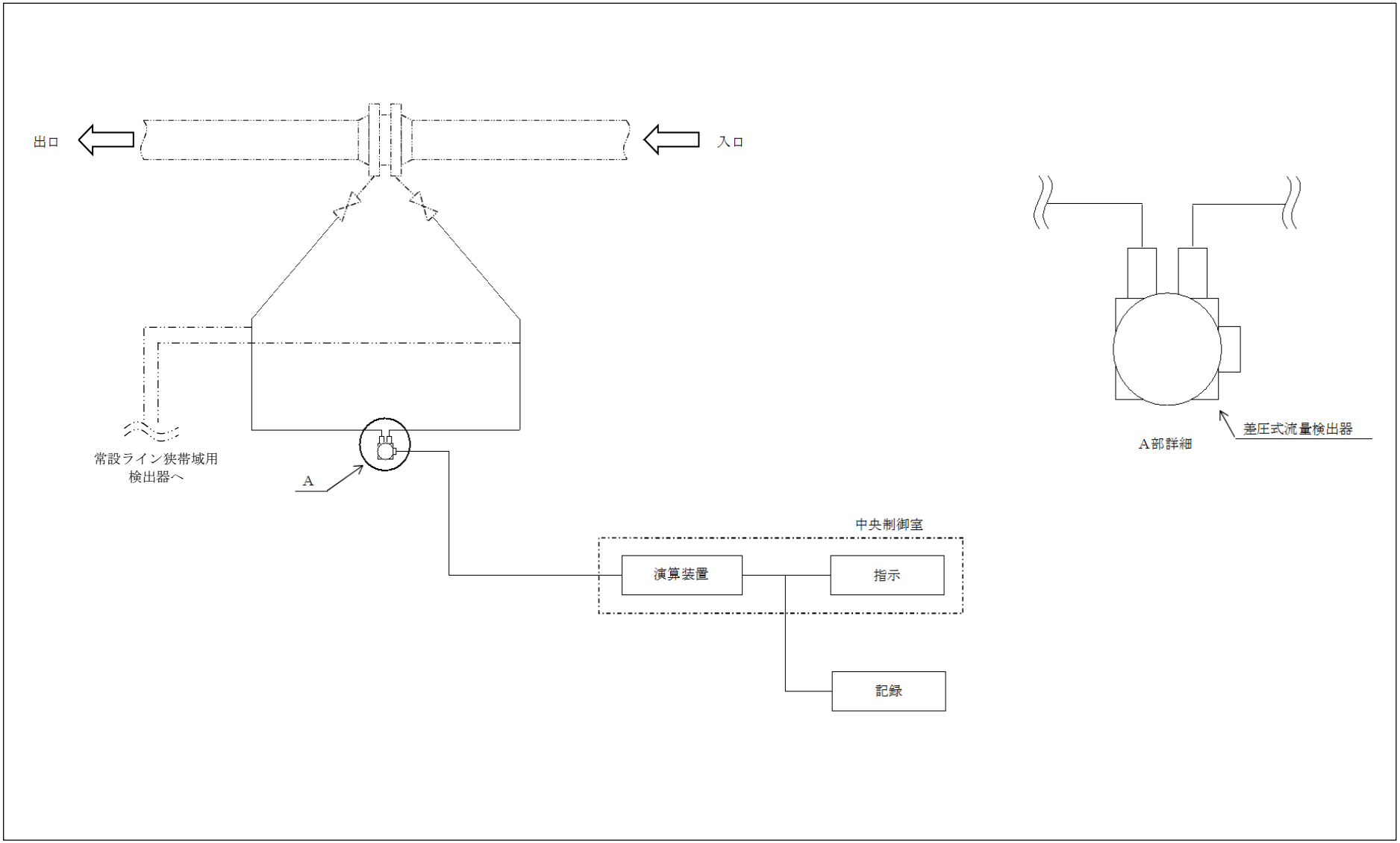
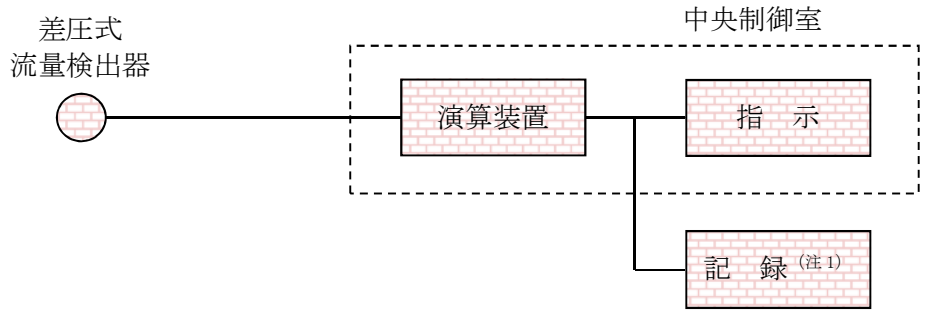


図 3.1.2-6　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用））

(4)　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-7　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図」及び「図 3.1.2-8　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

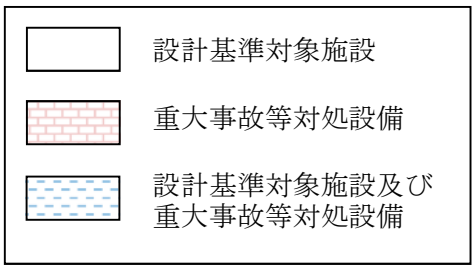


図 3.1.2-7　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図

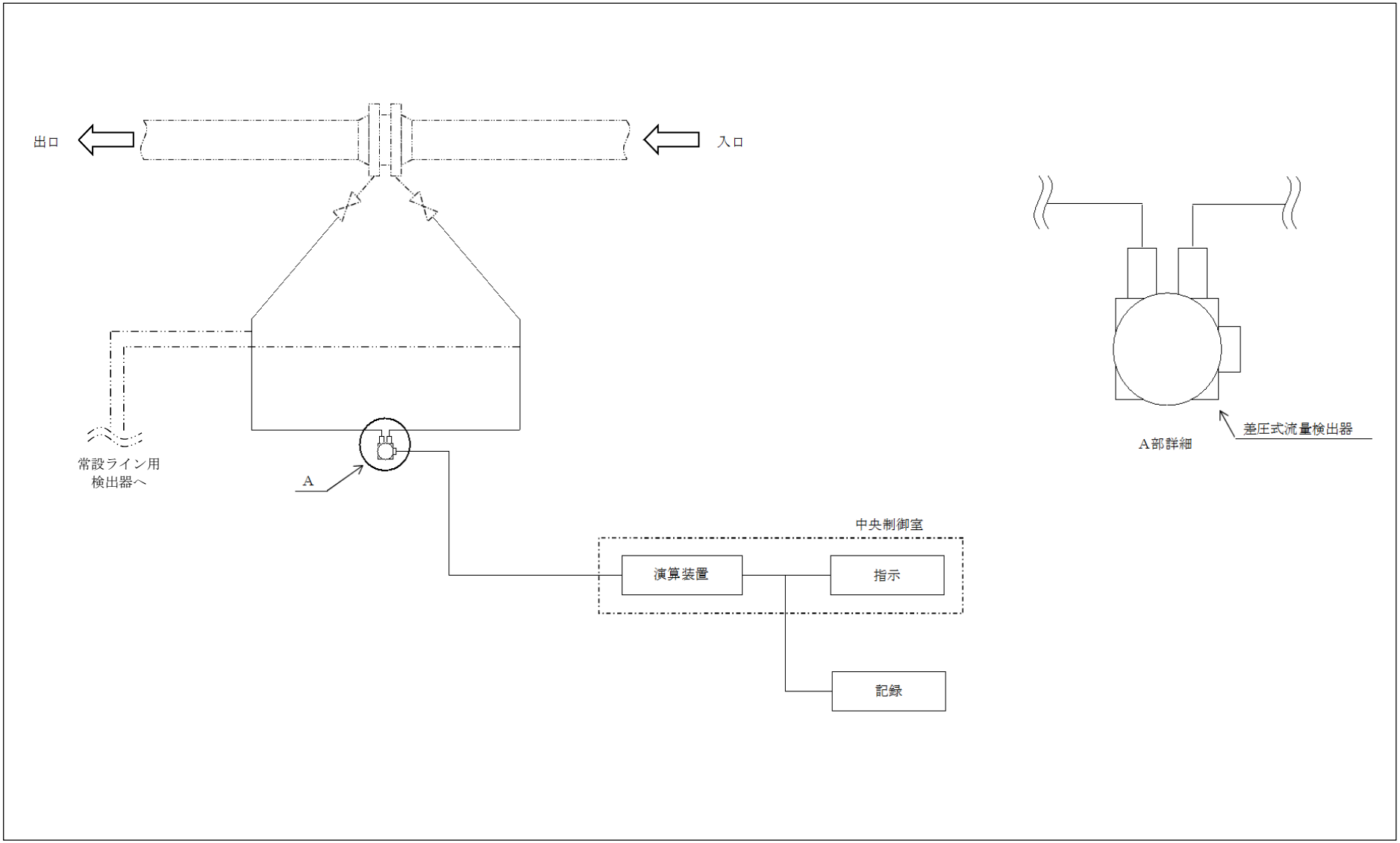
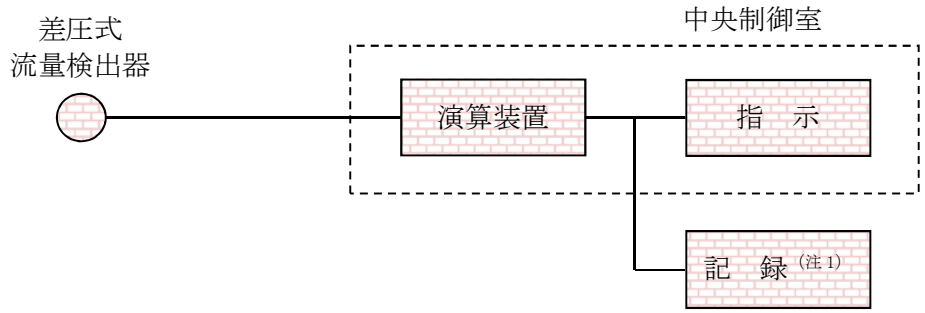


図 3.1.2-8　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用））

(5)　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-9　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.2-10　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

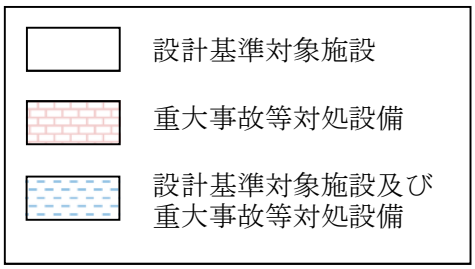


図 3.1.2-9　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図

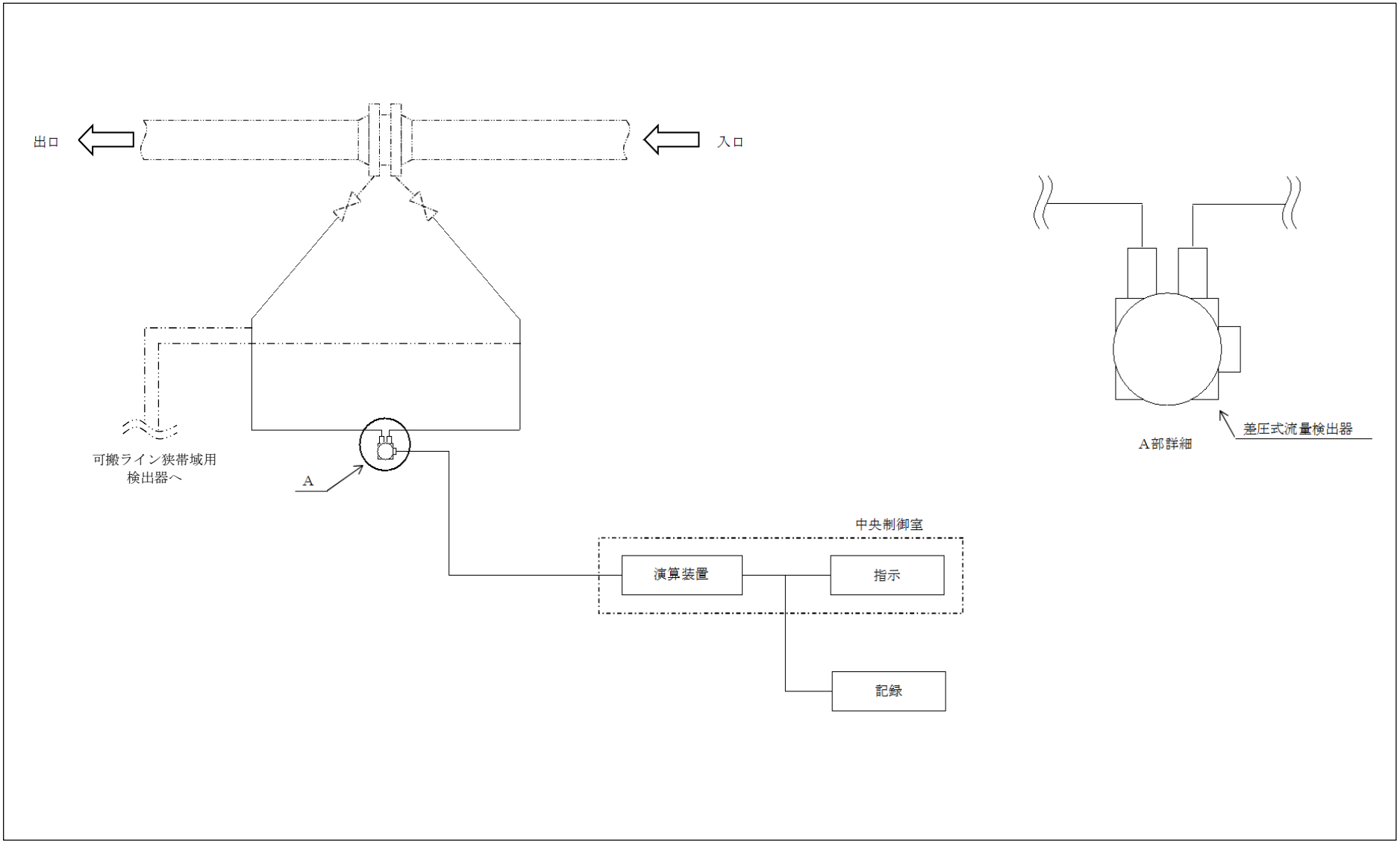
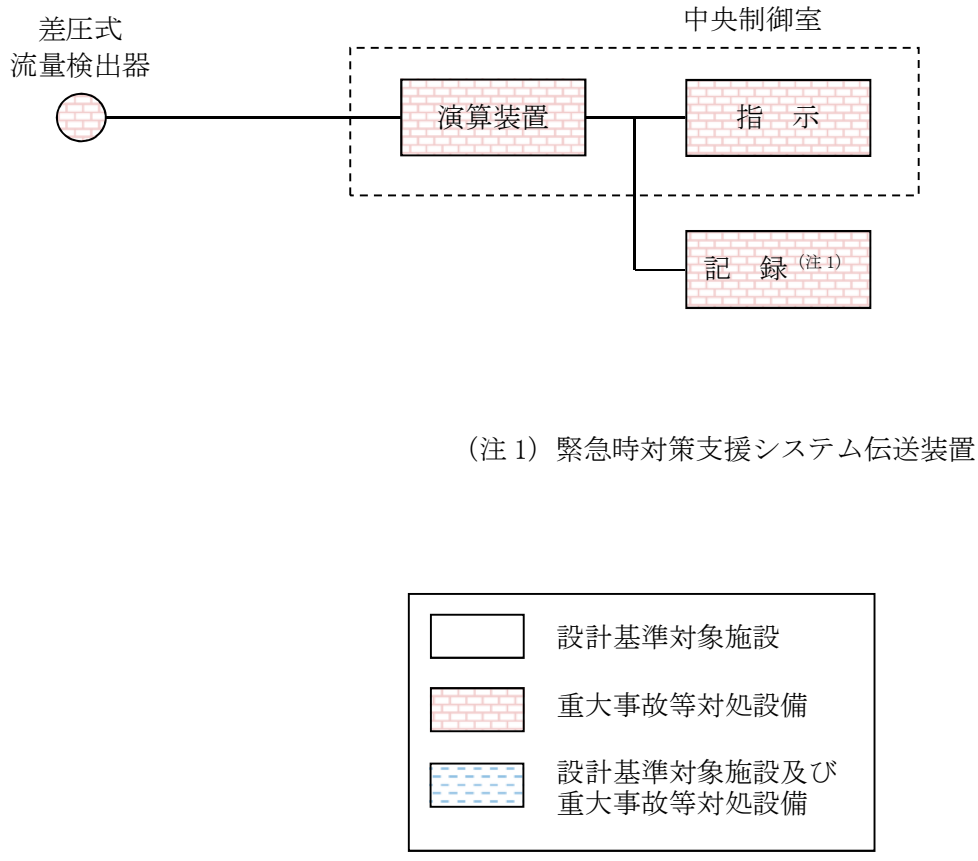


図 3.1.2-10　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用））

(6)　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-11　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図」及び「図 3.1.2-12　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.2-11　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図

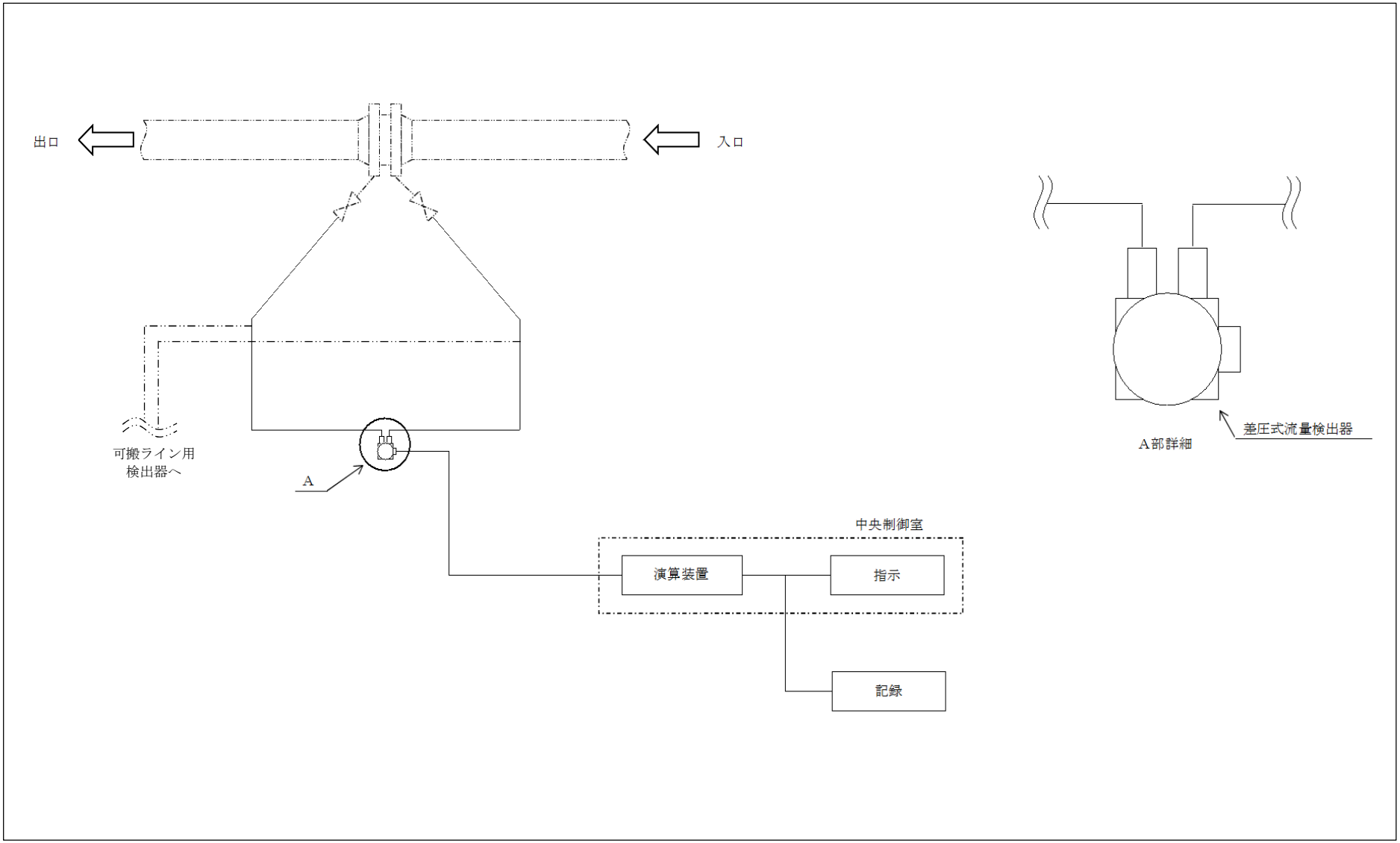
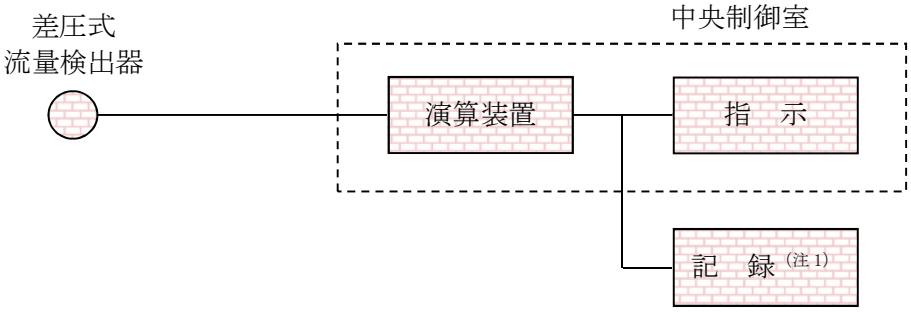


図 3.1.2-12　検出器の構造図（低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用））

(7)　代替循環冷却系原子炉注水流量

代替循環冷却系原子炉注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系原子炉注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系原子炉注水流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-13　代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-14 検出器の構造図（代替循環冷却系原子炉注水流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

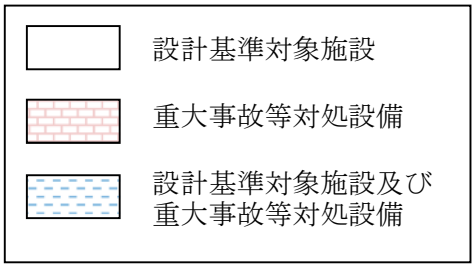


図 3.1.2-13　代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

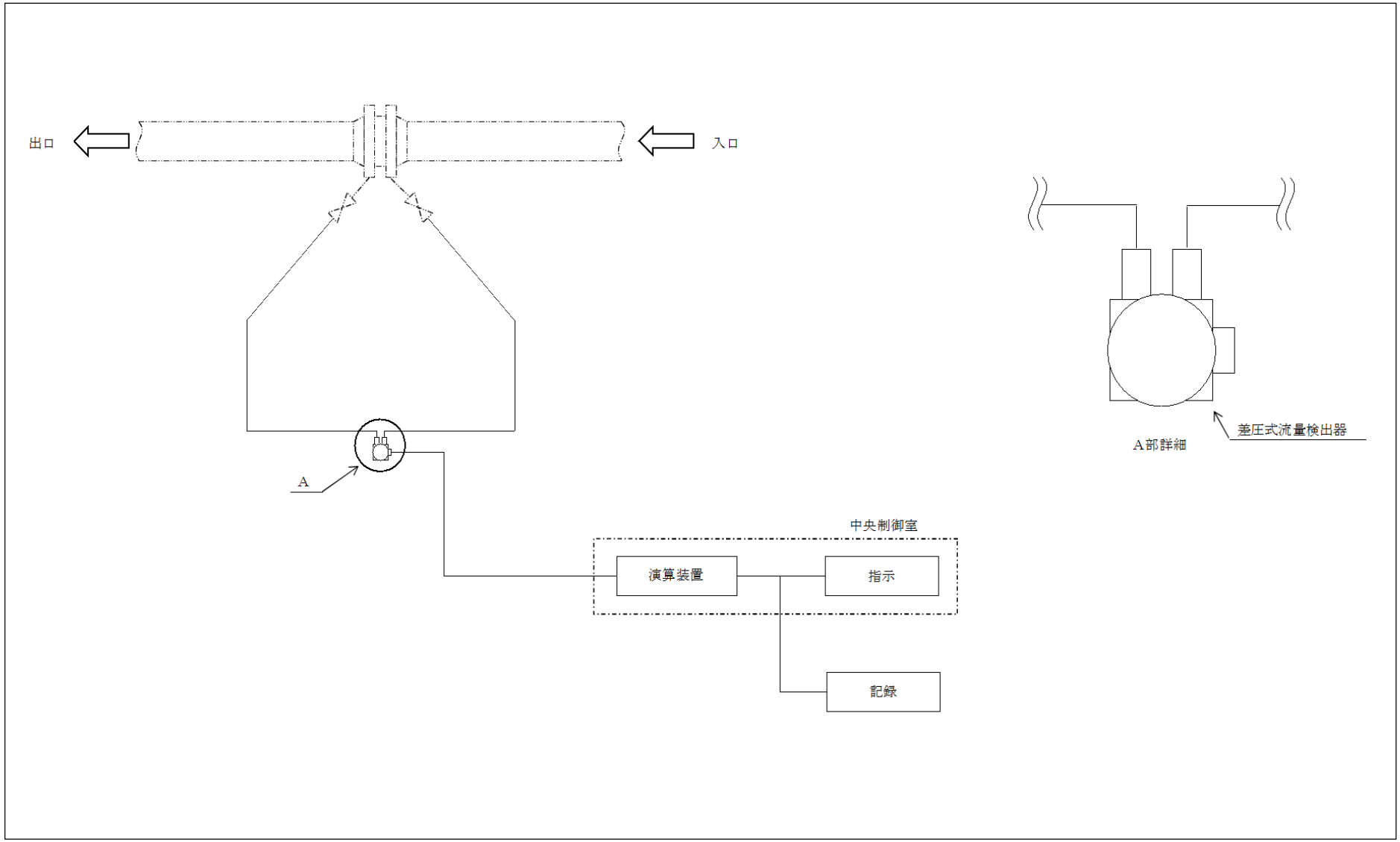
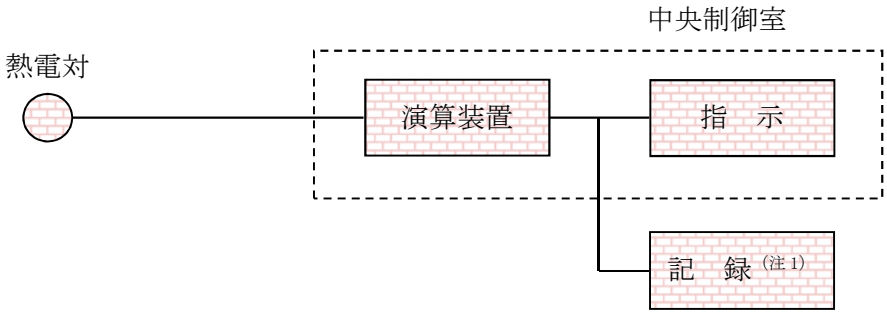


図 3.1.2-14　検出器の構造図（代替循環冷却系原子炉注水流量）

(8)　代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-15　代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」及び「図 3.1.2-16　検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ入口温度）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

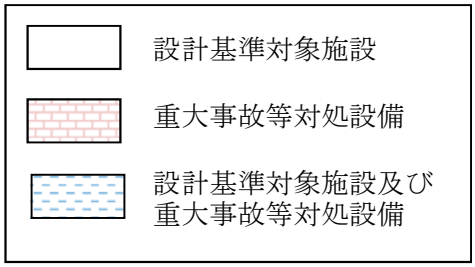


図 3.1.2-15　代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

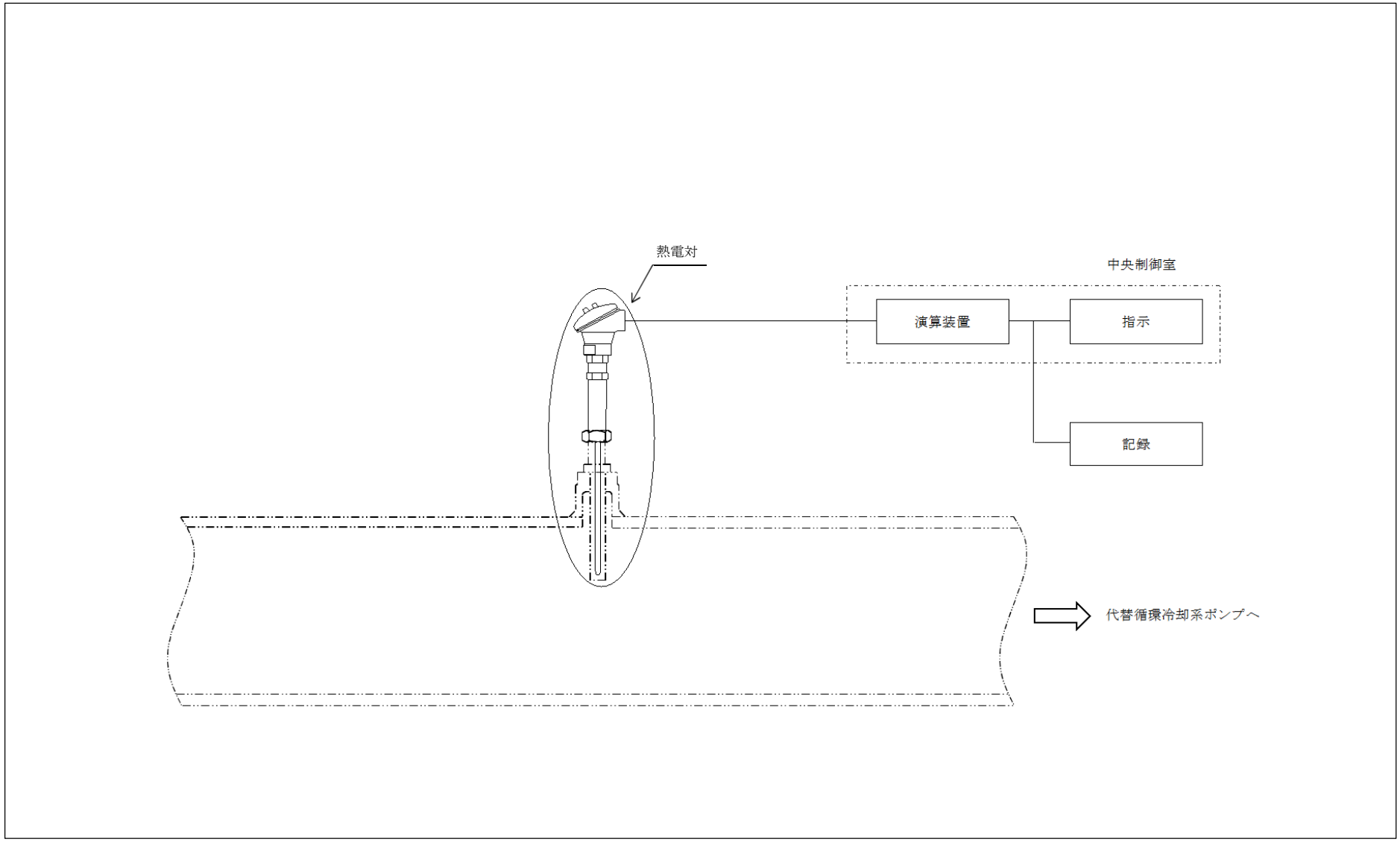
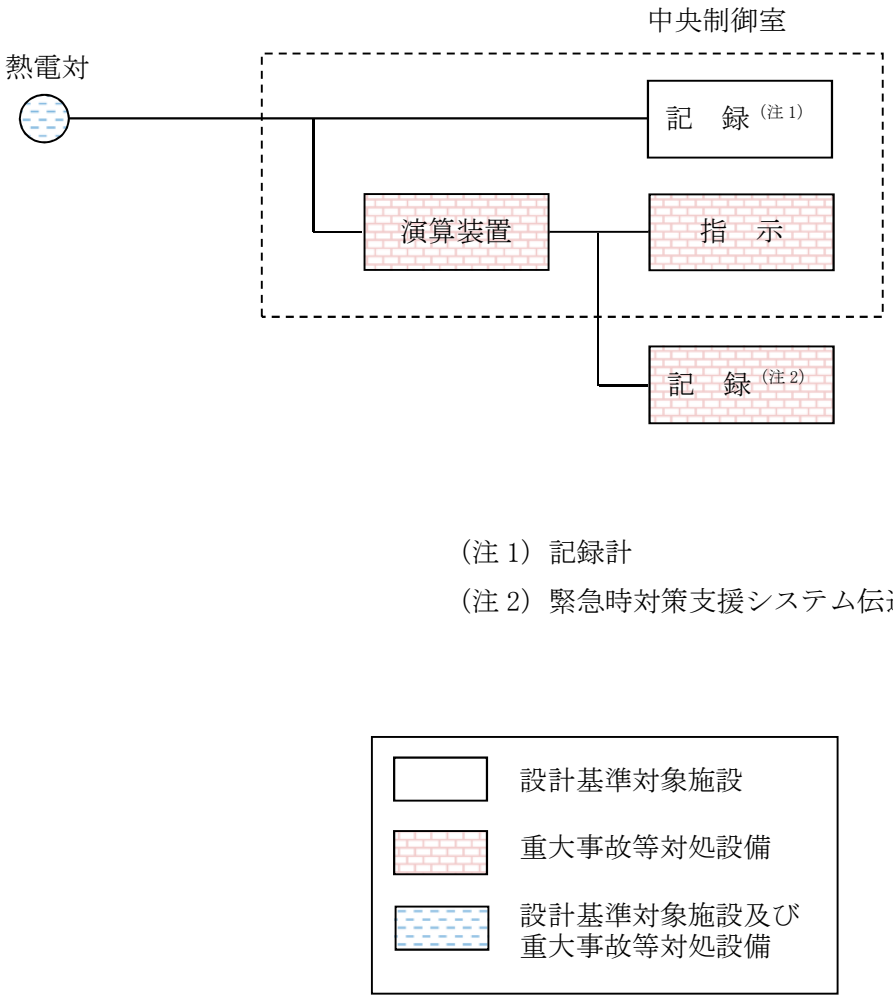


図 3.1.2-16　検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ入口温度）

(9)　残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-17　残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及び「図 3.1.2-18　検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.2-17　残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

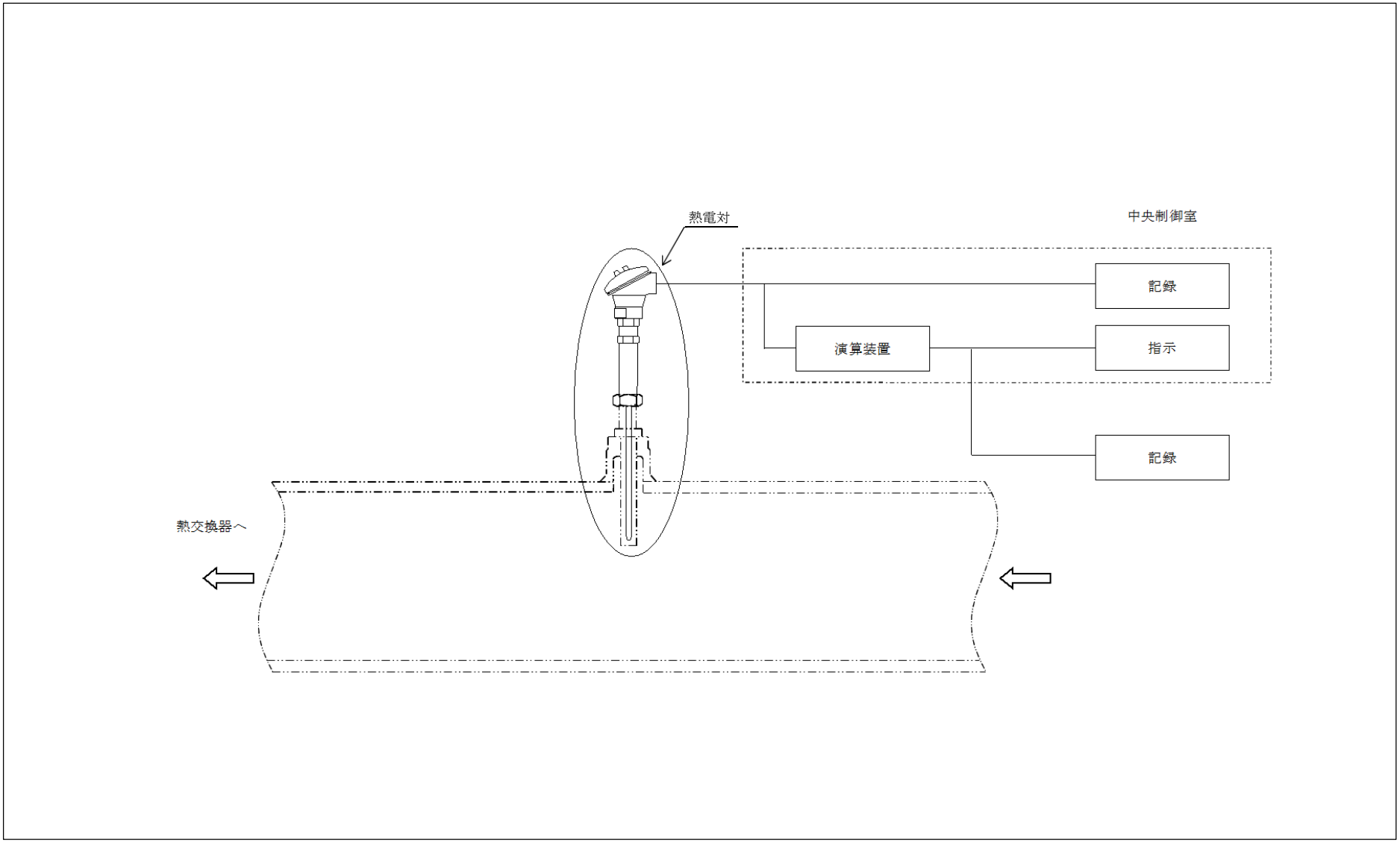
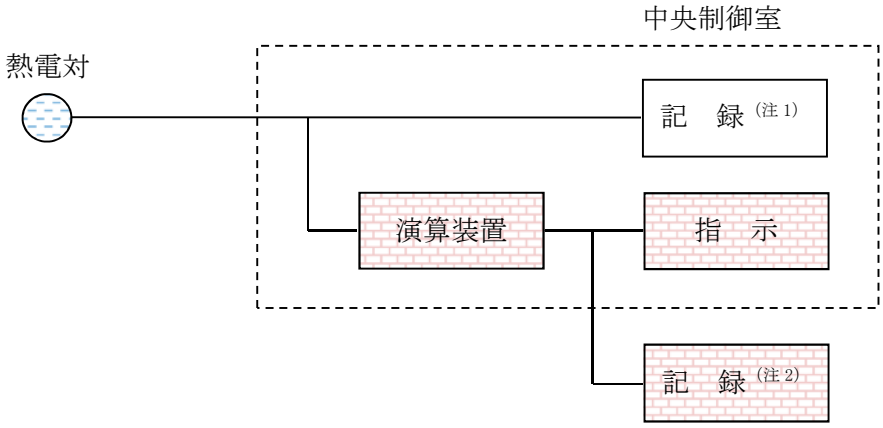


図 3.1.2-18　検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器入口温度）

(10)　残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-19　残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及び「図 3.1.2-20 検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

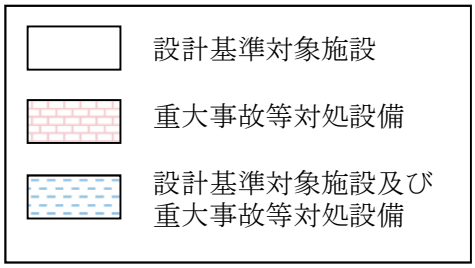


図 3.1.2-19　残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

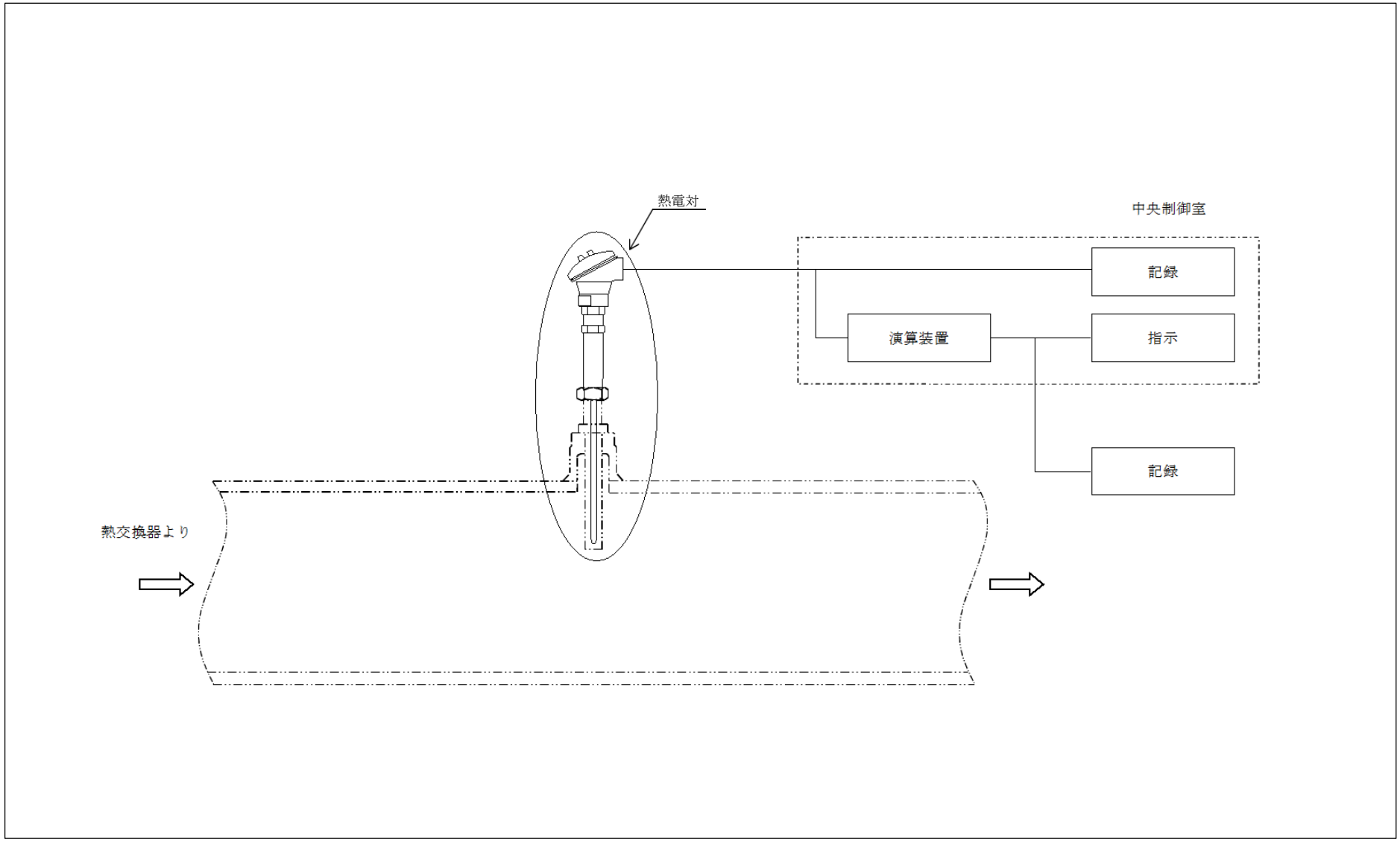
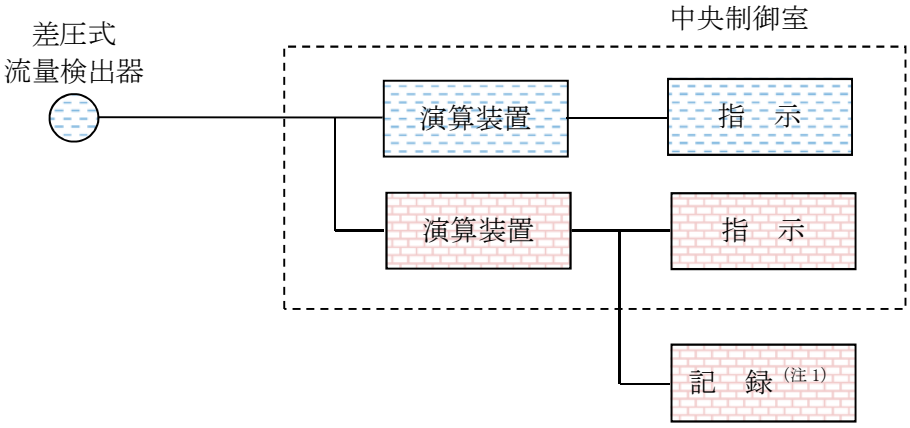


図 3.1.2-20　検出器の構造図（残留熱除去系熱交換器出口温度）

(11)　原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-21　原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-22　検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系系統流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

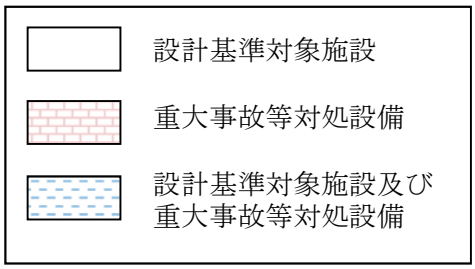


図 3.1.2-21　原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

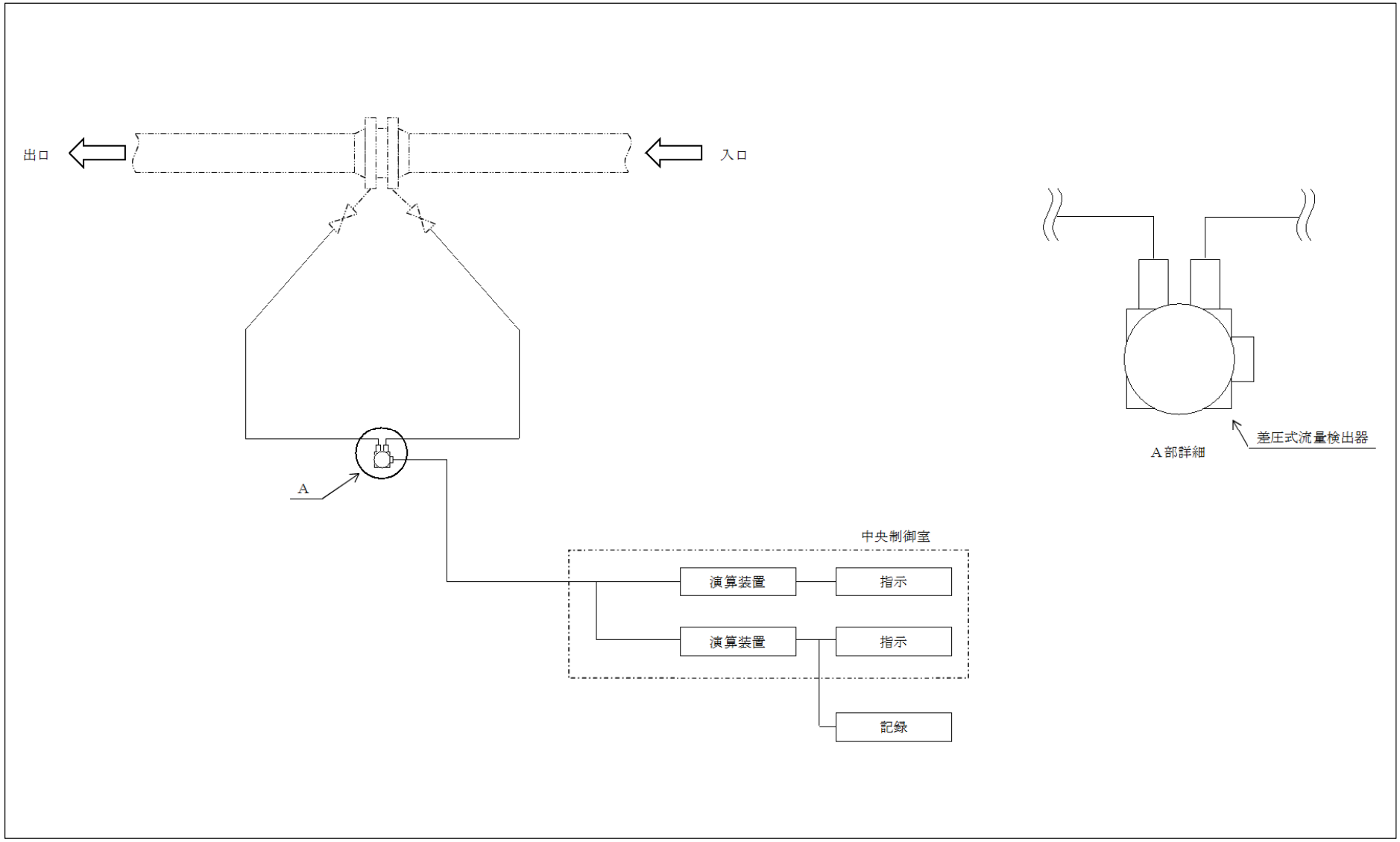
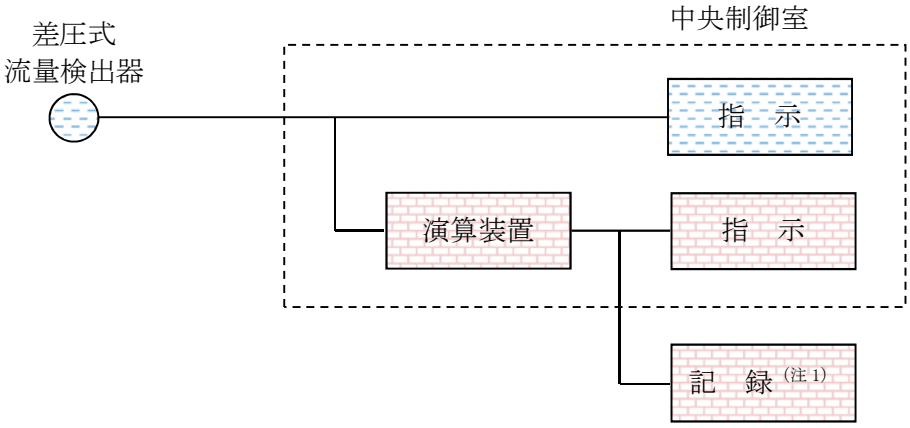


図 3.1.2-22　検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系系統流量）

(12)　高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-23　高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-24　検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系系統流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.2-23　高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

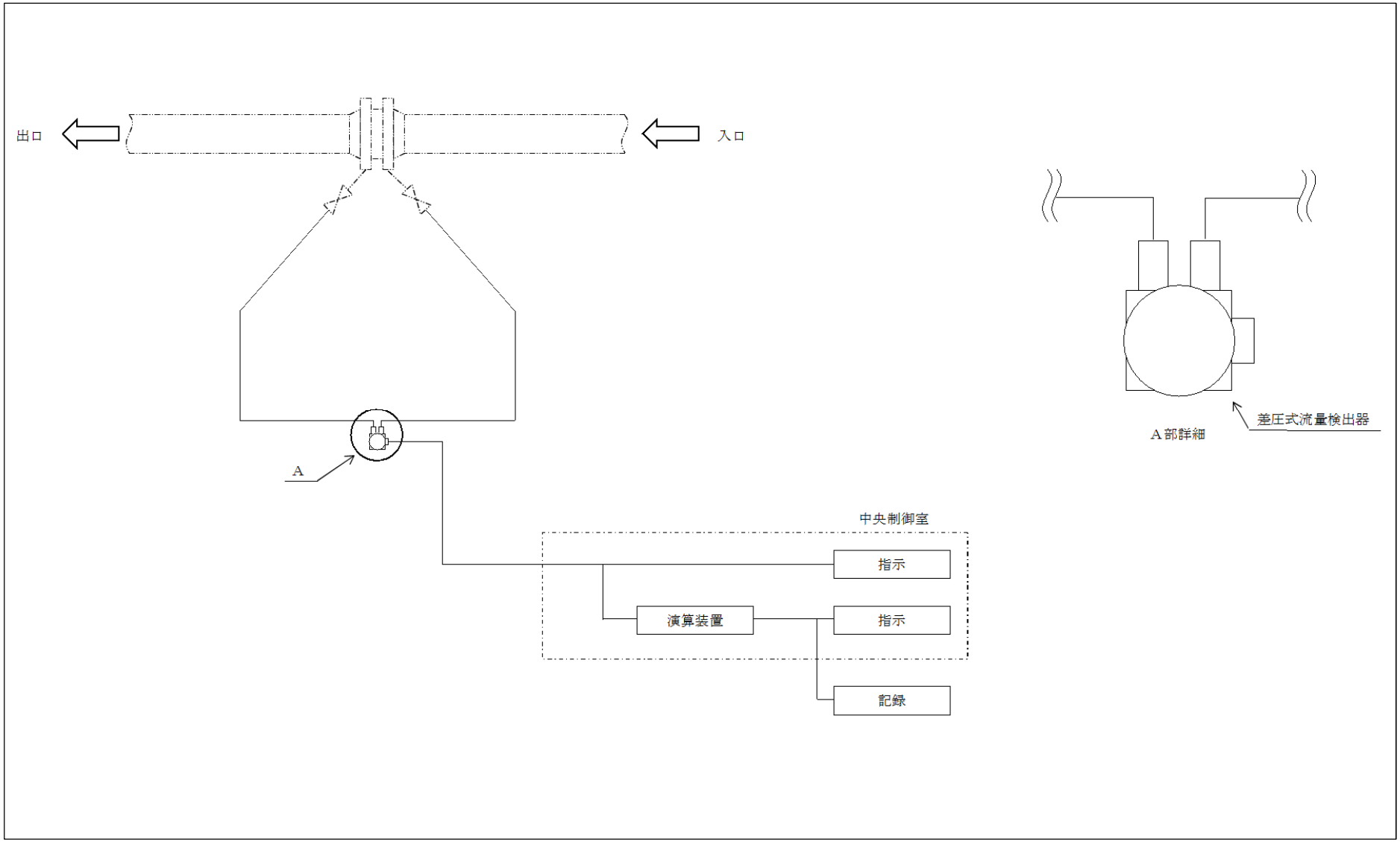
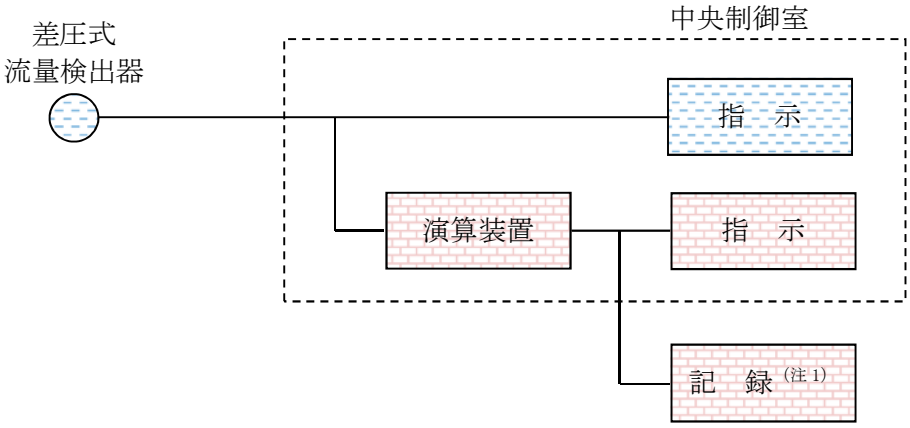


図 3.1.2-24　検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系系統流量）

(13)　低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-25　低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-26　検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系系統流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.2-25　低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

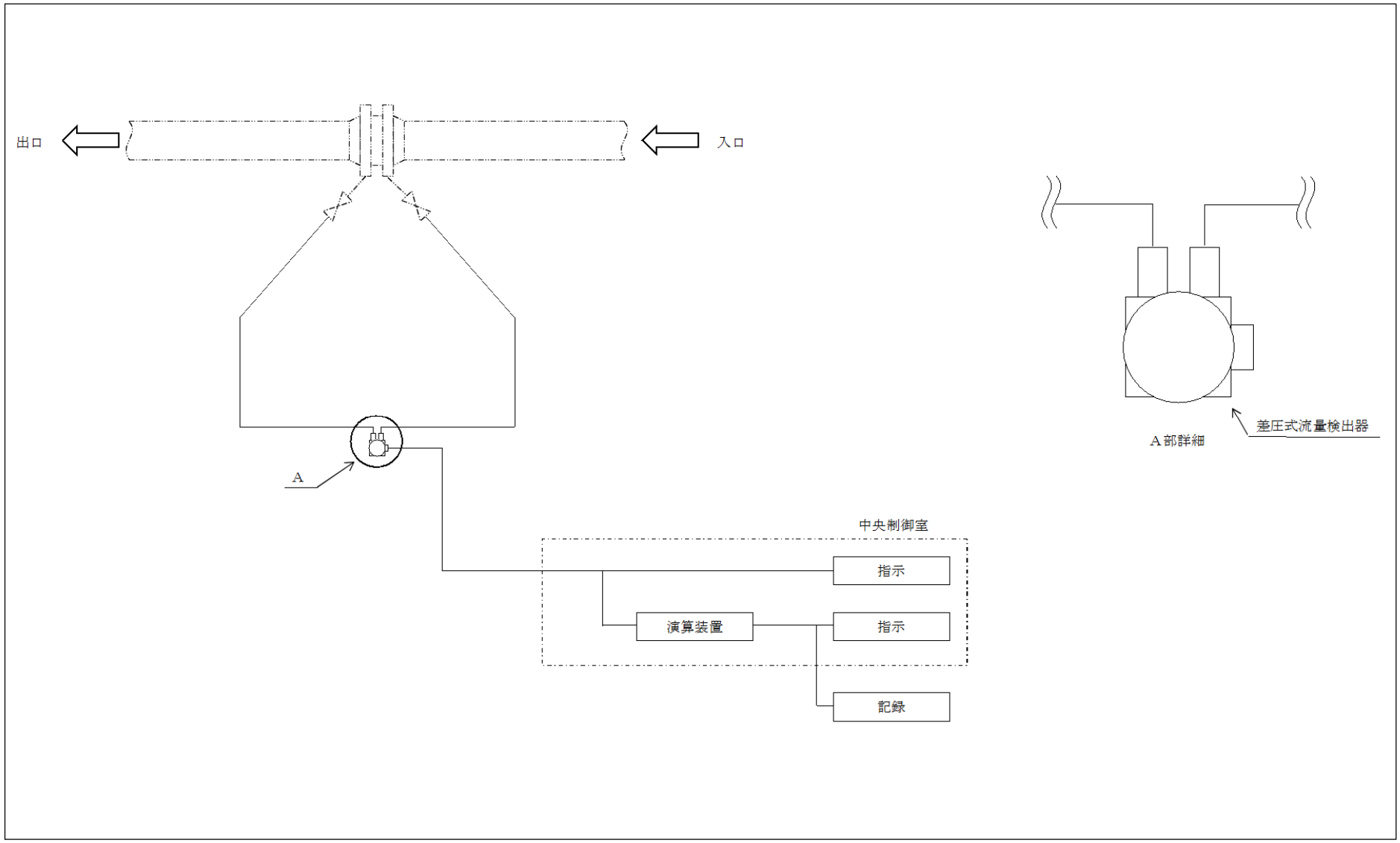
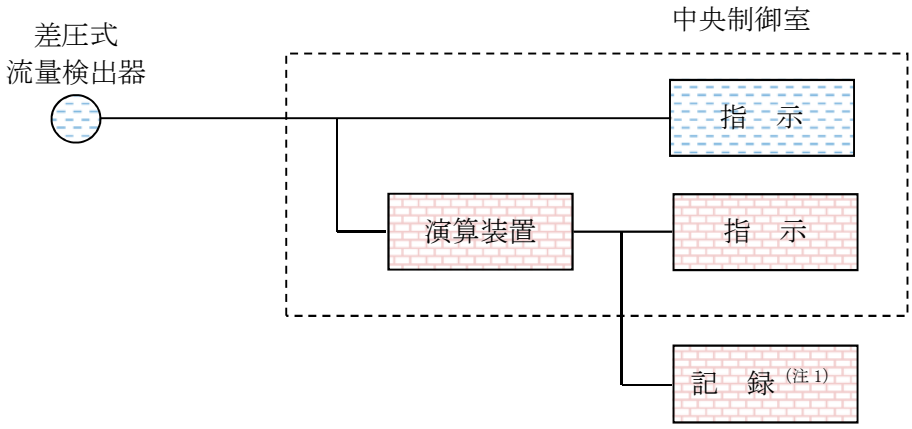


図 3.1.2-26　検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系系統流量）

(14)　残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-27　残留熱除去系系統流量の概略構成図」及び「図 3.1.2-28　検出器の構造図（残留熱除去系系統流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

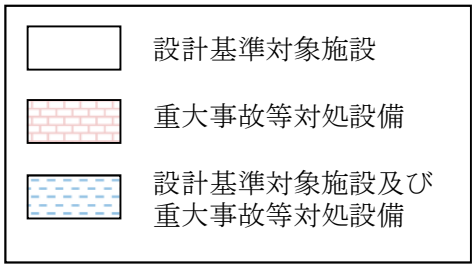


図 3.1.2-27　残留熱除去系系統流量の概略構成図

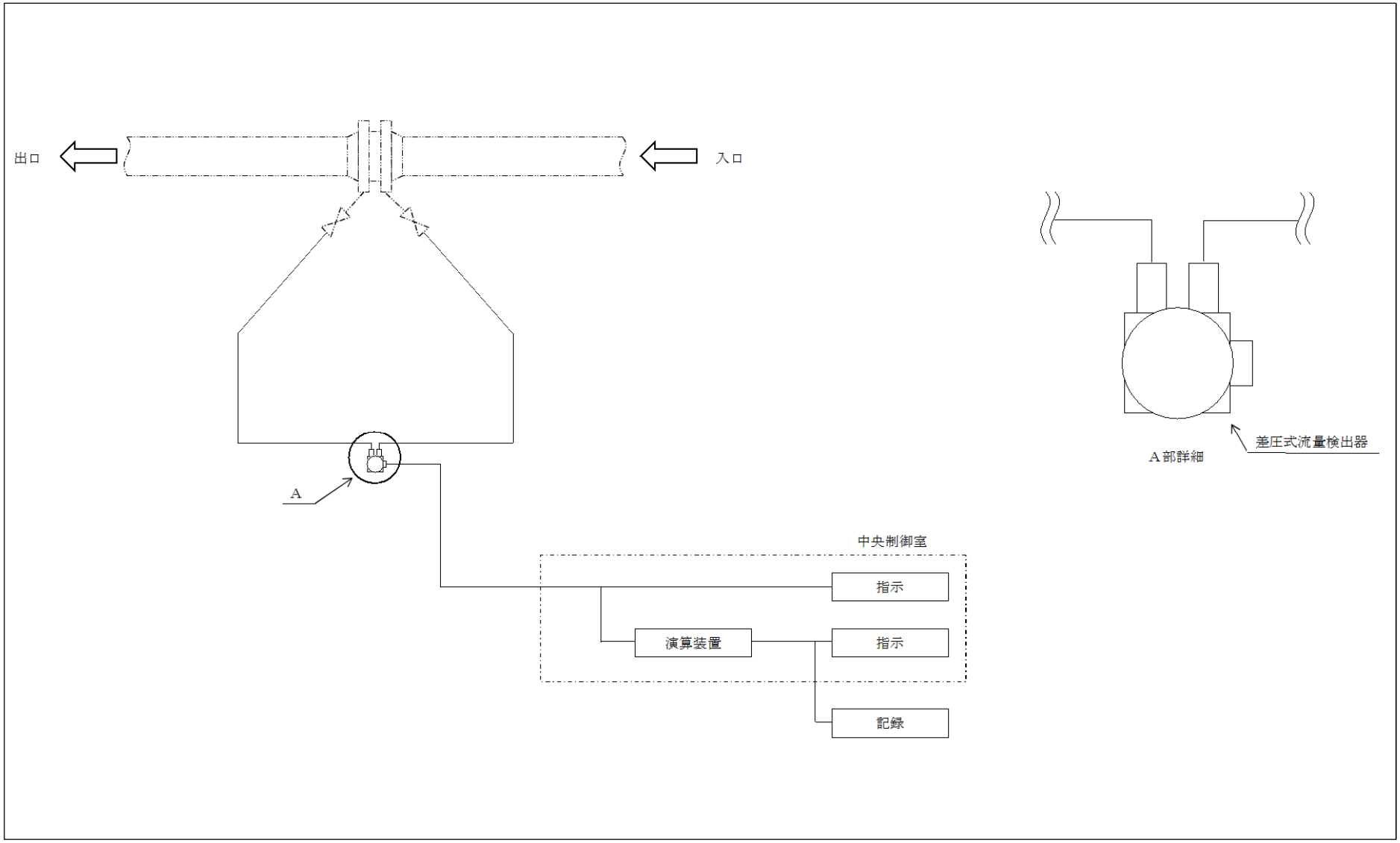


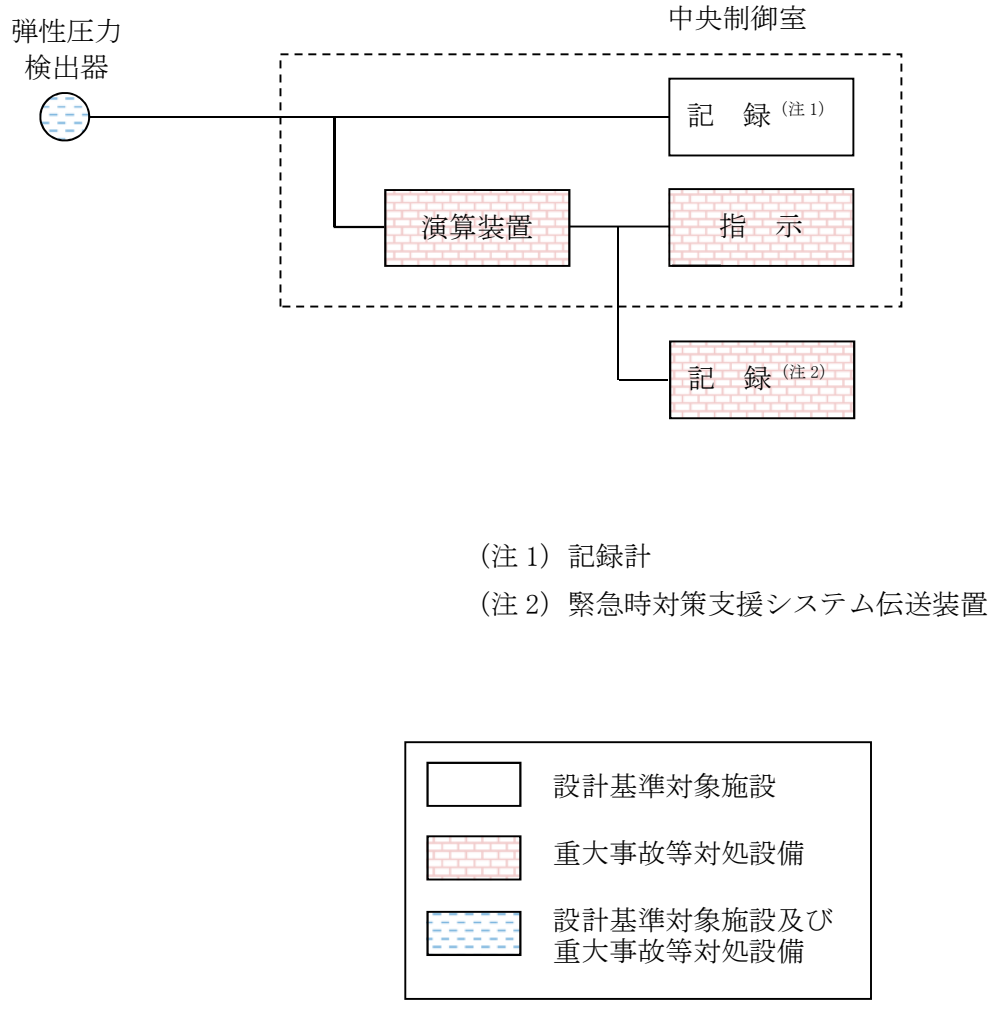
図 3.1.2-28　検出器の構造図（残留熱除去系系統流量）

3.1.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(1)　原子炉圧力

原子炉圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.3-1　原子炉圧力の概略構成図」及び「図 3.1.3-2　検出器の構造図（原子炉圧力）」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.3-1　原子炉圧力の概略構成図

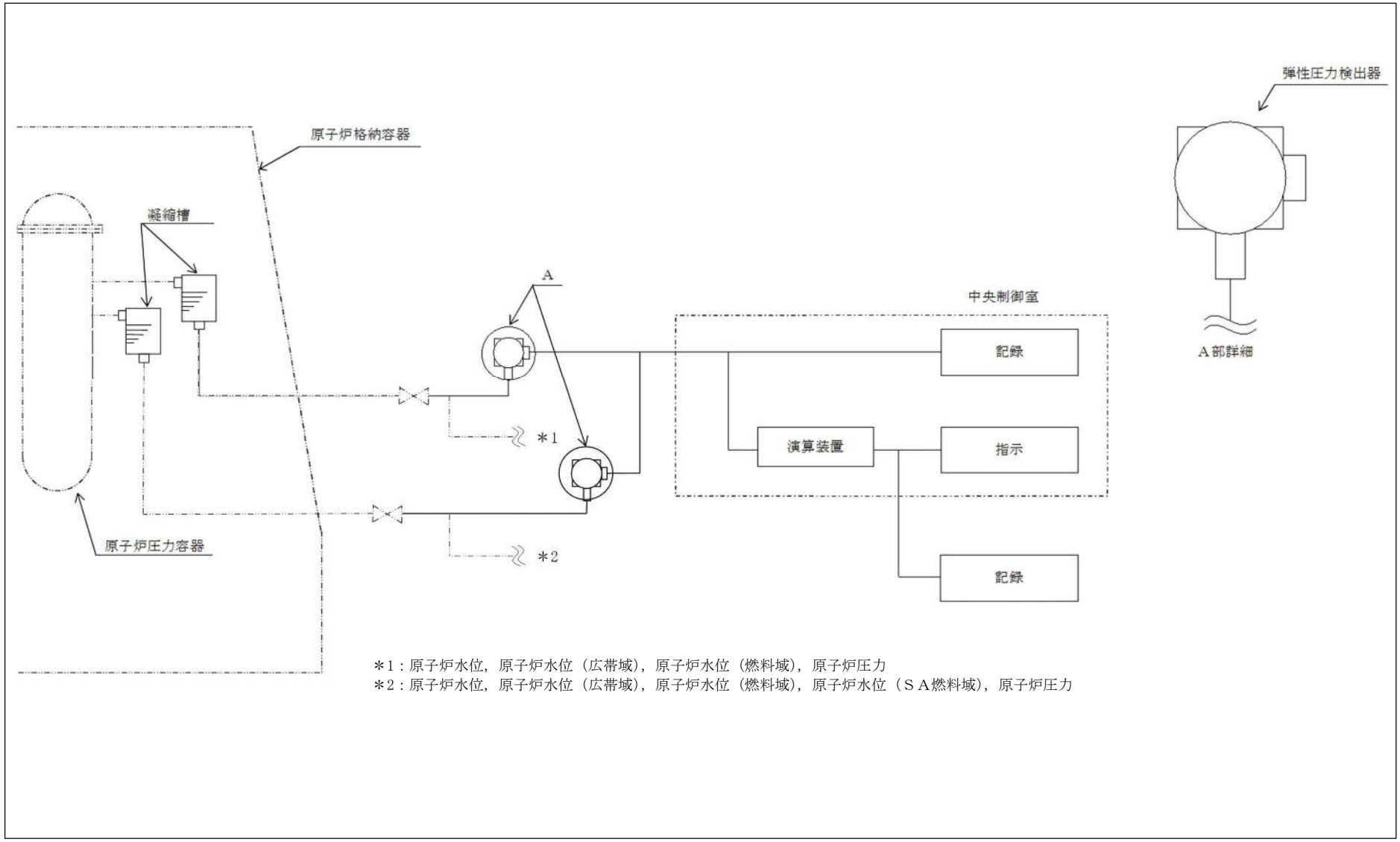
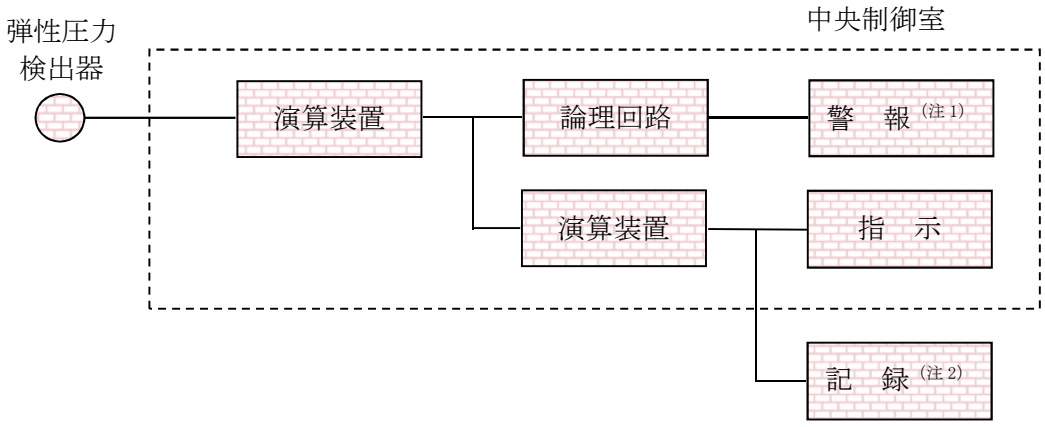


図 3.1.3-2　検出器の構造図（原子炉圧力）

(2)　原子炉圧力（ＳＡ）

原子炉圧力（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力（ＳＡ）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力（ＳＡ）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.3-3　原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図」及び「図 3.1.3-4　検出器の構造図（原子炉圧力（ＳＡ））」参照。）



（注 1）ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動
ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）作動

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

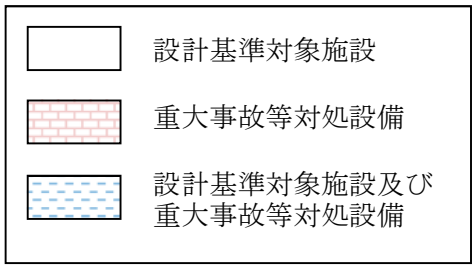


図 3.1.3-3　原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図

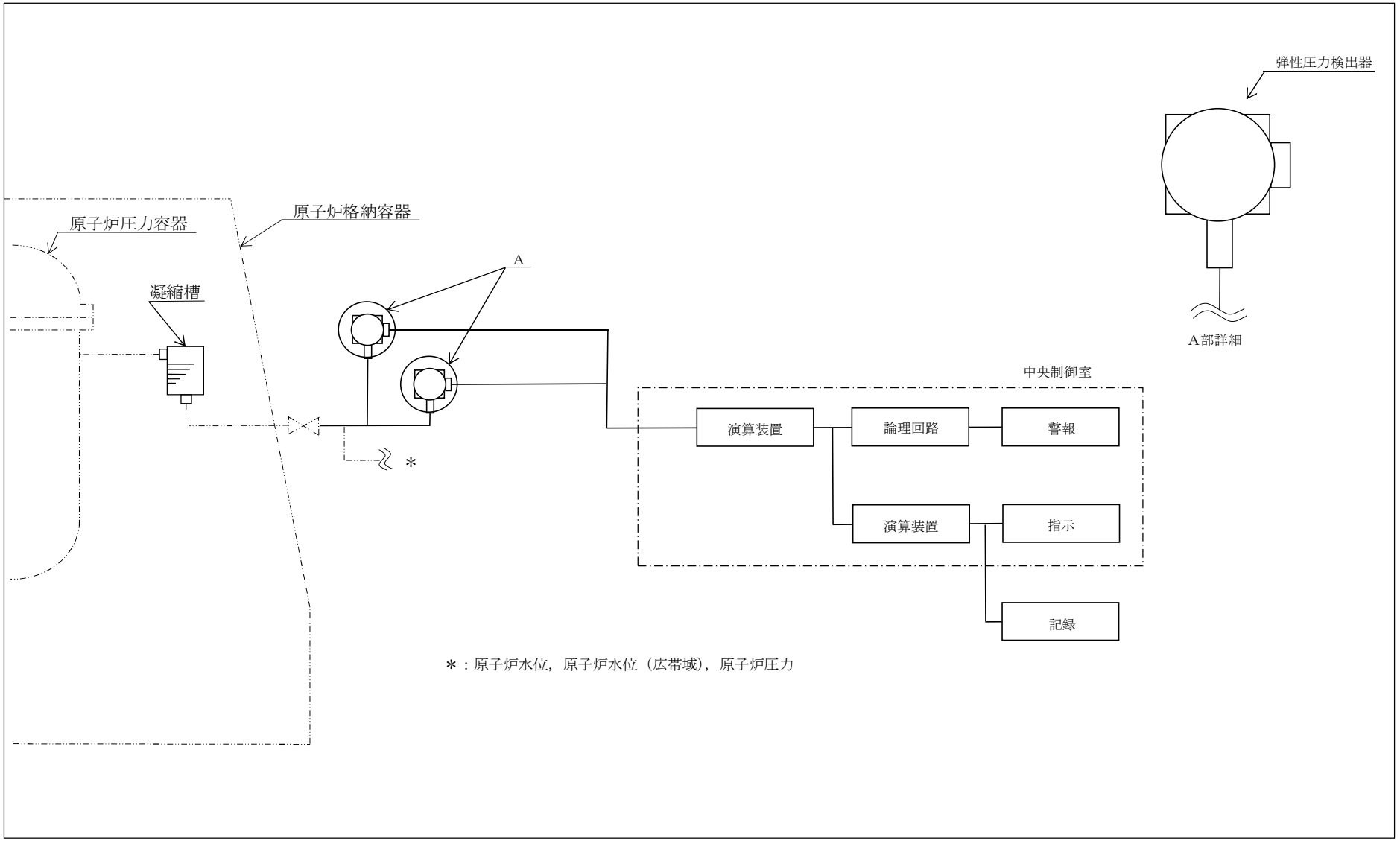
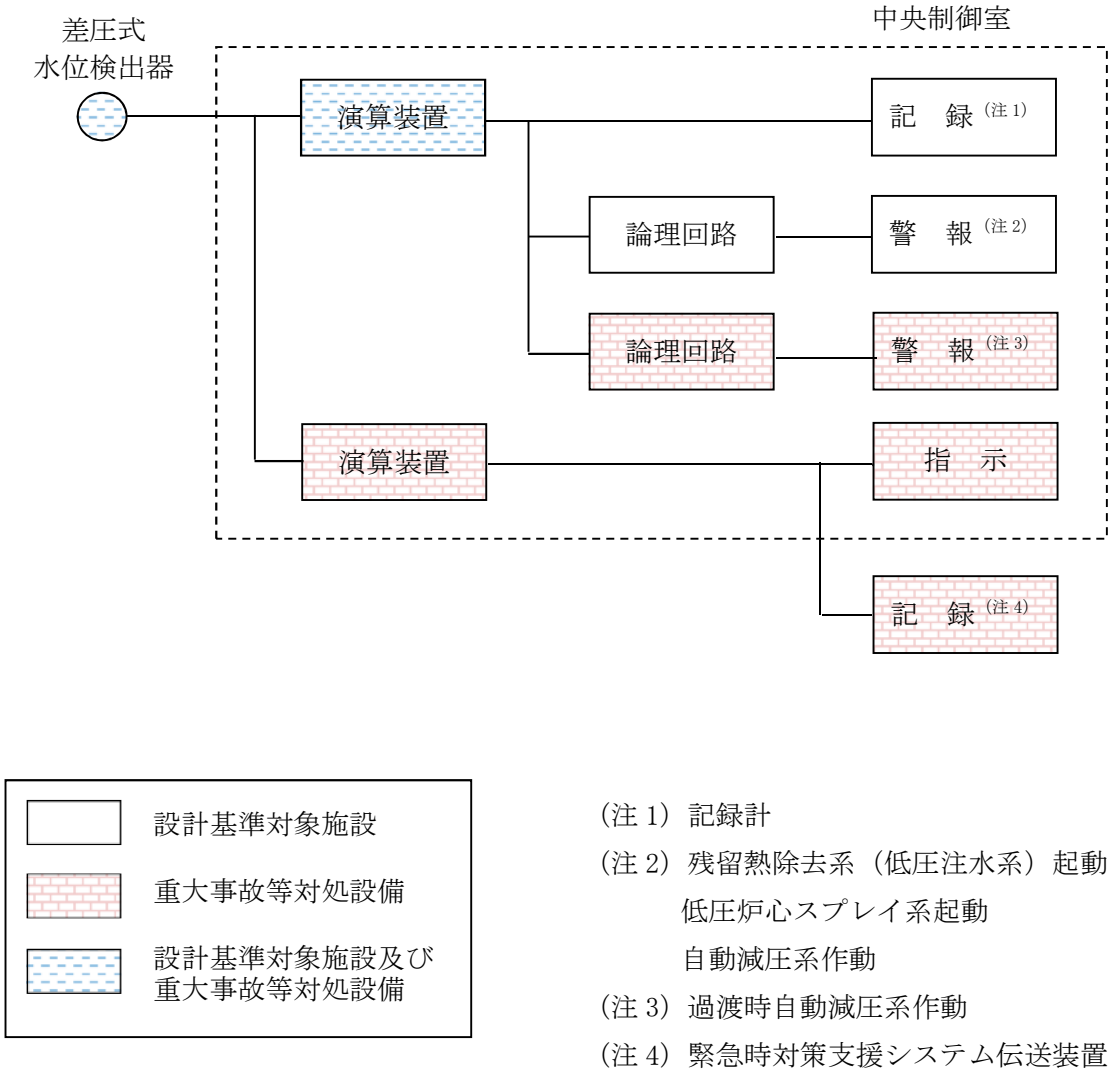


図 3.1.3-4　検出器の構造図（原子炉圧力（ＳＡ））

(3)　原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.3-5　原子炉水位（広帯域）の概略構成図」及び「図 3.1.3-6　検出器の構造図（原子炉水位（広帯域））」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）残留熱除去系（低圧注水系）起動
　　低圧炉心スプレイ系起動
　　自動減圧系作動
（注 3）過渡時自動減圧系作動
（注 4）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.3-5　原子炉水位（広帯域）の概略構成図

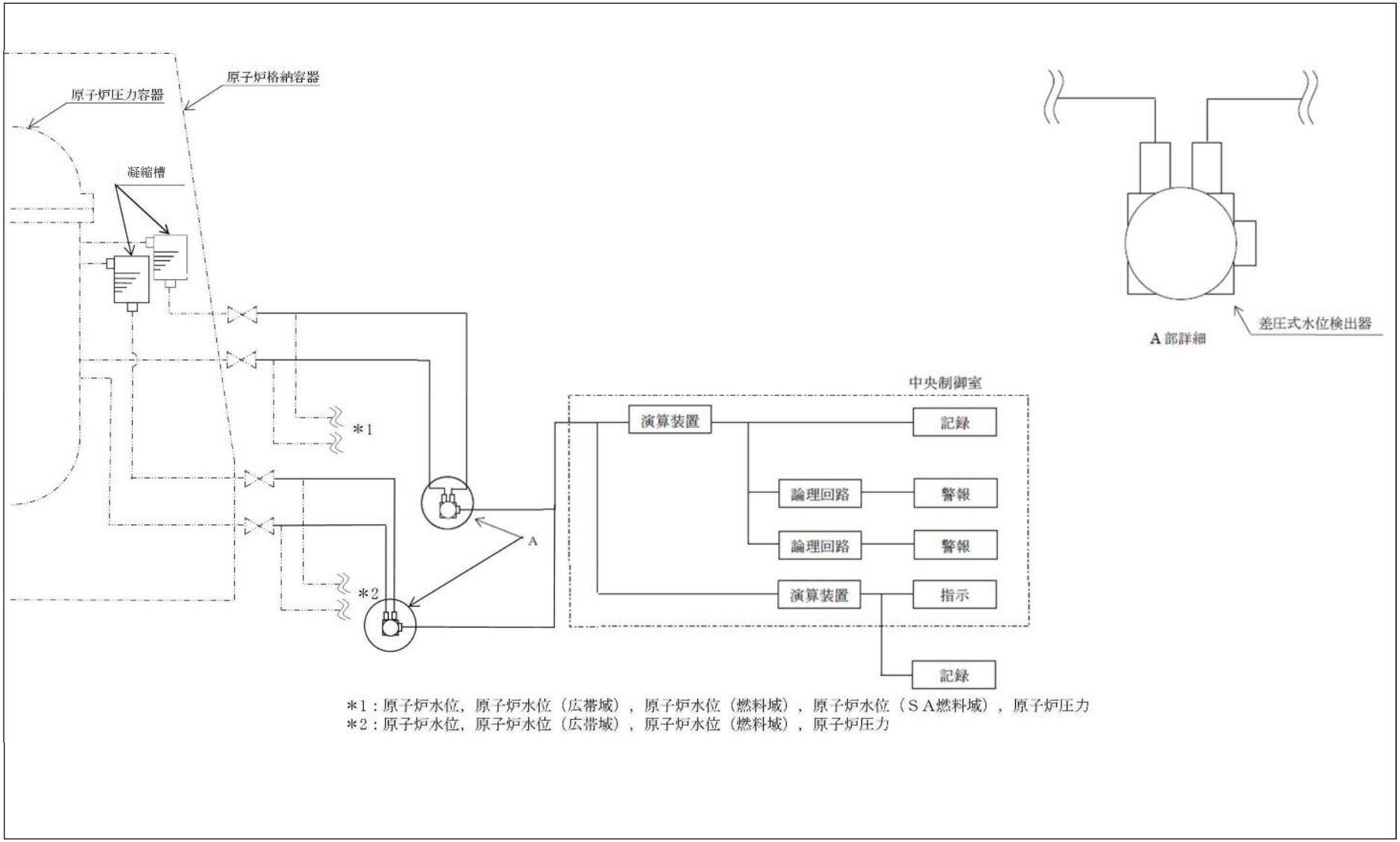
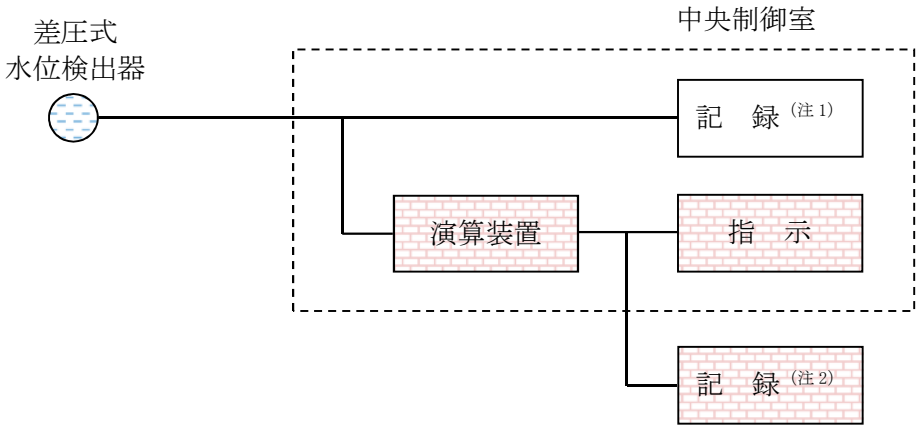


図 3.1.3-6　検出器の構造図（原子炉水位（広帯域））

(4)　原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.3-7　原子炉水位（燃料域）の概略構成図」及び「図 3.1.3-8　検出器の構造図（原子炉水位（燃料域））」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.3-7　原子炉水位（燃料域）の概略構成図

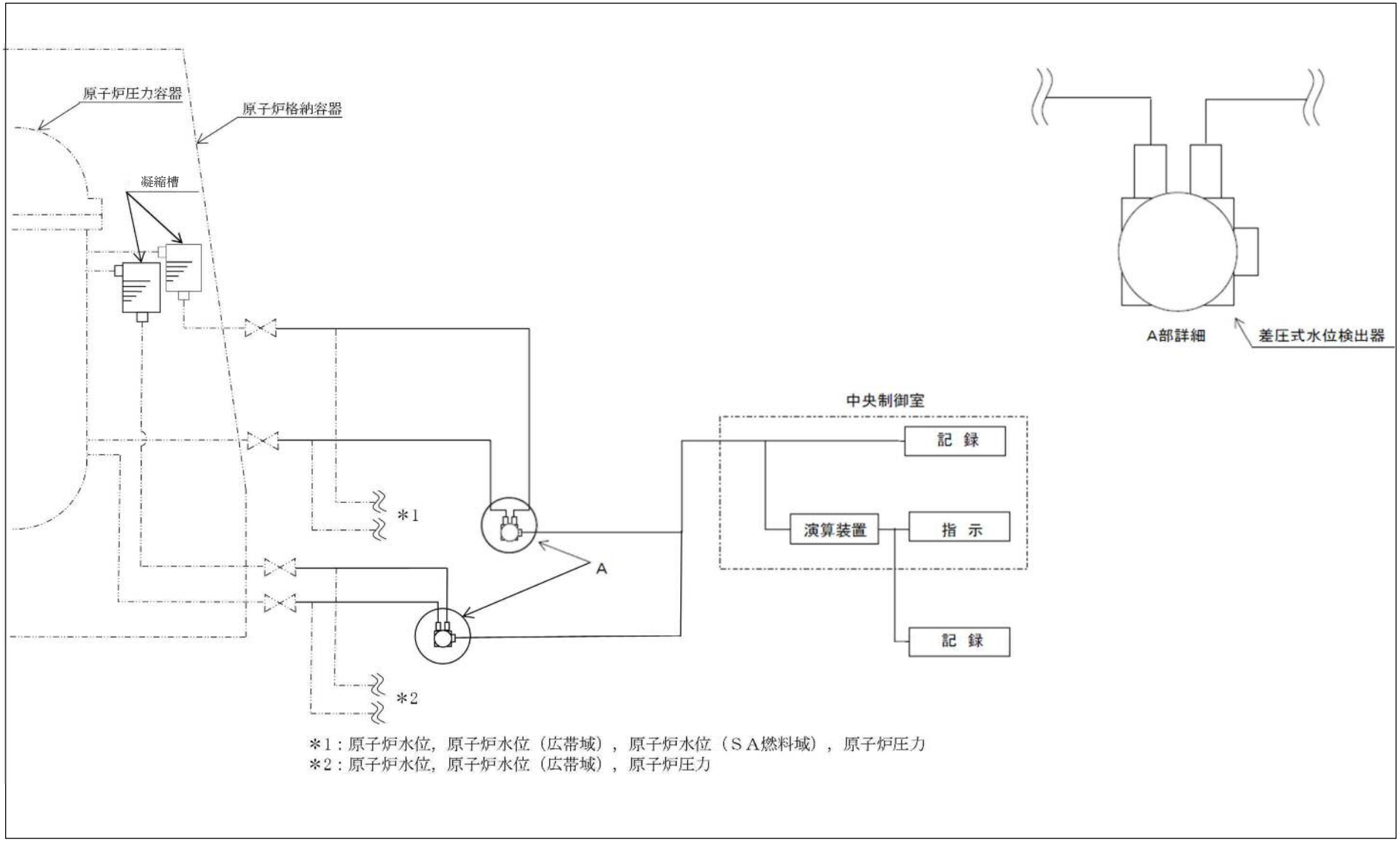
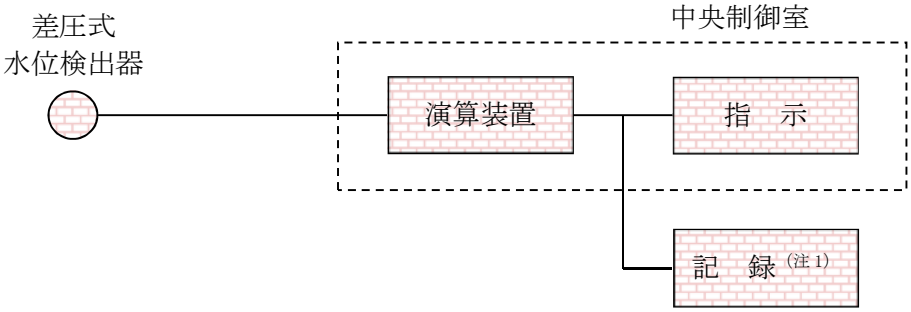


図 3.1.3-8　検出器の構造図（原子炉水位（燃料域））

(5)　原子炉水位（ＳＡ広帯域）

原子炉水位（ＳＡ広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（ＳＡ広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（ＳＡ広帯域）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.3-9　原子炉水位（ＳＡ広帯域）の概略構成図」及び「図 3.1.3-10　検出器の構造図（原子炉水位（ＳＡ広帯域））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

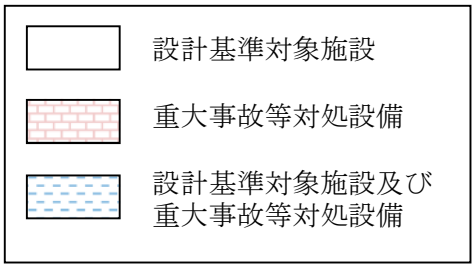


図 3.1.3-9　原子炉水位（ＳＡ広帯域）の概略構成図

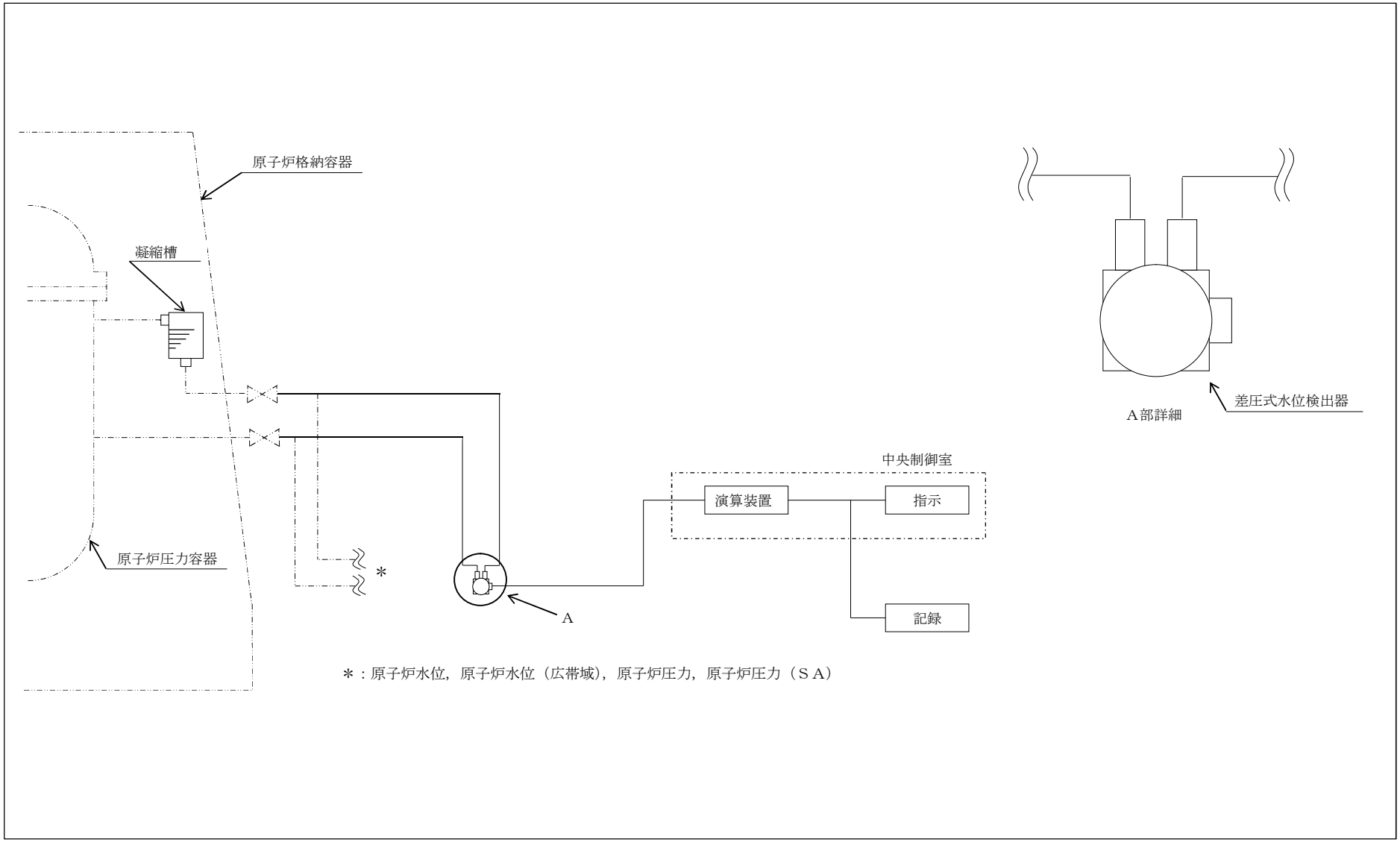
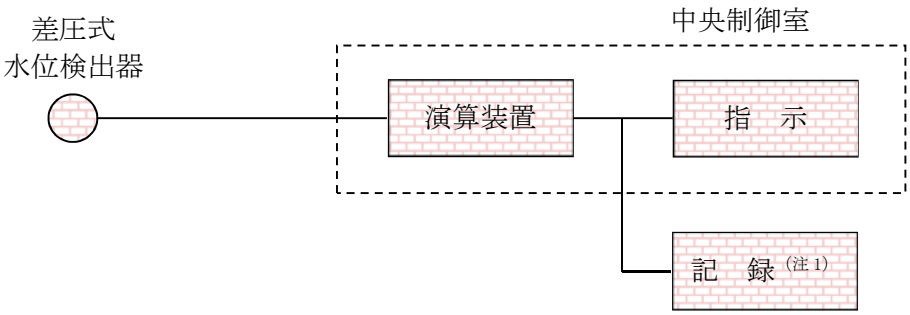


図 3.1.3-10　検出器の構造図（原子炉水位（ＳＡ広帯域））

(6)　原子炉水位（ＳＡ燃料域）

原子炉水位（ＳＡ燃料域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（ＳＡ燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（ＳＡ燃料域）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.3-11　原子炉水位（ＳＡ燃料域）の概略構成図」及び「図 3.1.3-12　検出器の構造図（原子炉水位（ＳＡ燃料域））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

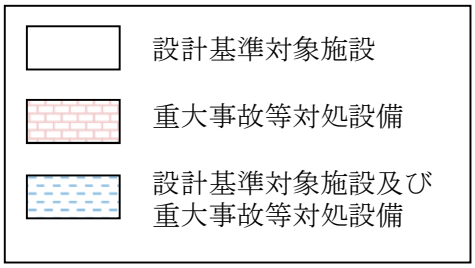


図 3.1.3-11　原子炉水位（ＳＡ燃料域）の概略構成図

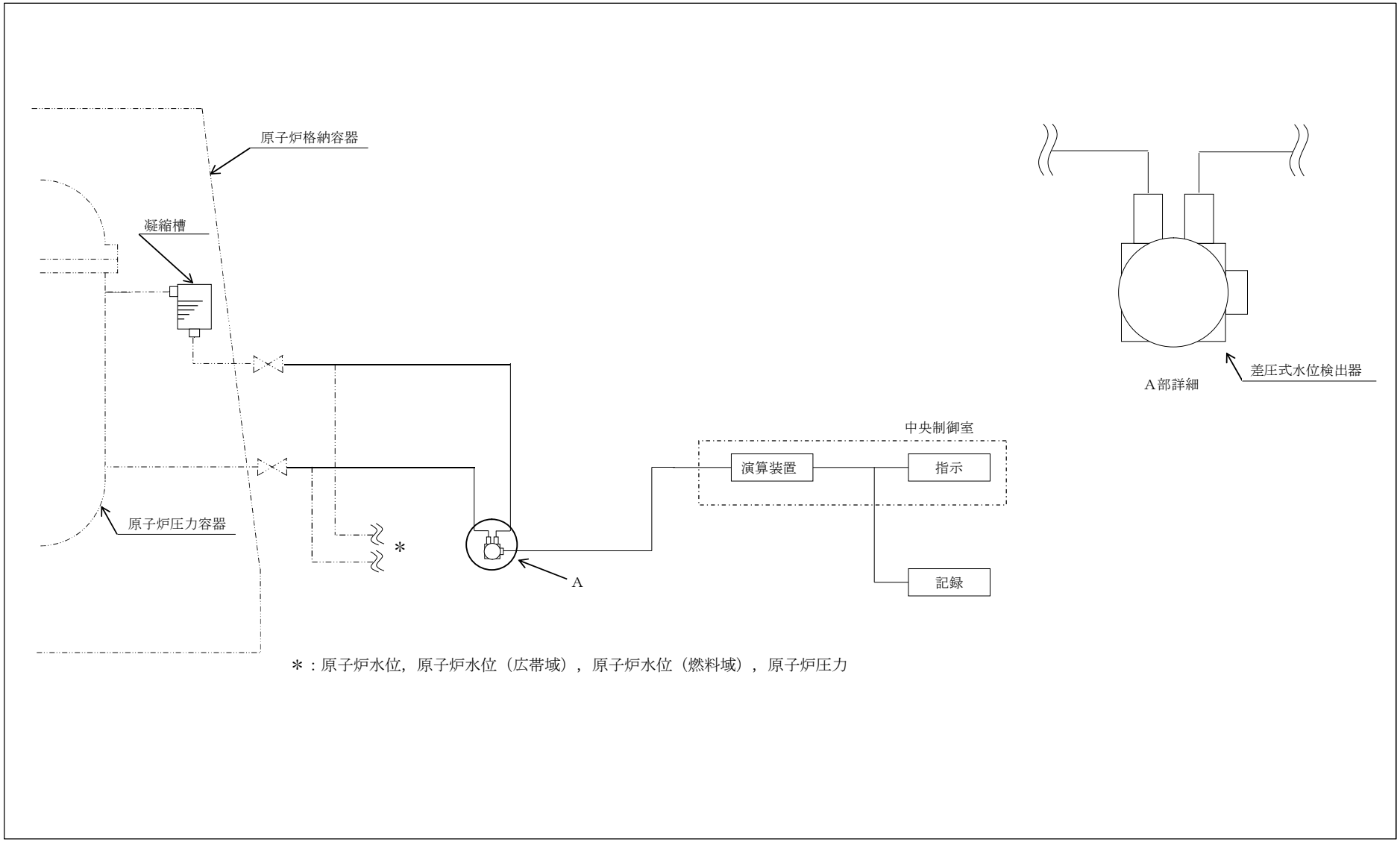


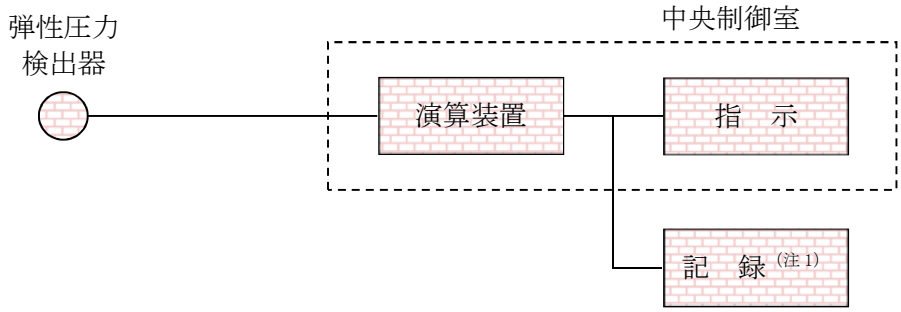
図 3.1.3-12　検出器の構造図（原子炉水位（ＳＡ燃料域））

3.1.4　原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

(1)　ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-1　ドライウェル圧力の概略構成図」及び「図 3.1.4-2　検出器の構造図（ドライウェル圧力）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

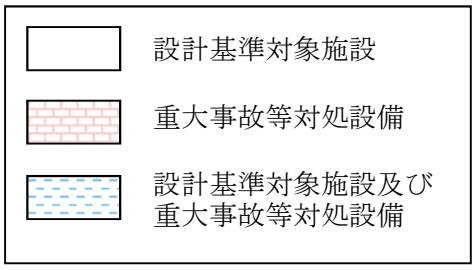


図 3.1.4-1　ドライウェル圧力の概略構成図

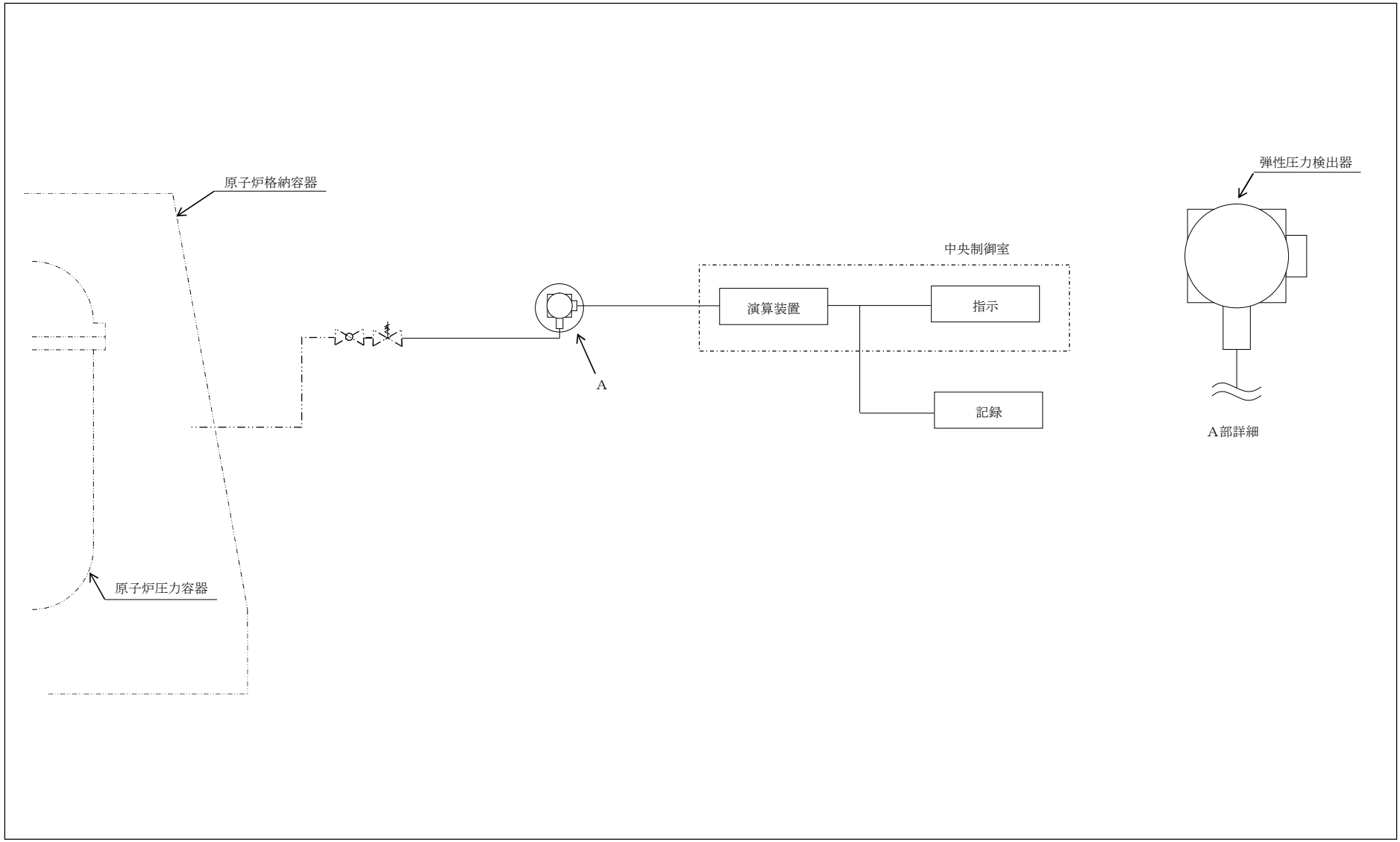
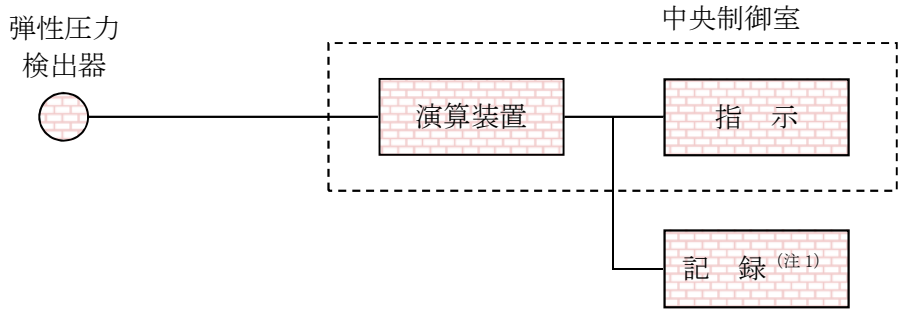


図 3.1.4-2　検出器の構造図（ドライウェル圧力）

(2)　サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-3　サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」及び「図 3.1.4-4　検出器の構造図（サプレッション・チェンバ圧力）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

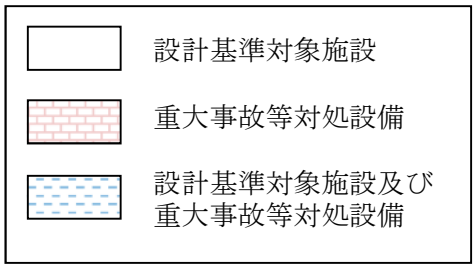


図 3.1.4-3　サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

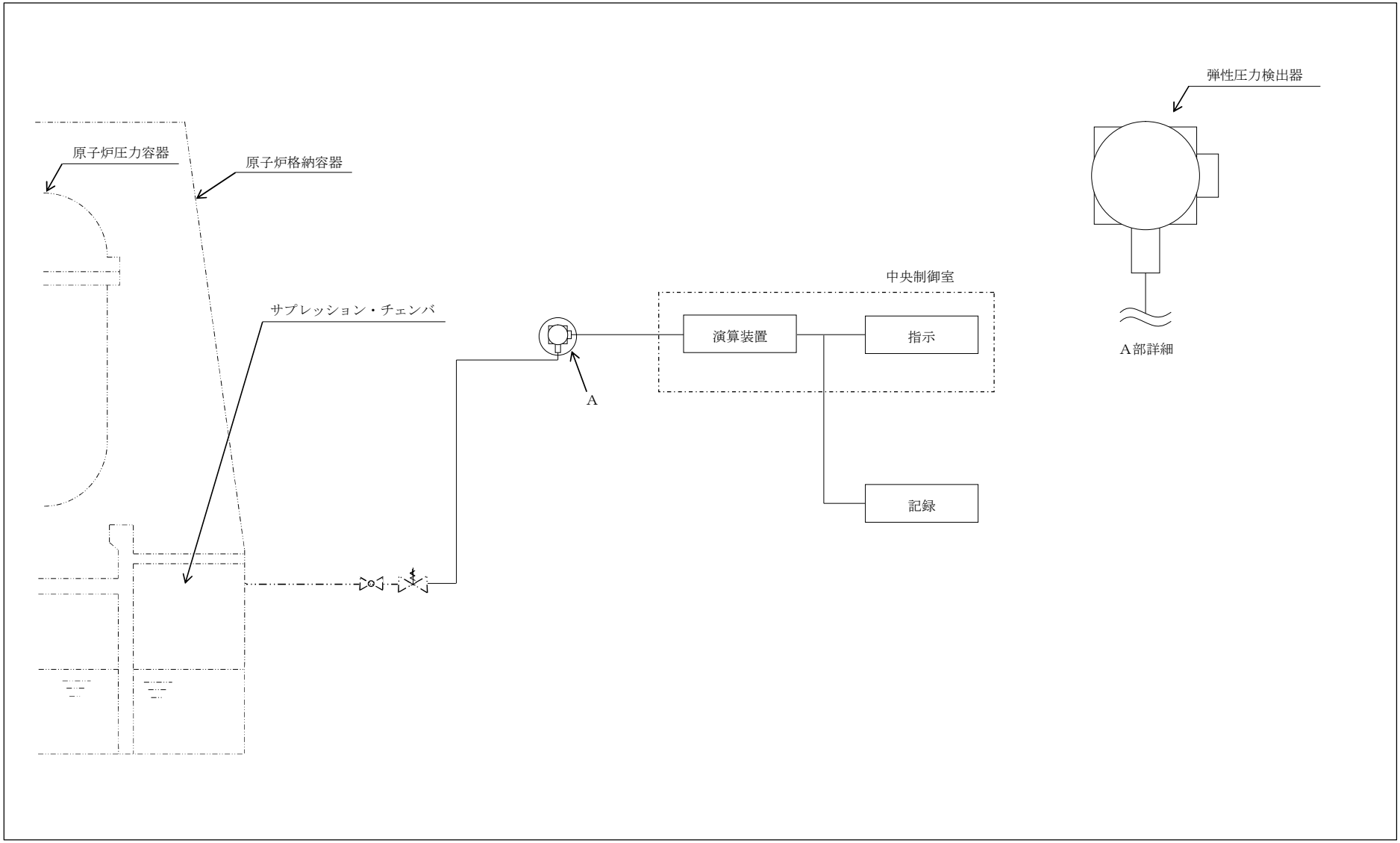
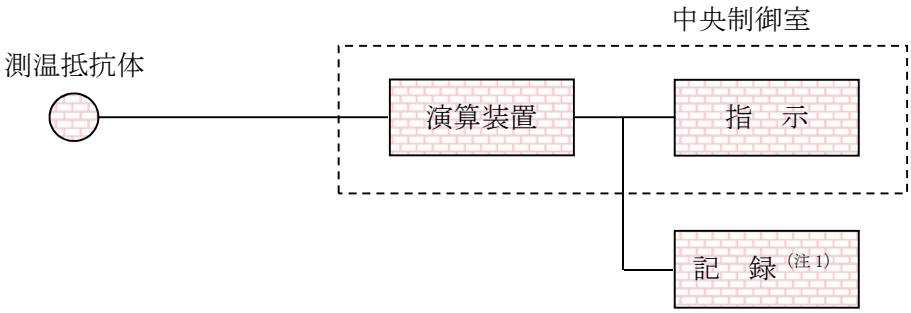


図 3.1.4-4　検出器の構造図（サプレッション・チェンバ圧力）

(3)　サプレッション・プール水温度

サプレッション・プール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水温度の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-5　サプレッション・プール水温度の概略構成図」及び「図 3.1.4-6　検出器の構造図（サプレッション・プール水温度）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

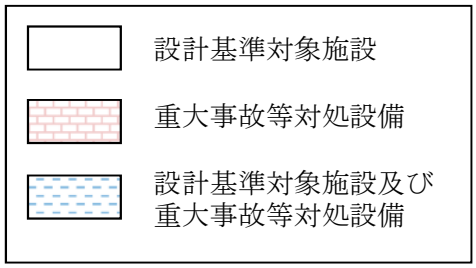


図 3.1.4-5　サプレッション・プール水温度の概略構成図

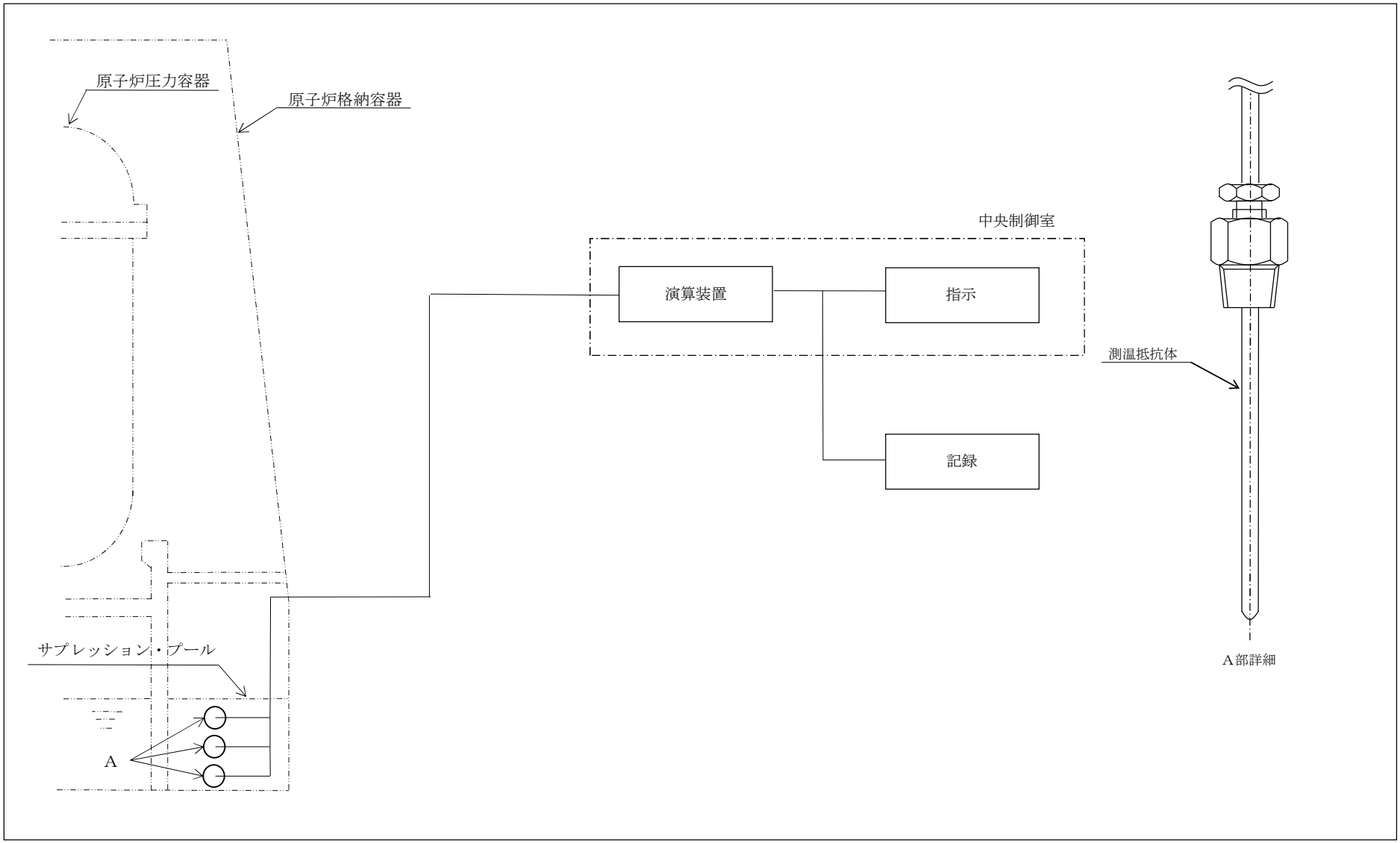
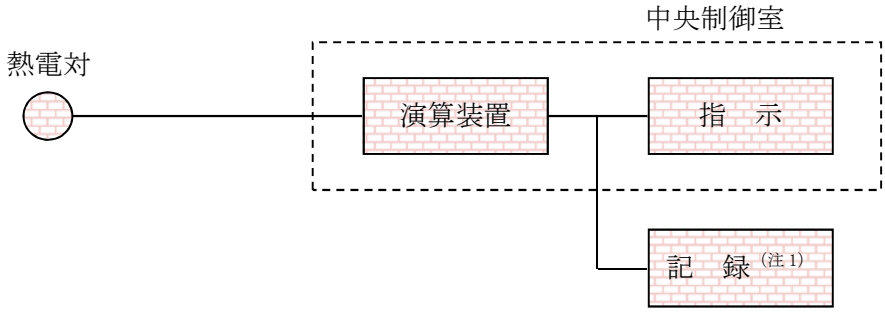


図 3.1.4-6　検出器の構造図（サプレッション・プール水温度）

(4)　ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル雰囲気温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-7　ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」及び「図 3.1.4-8　検出器の構造図（ドライウェル雰囲気温度）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

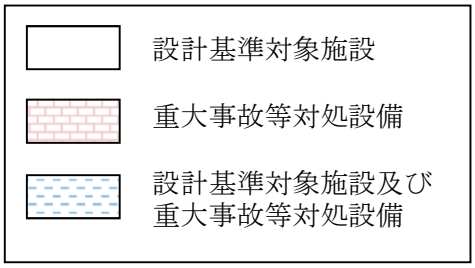


図 3.1.4-7　ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

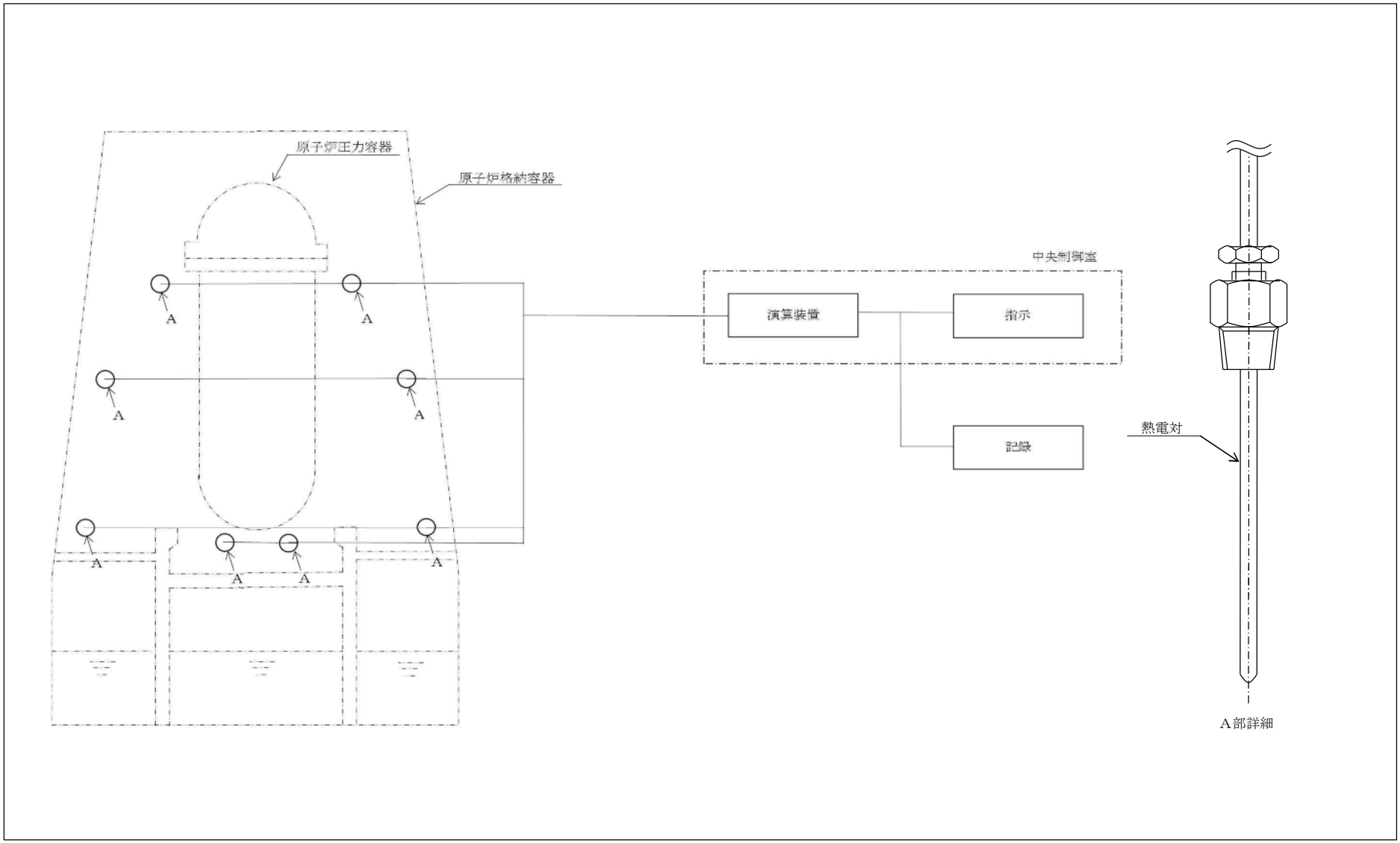
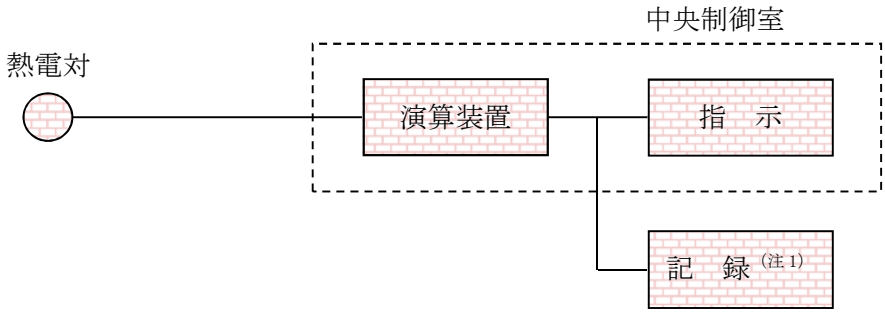


図 3.1.4-8　検出器の構造図（ドライウェル雰囲気温度）

(5)　サプレッション・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-9　サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」及び「図 3.1.4-10　検出器の構造図（サプレッション・チェンバ雰囲気温度）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

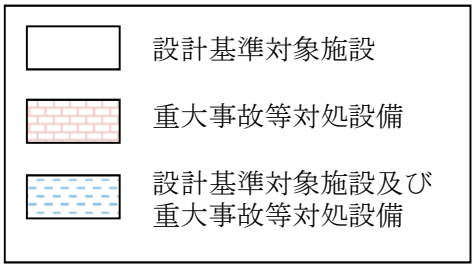


図 3.1.4-9　サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

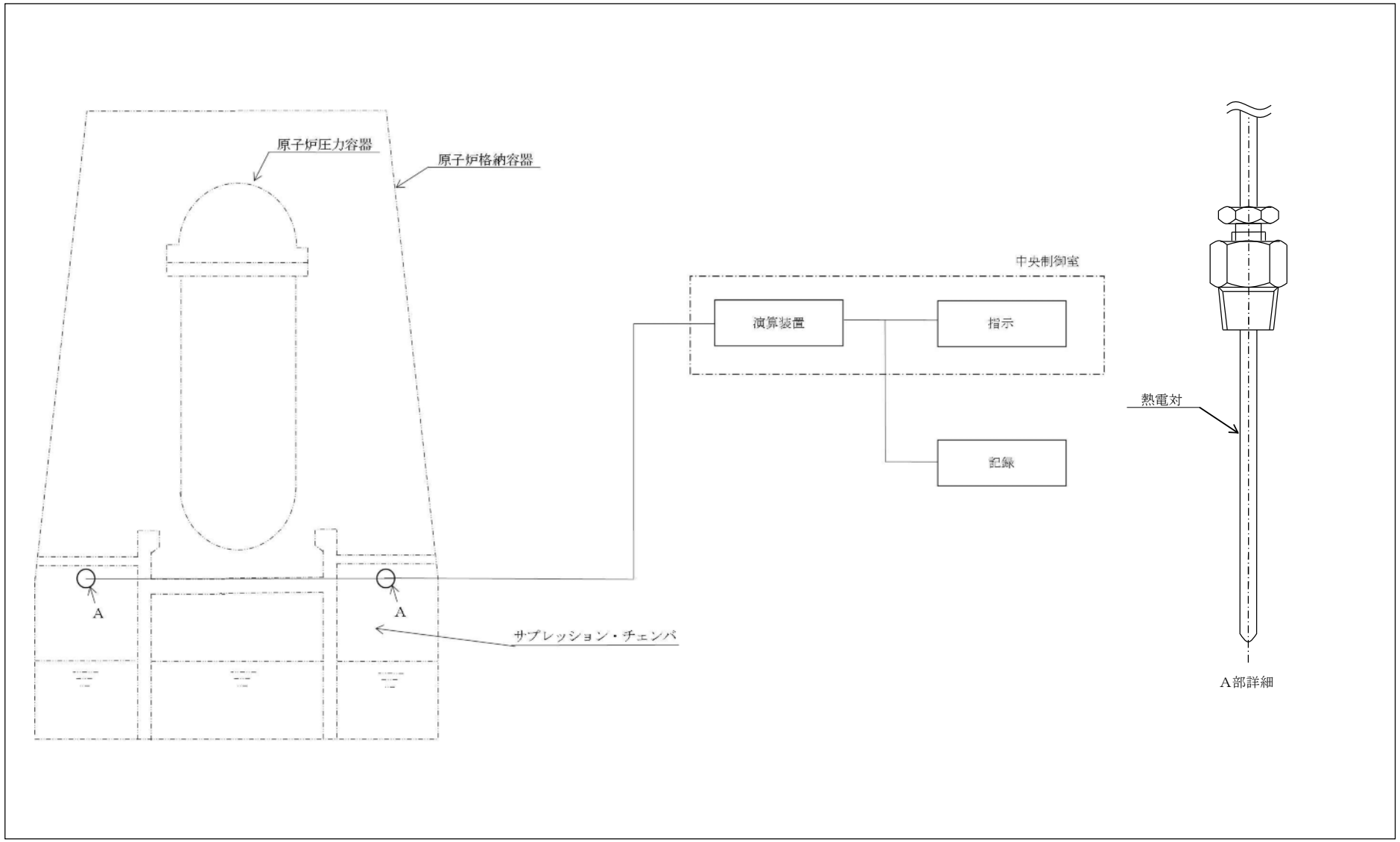


図 3.1.4-10　検出器の構造図（サプレッション・チェンバ雰囲気温度）

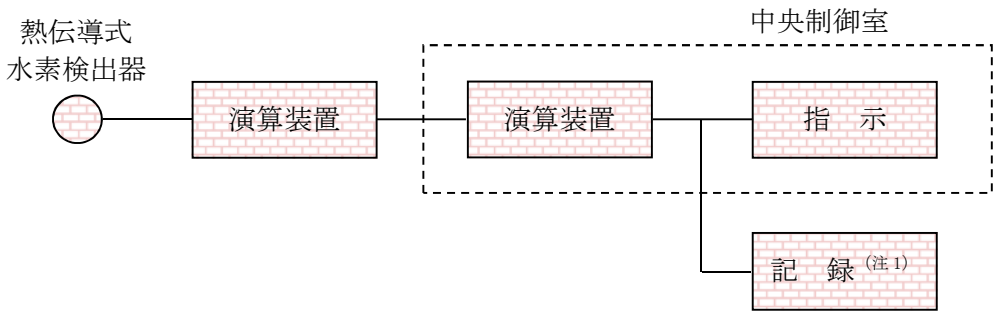
(6)　格納容器内水素濃度（ＳＡ）

格納容器内水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度（ＳＡ）の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電気信号を，演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-11　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図」及び「図 3.1.4-13　検出器の構造図（格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ））」参照。）

交流電源が必要な場合，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用モータコントロールセンタを介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図(1／5)」及び「第 1-4-4 図　単線結線図(4／5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

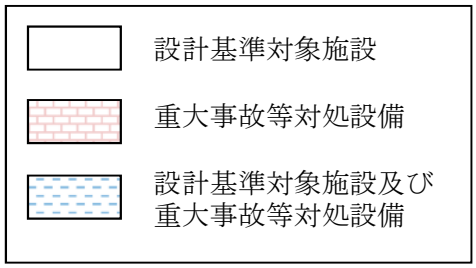


図 3.1.4-11　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図

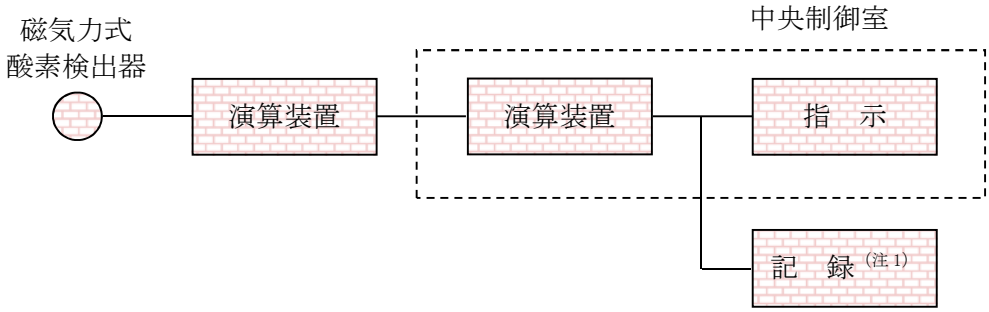
(7)　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の検出信号は，磁気力式酸素検出器からの電気信号を，演算装置にて酸素濃度信号に変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-12　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図」及び「図 3.1.4-13　検出器の構造図（格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ））」参照。）

交流電源が必要な場合，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用モータコントロールセンタを介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図(1／5)」及び「第 1-4-4 図　単線結線図(4／5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

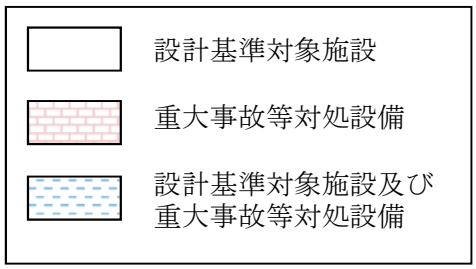


図 3.1.4-12　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図

NT2 補② V-1-5-1 R1

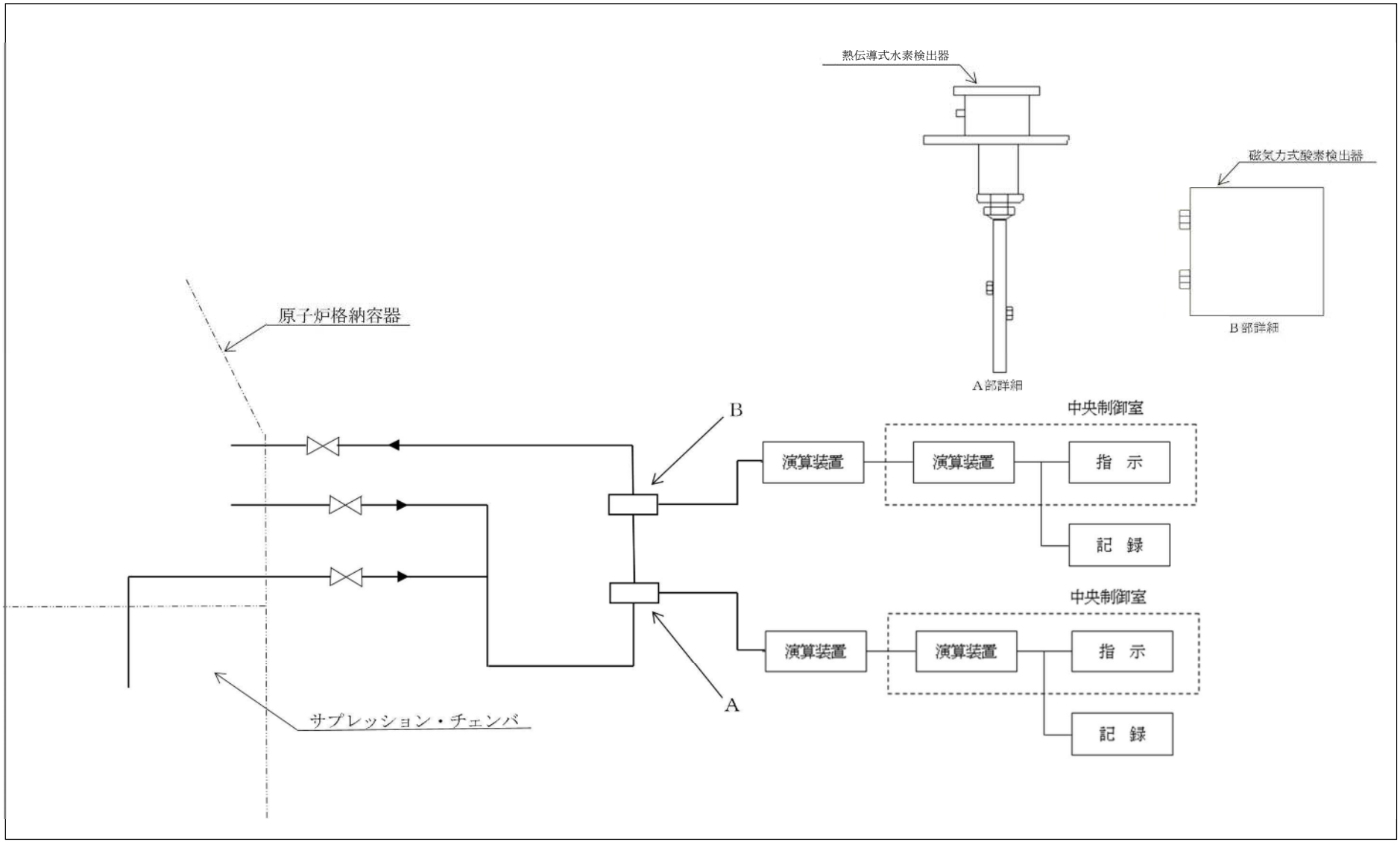
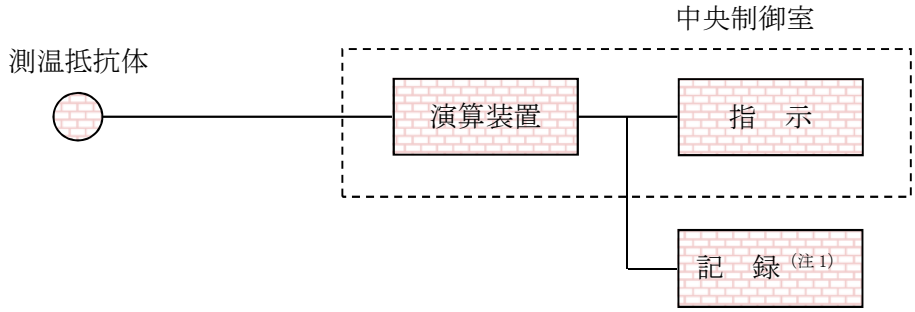


図 3.1.4-13　検出器の構造図（格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ））

(8)　格納容器下部水温

格納容器下部水温は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水温の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，格納容器下部水温を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.4-14　格納容器下部水温の概略構成図」及び「図 3.1.4-15　検出器の構造図（格納容器下部水温）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

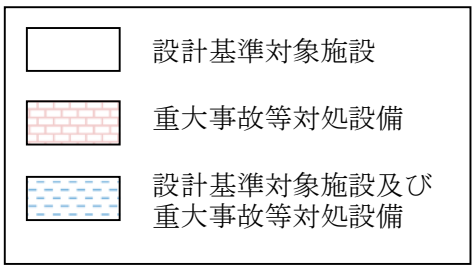


図 3.1.4-14　格納容器下部水温の概略構成図

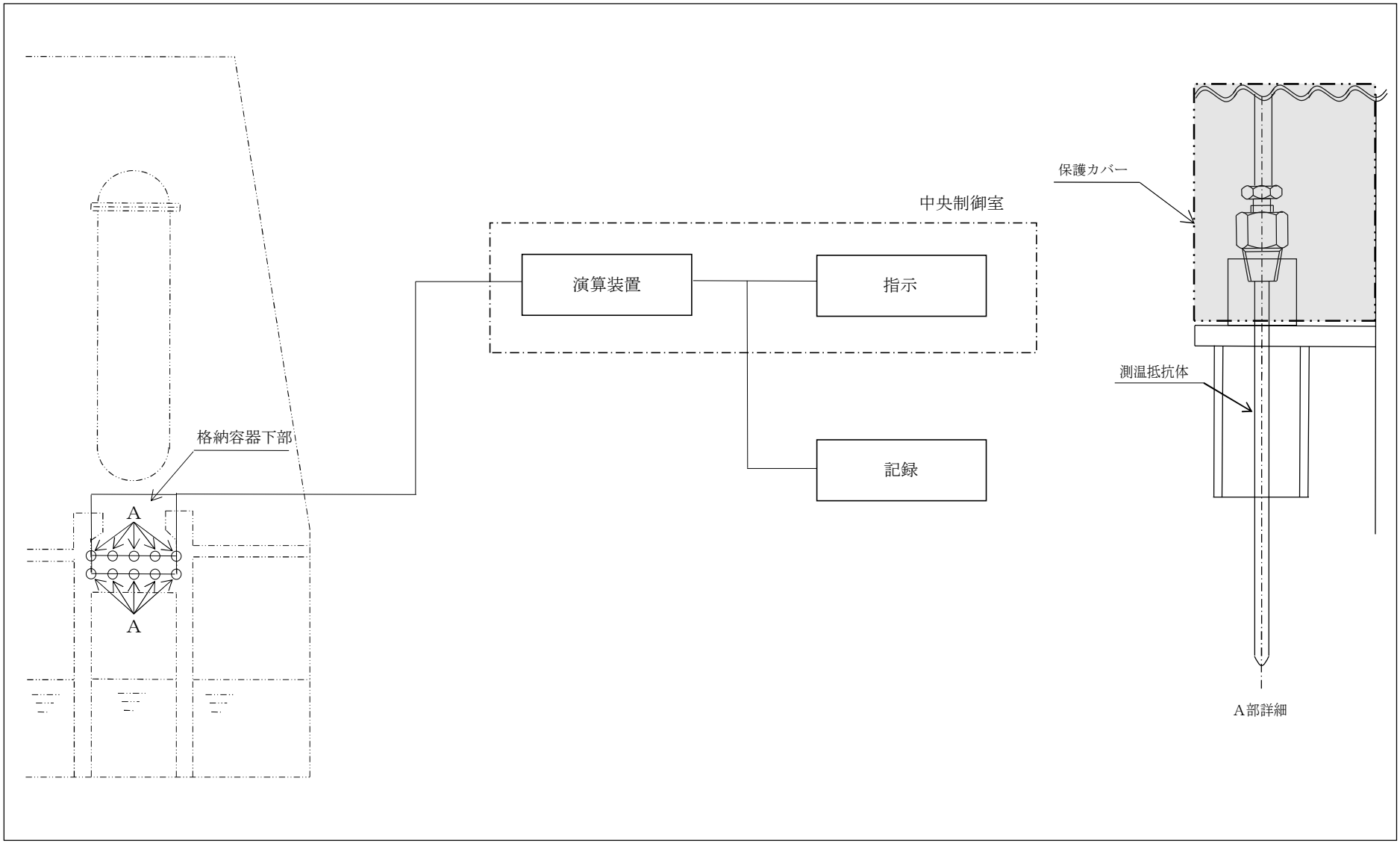


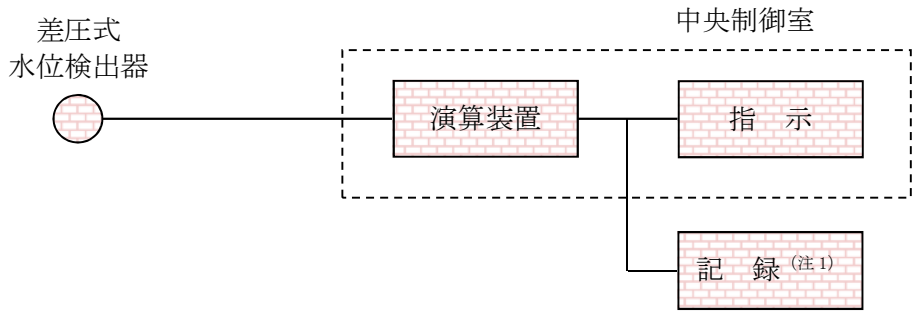
図 3.1.4-15　検出器の構造図（格納容器下部水温）

3.1.5　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1)　代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替淡水貯槽水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.5-1　代替淡水貯槽水位の概略構成図」及び「図 3.1.5-2　検出器の構造図（代替淡水貯槽水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

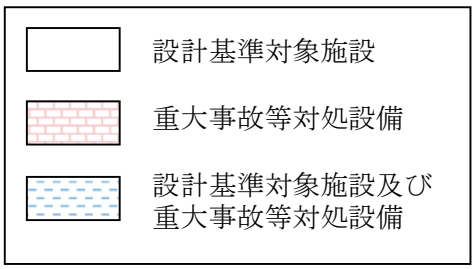


図 3.1.5-1　代替淡水貯槽水位の概略構成図

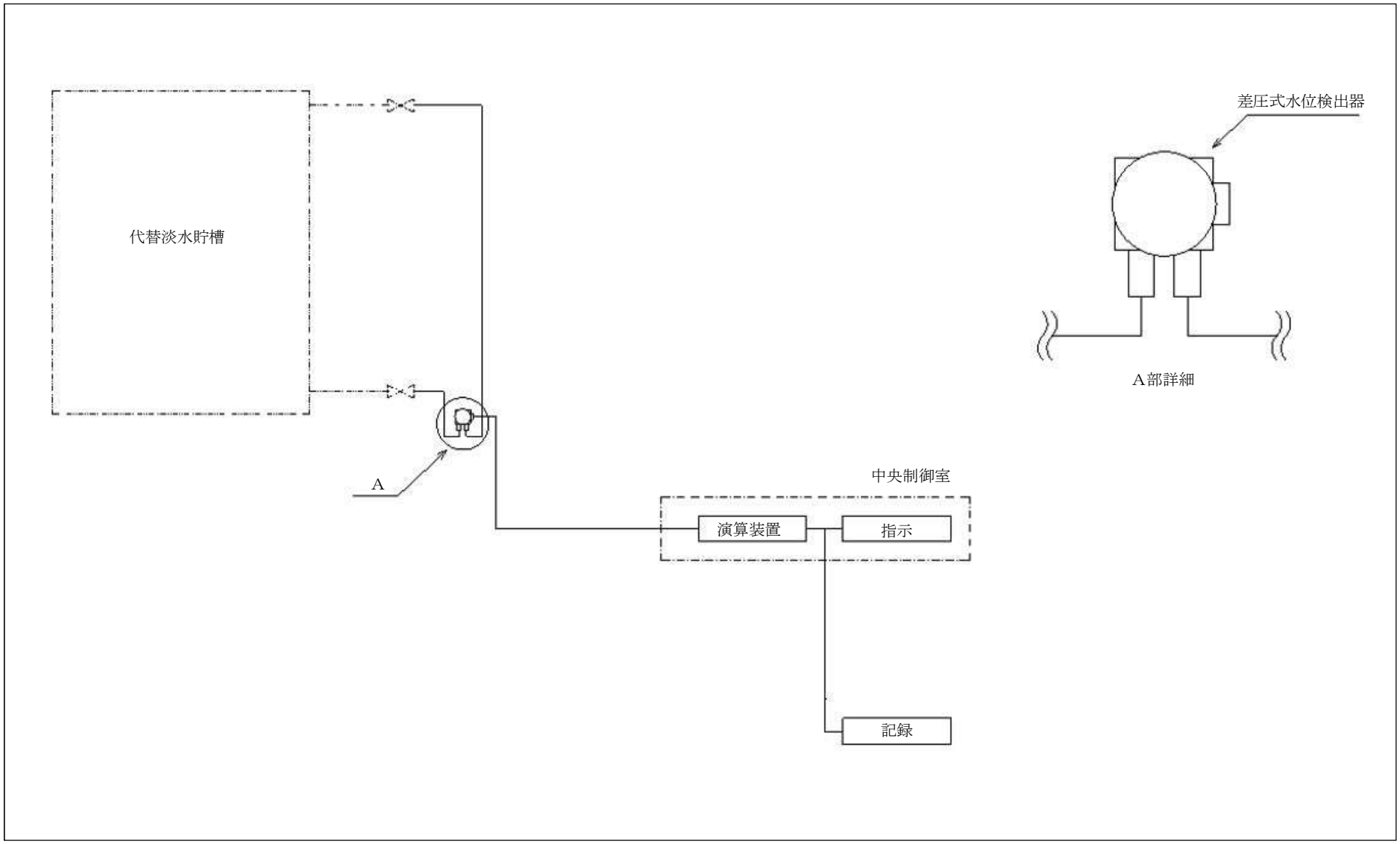
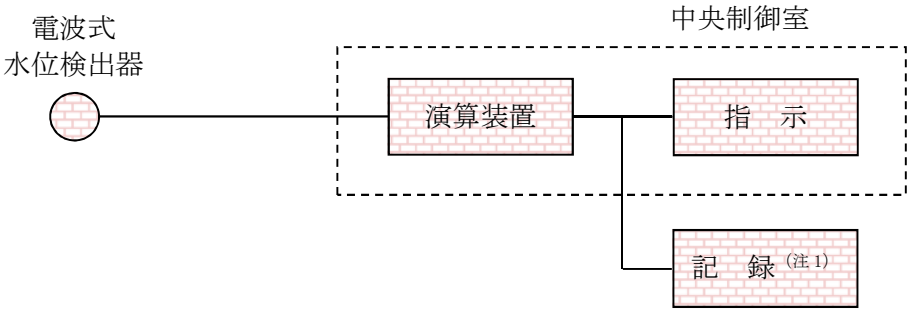


図 3.1.5-2　検出器の構造図（代替淡水貯槽水位）

(2)　西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，西側淡水貯水設備水位の検出信号は，電波式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，西側淡水貯水設備水位を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.5-3　西側淡水貯水設備水位の概略構成図」及び「図 3.1.5-4　検出器の構造図（西側淡水貯水設備水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

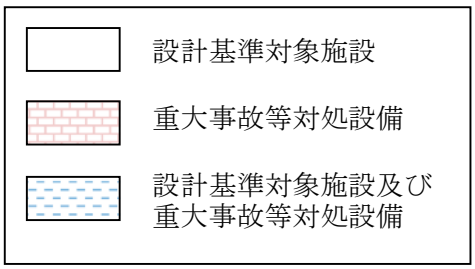


図 3.1.5-3　西側淡水貯水設備水位の概略構成図

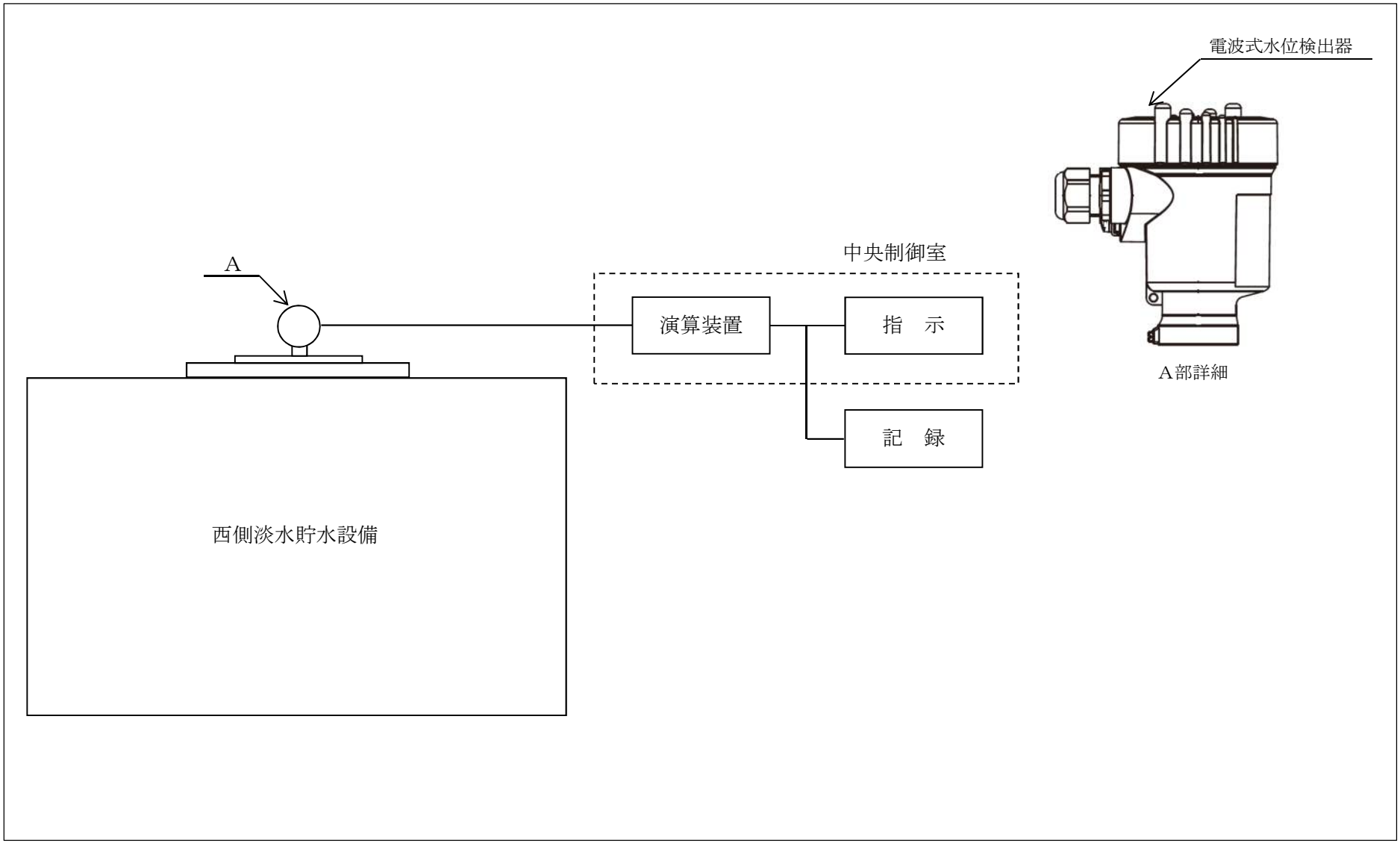


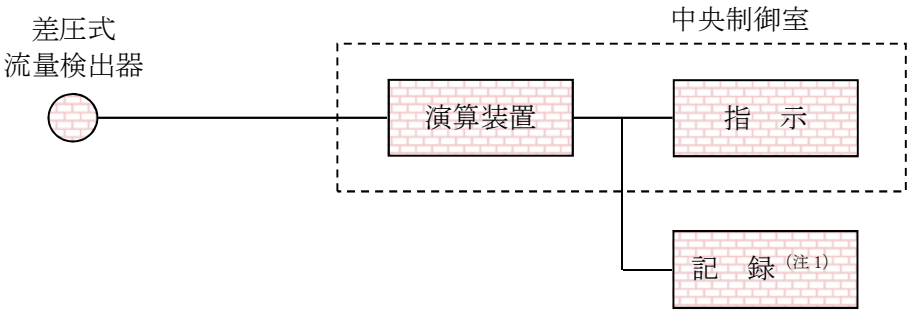
図 3.1.5-4　検出器の構造図（西側淡水貯水設備水位）

3.1.6　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1)　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.6-1　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.6-2　検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

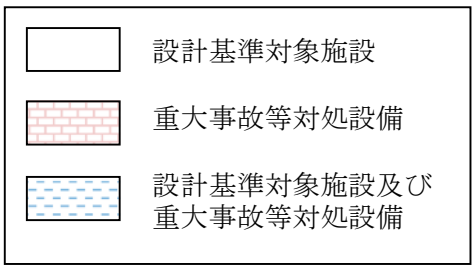


図 3.1.6-1　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図

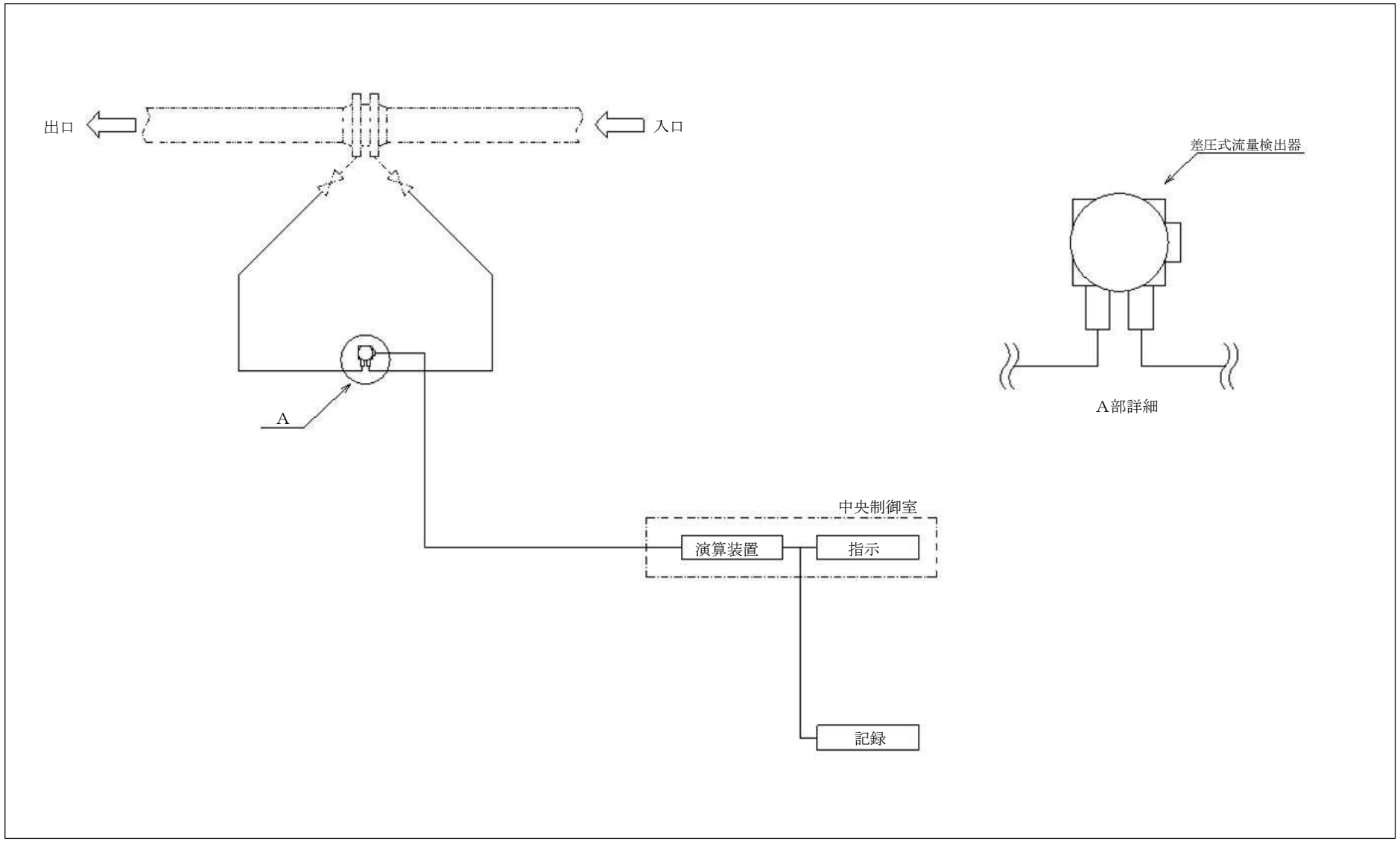
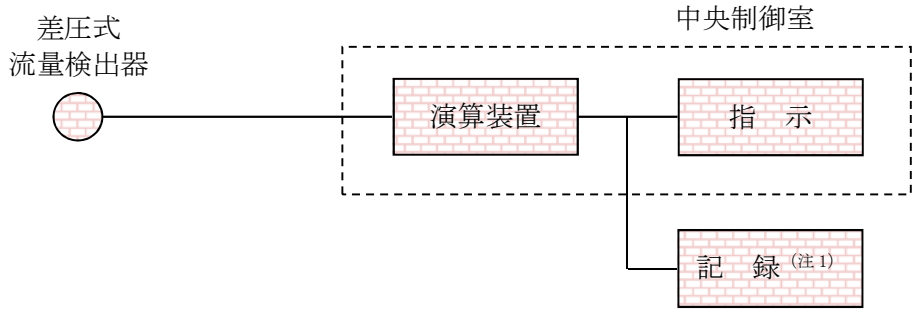


図 3.1.6-2　検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用））

(2)　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.6-3　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図」及び「図 3.1.6-4　検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用））」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

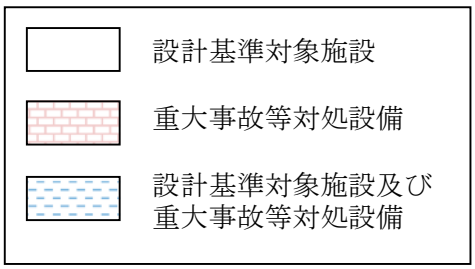


図 3.1.6-3　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図

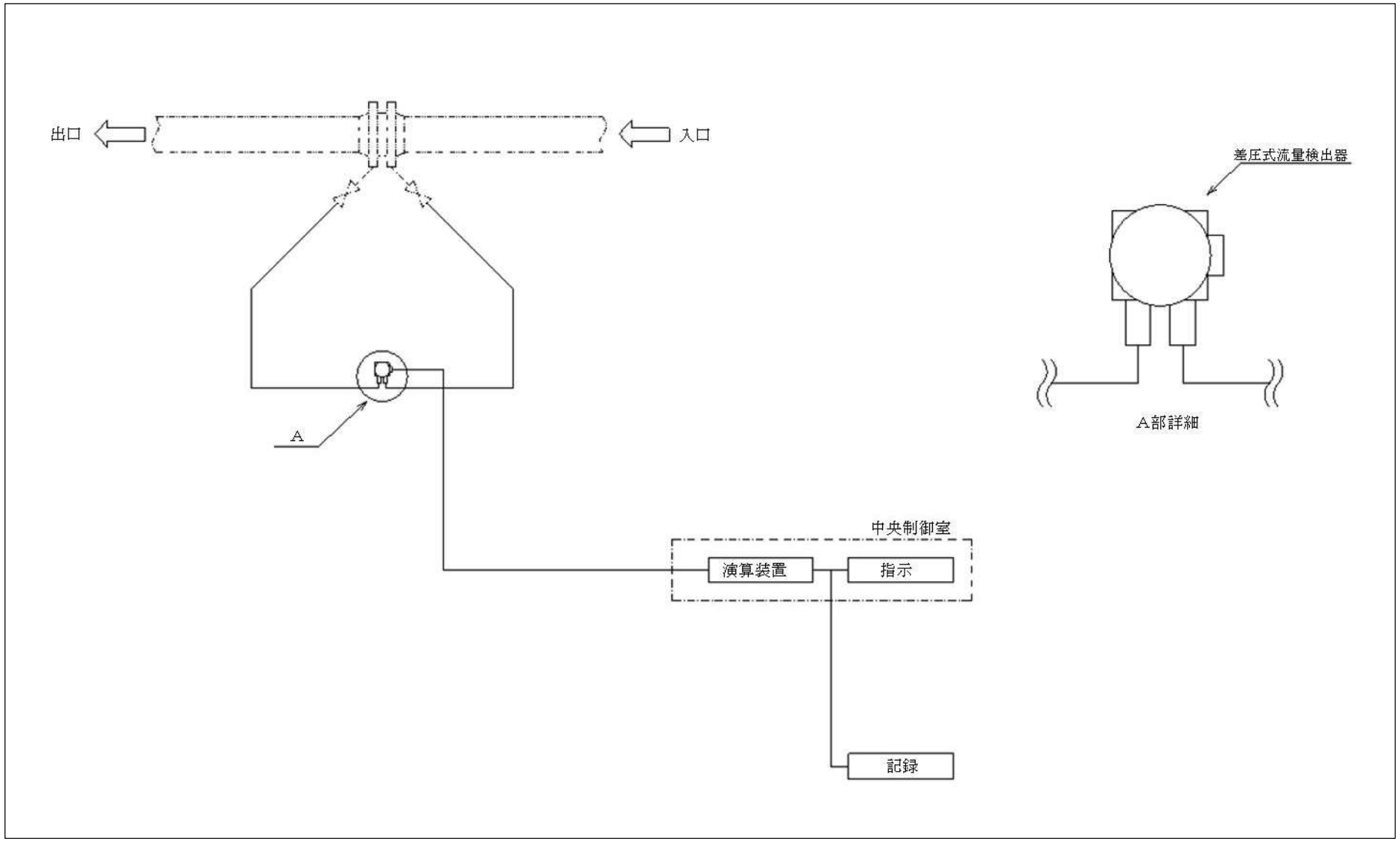
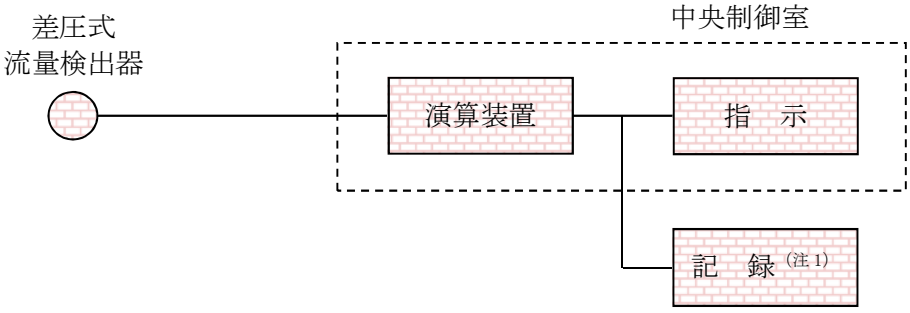


図 3.1.6-4　検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用））

(3)　低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系格納容器下部注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.6-5　低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」及び「図 3.1.6-6　検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器下部注水流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

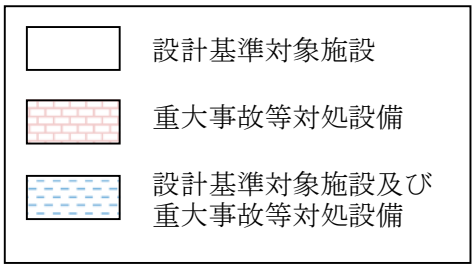


図 3.1.6-5　低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

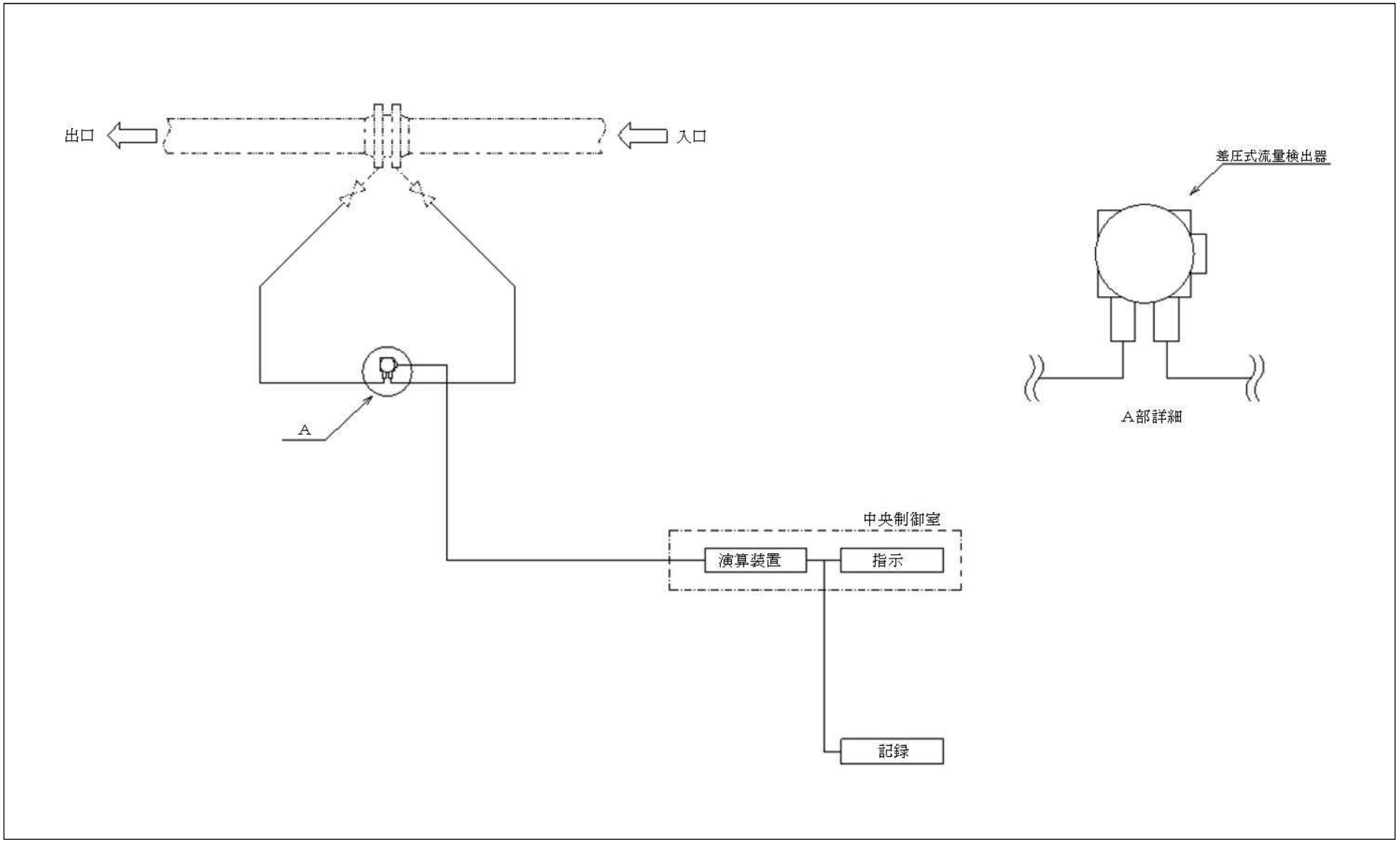
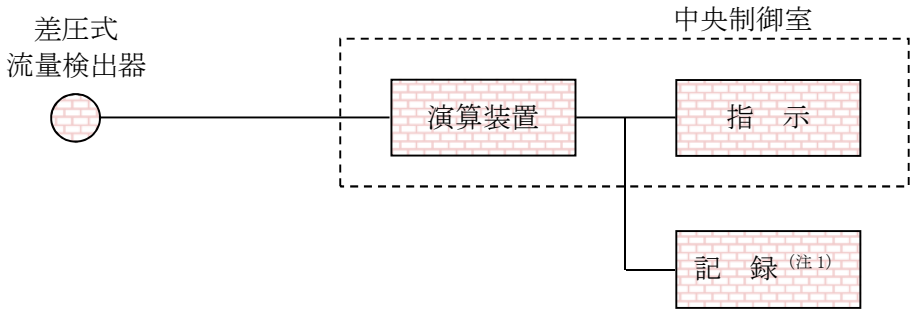


図 3.1.6-6　検出器の構造図（低圧代替注水系格納容器下部注水流量）

(4)　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.6-7　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図」及び「図 3.1.6-8　検出器の構造図（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

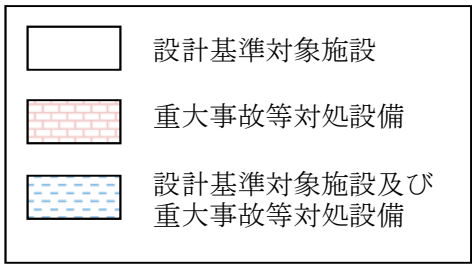


図 3.1.6-7　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

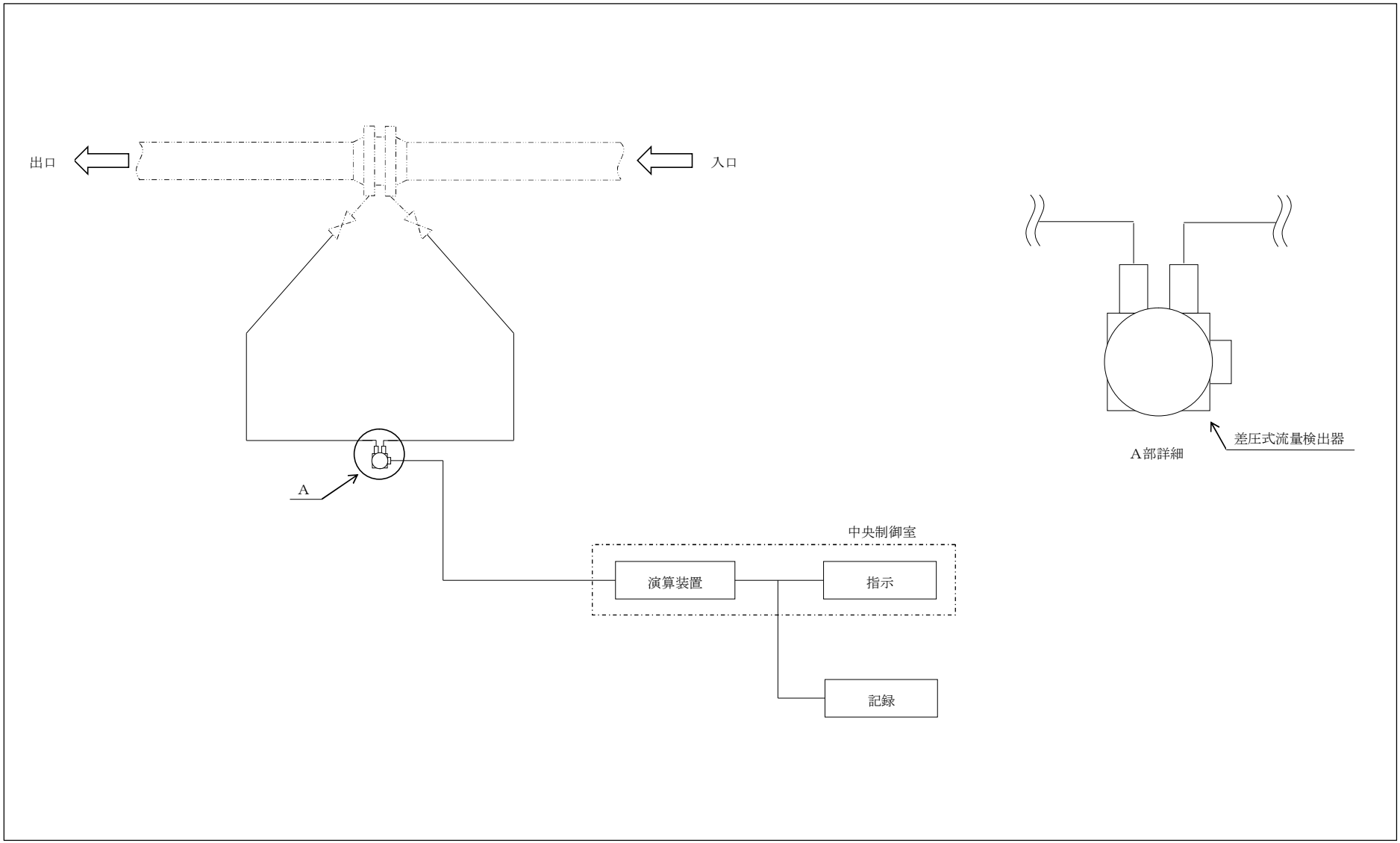


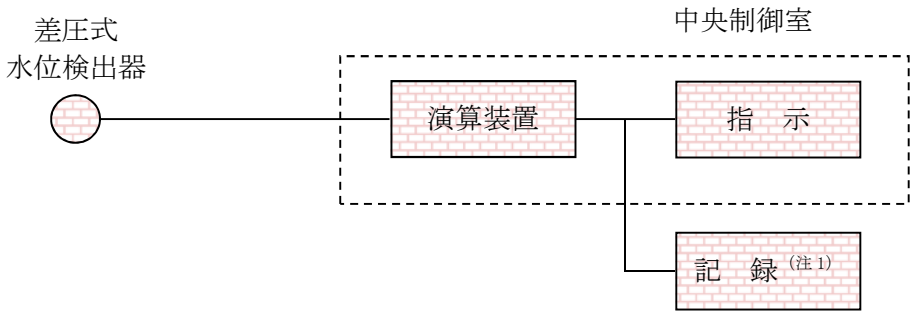
図 3.1.6-8　検出器の構造図（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）

3.1.7　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1)　サプレッション・プール水位

サプレッション・プール水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・プール水位を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.7-1　サプレッション・プール水位の概略構成図」及び「図 3.1.7-2　検出器の構造図（サプレッション・プール水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.7-1　サプレッション・プール水位の概略構成図

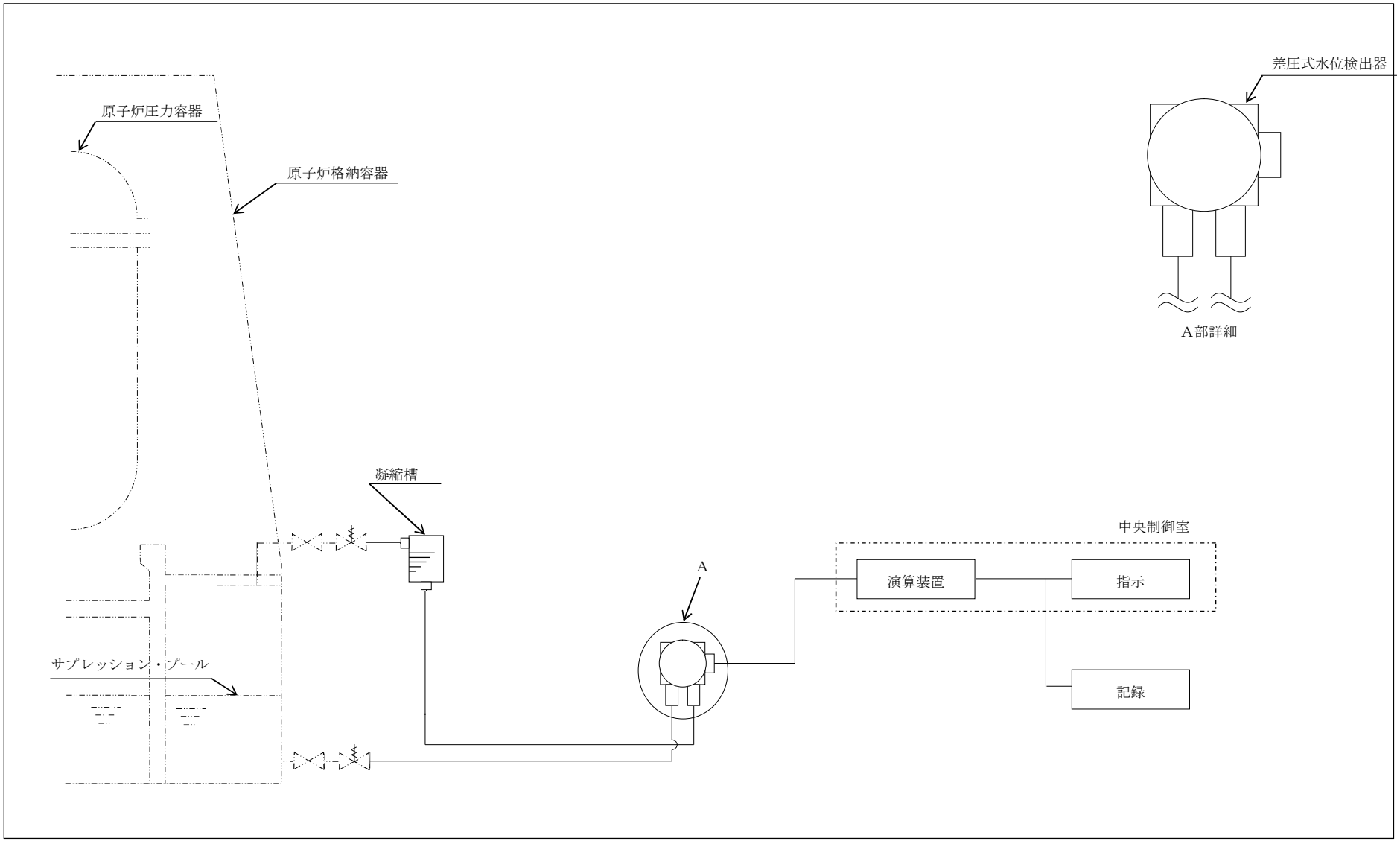
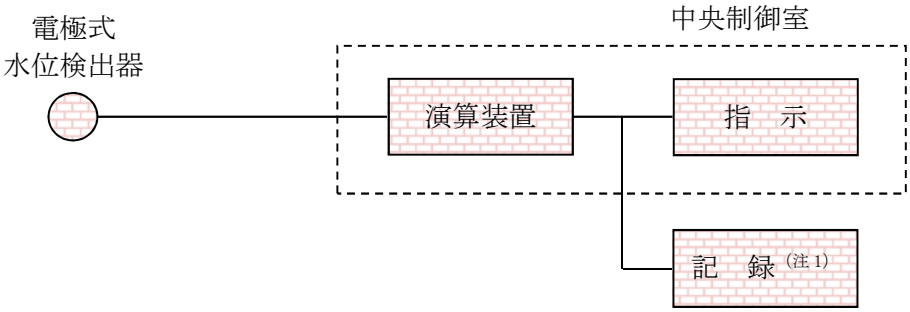


図 3.1.7-2　検出器の構造図（サプレッション・プール水位）

(2)　格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器からの水位状態信号（ON-OFF 信号）を，演算装置を経由し，中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.7-3　格納容器下部水位の概略構成図」及び「図 3.1.7-4　検出器の構造図（格納容器下部水位）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

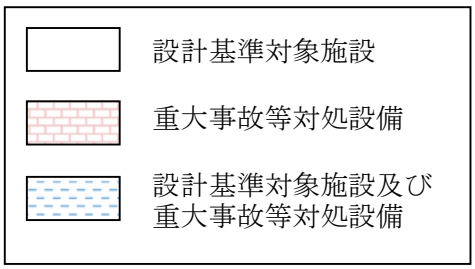


図 3.1.7-3　格納容器下部水位の概略構成図

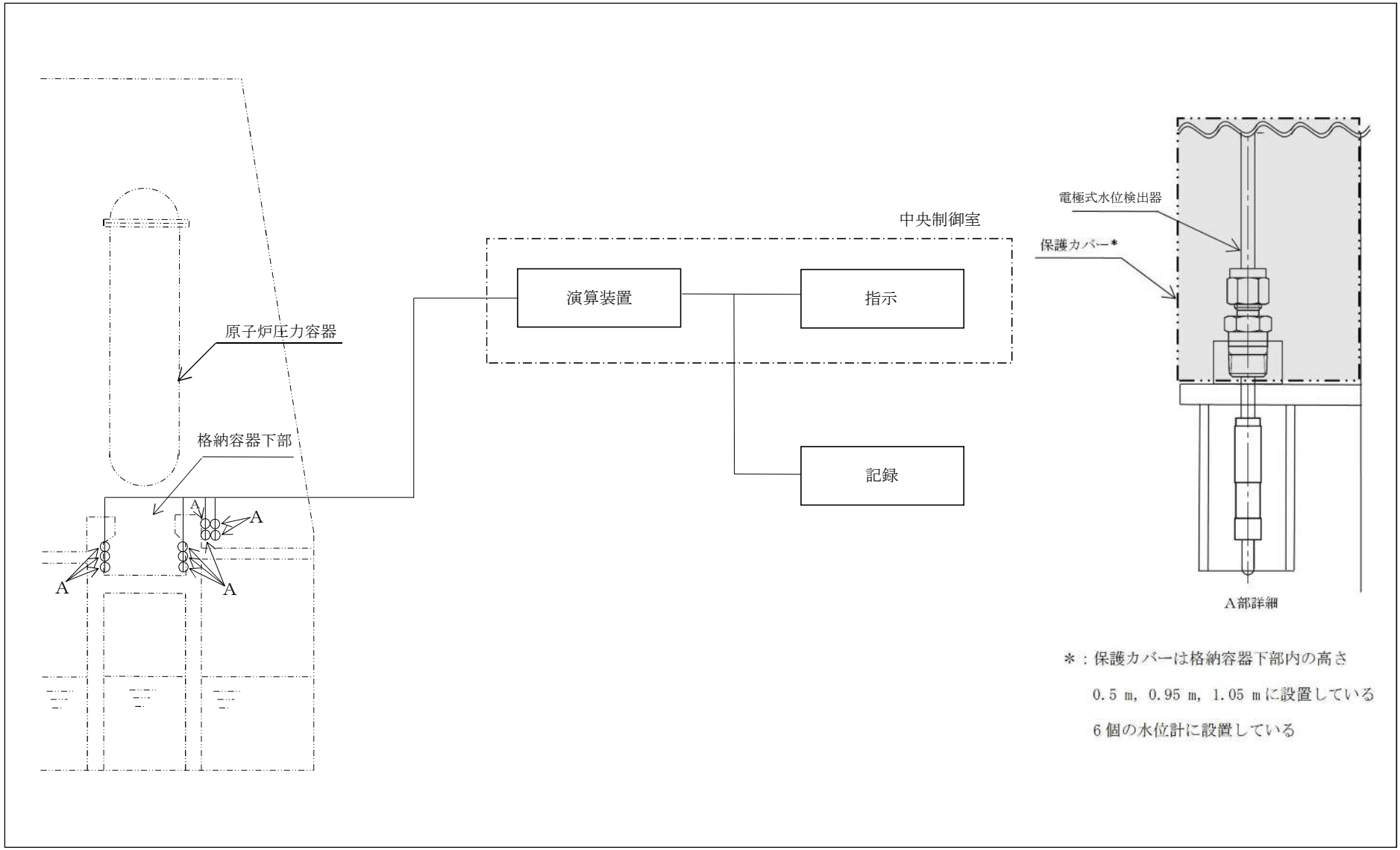


図 3.1.7-4　検出器の構造図（格納容器下部水位）

3.1.8　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1)　原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を，演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.8-1　原子炉建屋水素濃度の概略構成図」及び「図 3.1.8-2　検出器の構造図（原子炉建屋水素濃度）」参照。）

交流又は直流電源が必要な場合，原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用計装交流主母線盤を介した電源供給により計測できる設計とする。原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図(1／5)」，「第 1-4-2 図　単線結線図(2／5)」及び「第 1-4-4 図　単線結線図(4／5)」に示す。

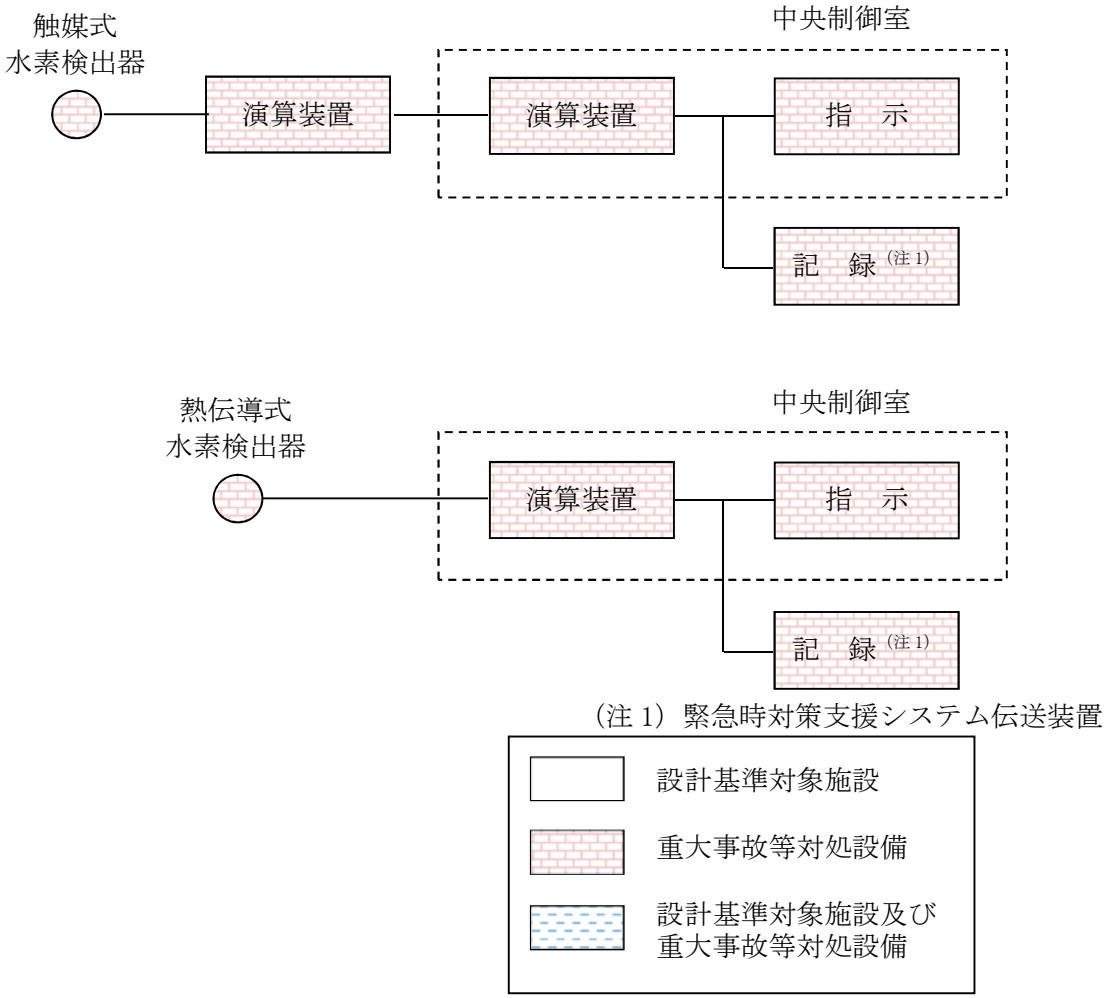


図 3.1.8-1　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

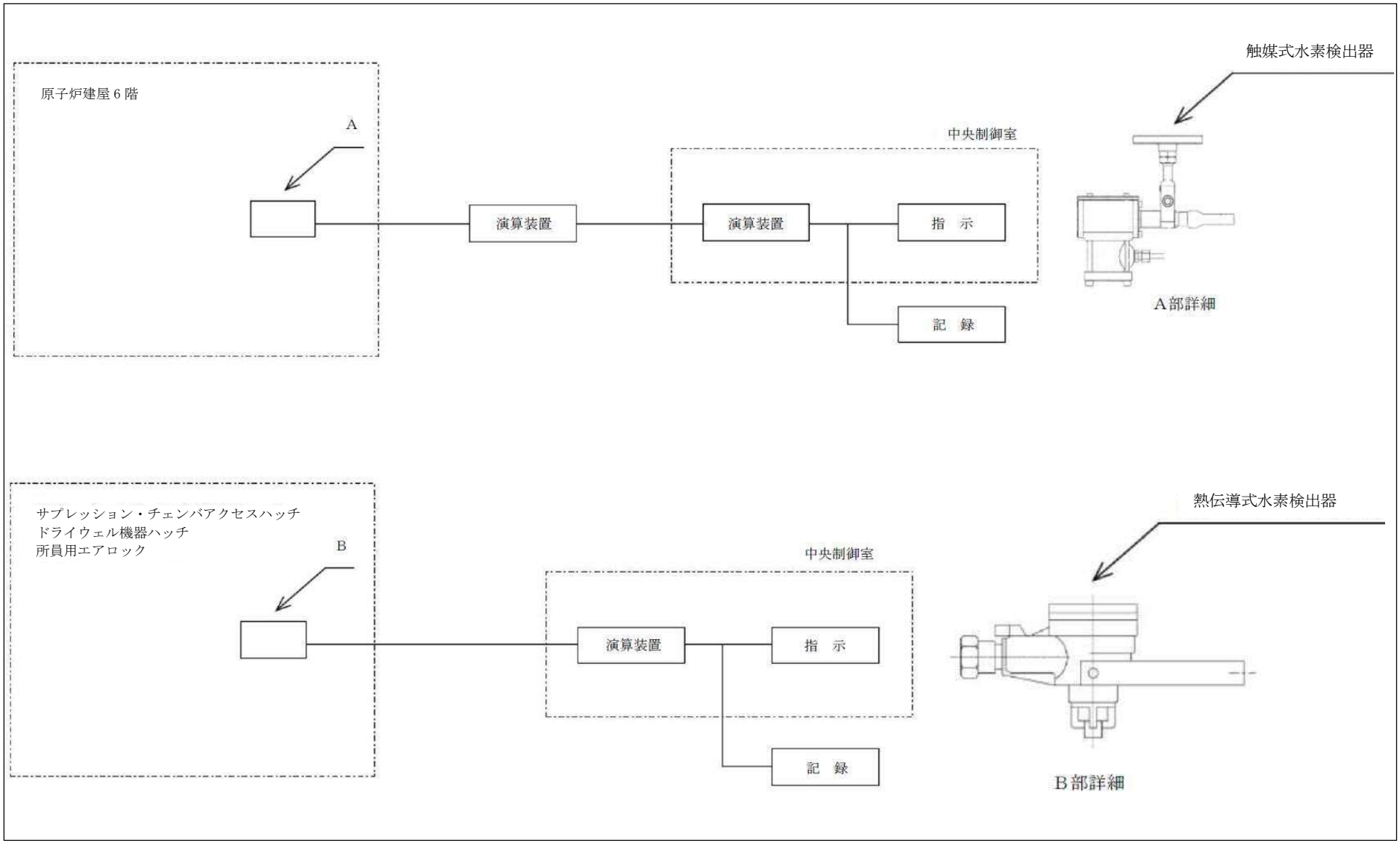


図 3.1.8-2　検出器の構造図（原子炉建屋水素濃度）

3.1.9　その他重大事故等対処設備の計測装置

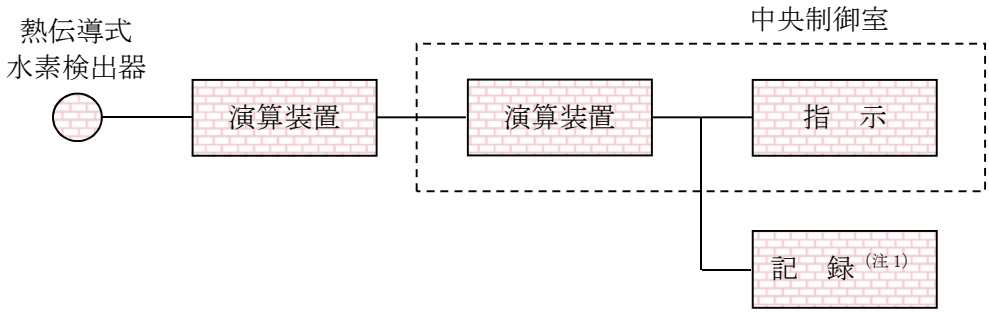
(1)　フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電気信号を，演算装置にて水素濃度信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-1　フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」，「図 3.1.9-2　検出器の構造図（フィルタ装置入口水素濃度）」及び「図 3.1.9-34　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.22.00 m）」参照。）

交流電源が必要な場合，常設代替電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用計装交流主母線盤を介した電源供給により計測できる設計とする。

電源供給について添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図(1／5)」及び「第 1-4-4 図　単線結線図(4／5)」に示す。



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

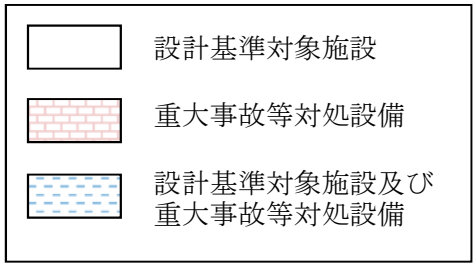


図 3.1.9-1　フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

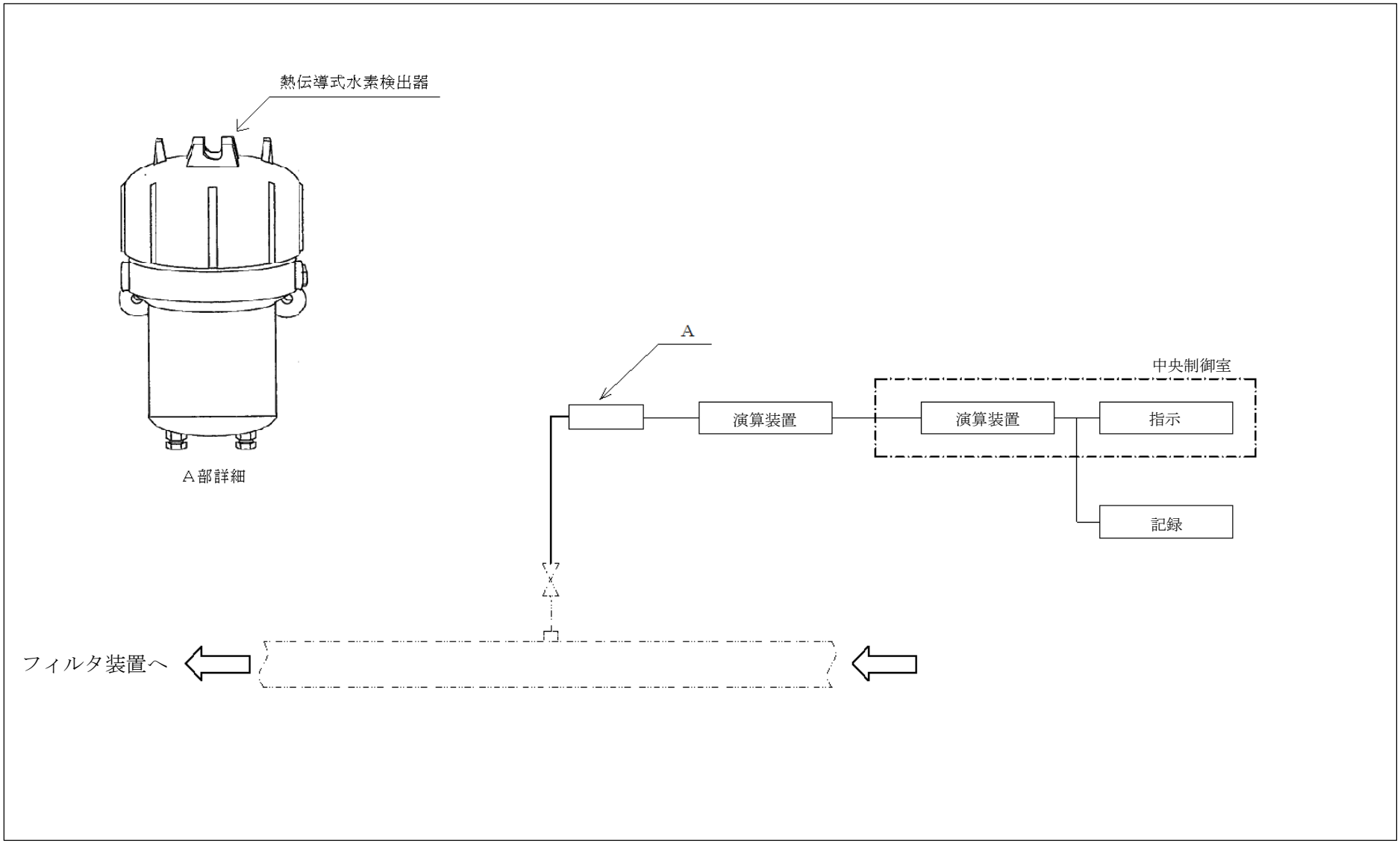
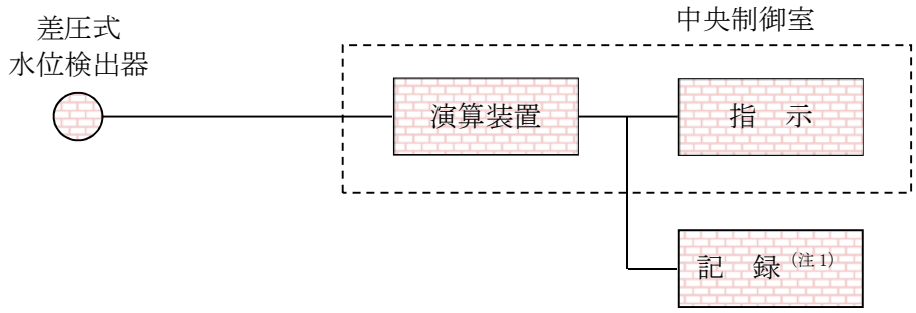


図 3.1.9-2　検出器の構造図（フィルタ装置入口水素濃度）

(2)　フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電気信号を，演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-3　フィルタ装置水位の概略構成図」，「図 3.1.9-4　検出器の構造図（フィルタ装置水位）」及び「図 3.1.9-35　検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL.約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

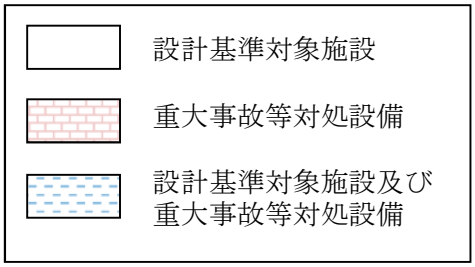


図 3.1.9-3　フィルタ装置水位の概略構成図

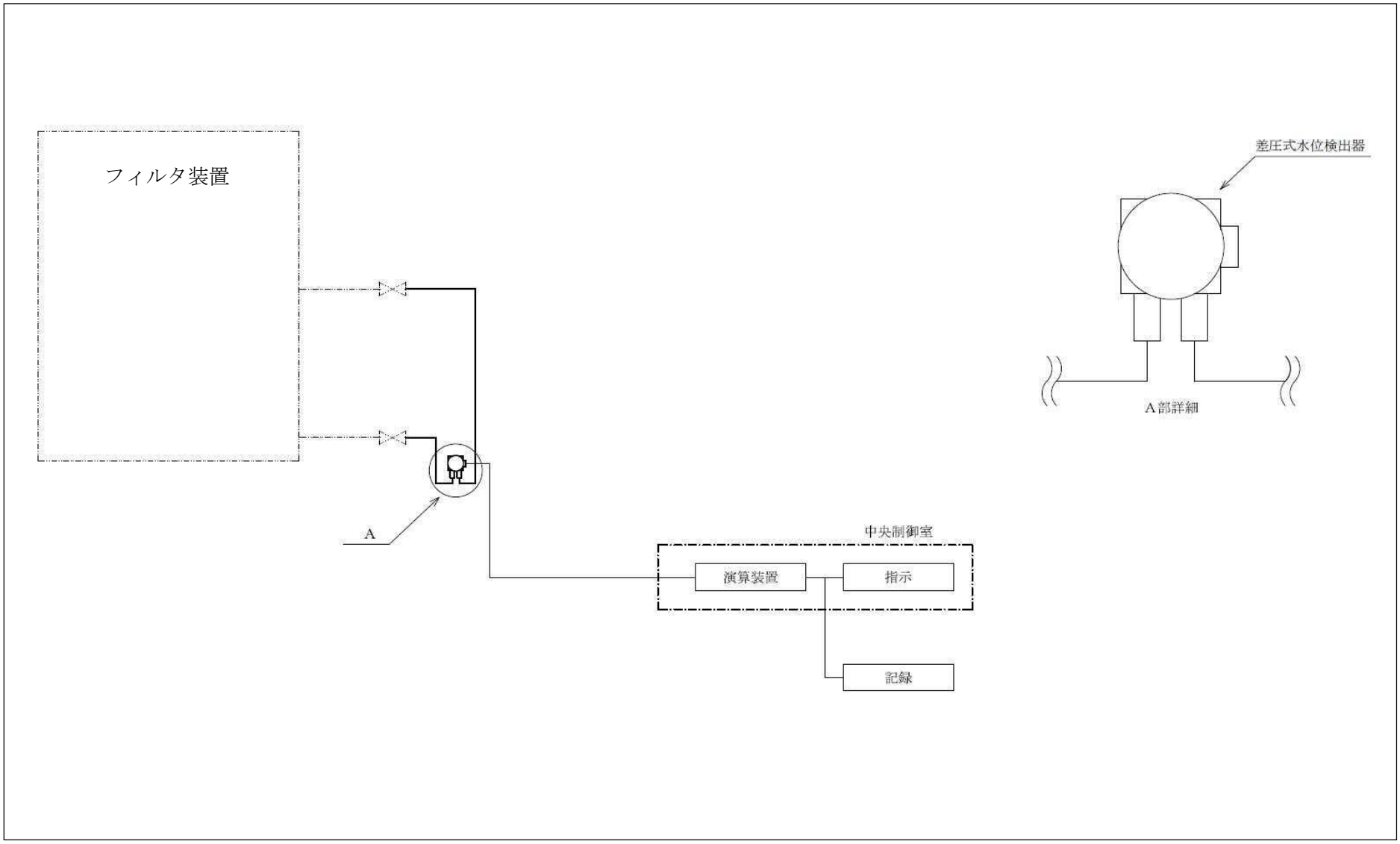
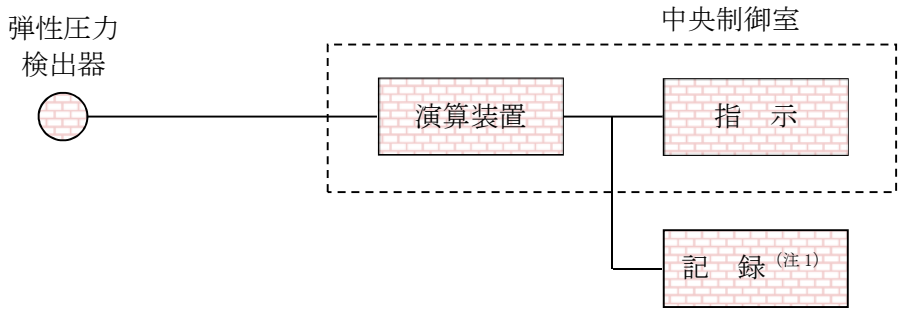


図 3.1.9-4　検出器の構造図（フィルタ装置水位）

(3)　フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-5　フィルタ装置圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-6　検出器の構造図（フィルタ装置圧力）」及び「図 3.1.9-35　検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL.約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

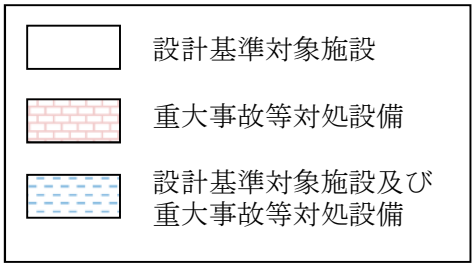


図 3.1.9-5　フィルタ装置圧力の概略構成図

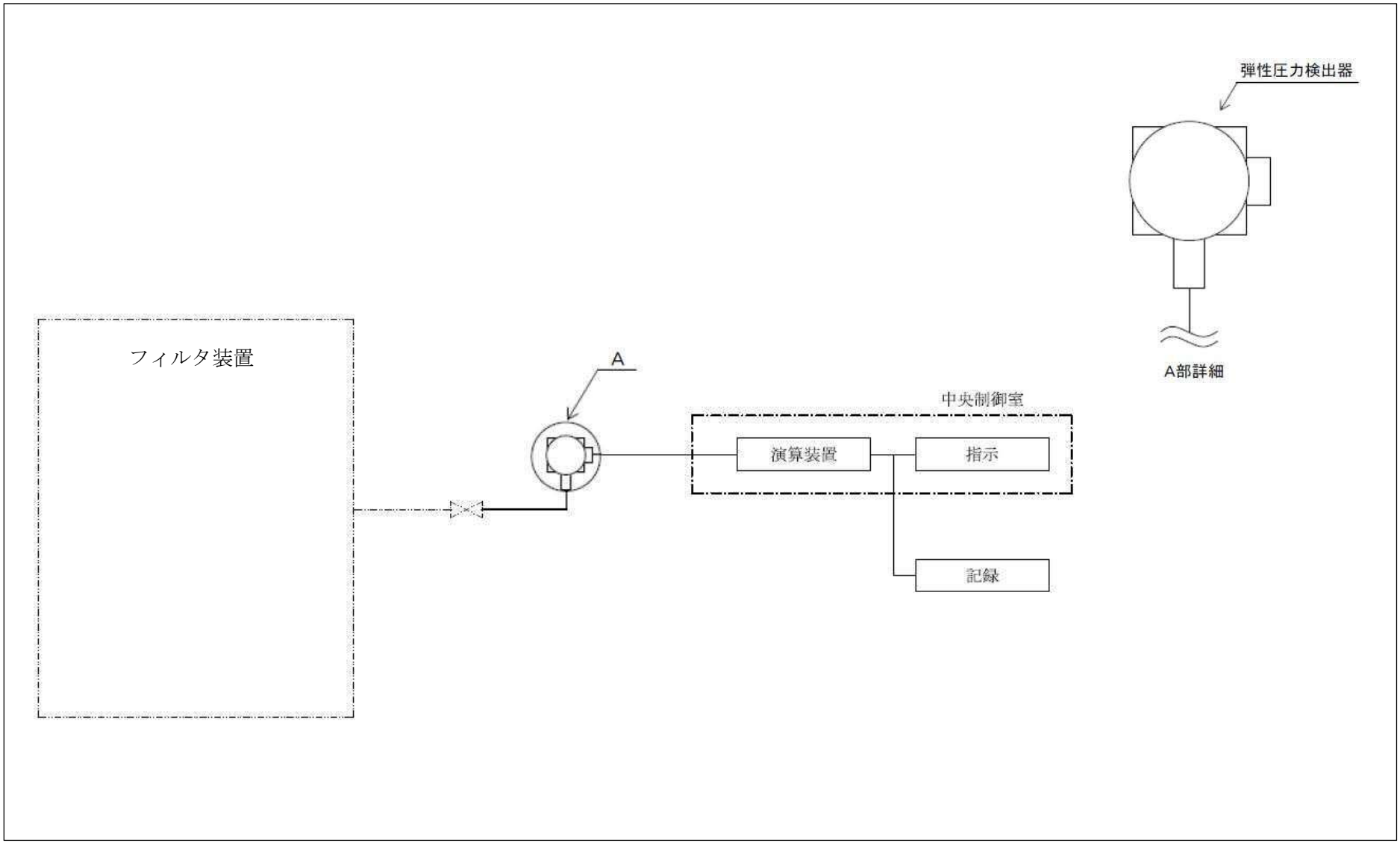
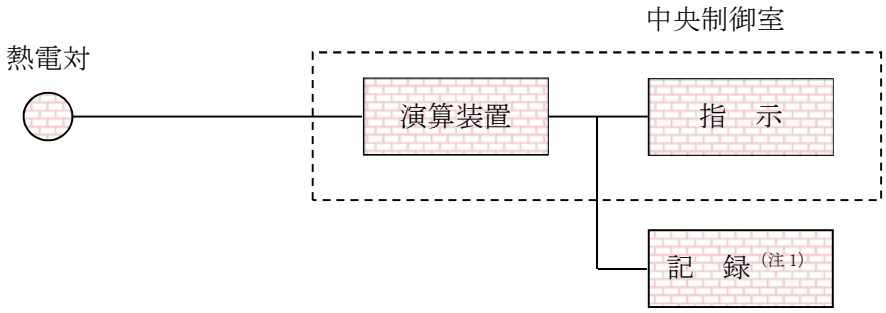


図 3.1.9-6　検出器の構造図（フィルタ装置圧力）

(4)　フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は，熱電対にて発生した起電力を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-7　フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」，「図 3.1.9-8　検出器の構造図（フィルタ装置スクラビング水温度）」及び「図 3.1.9-35　検出器の取付箇所を明示した図面（屋外　EL.約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

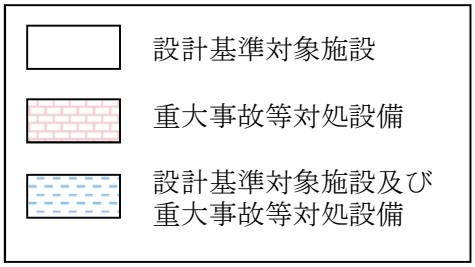


図 3.1.9-7　フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

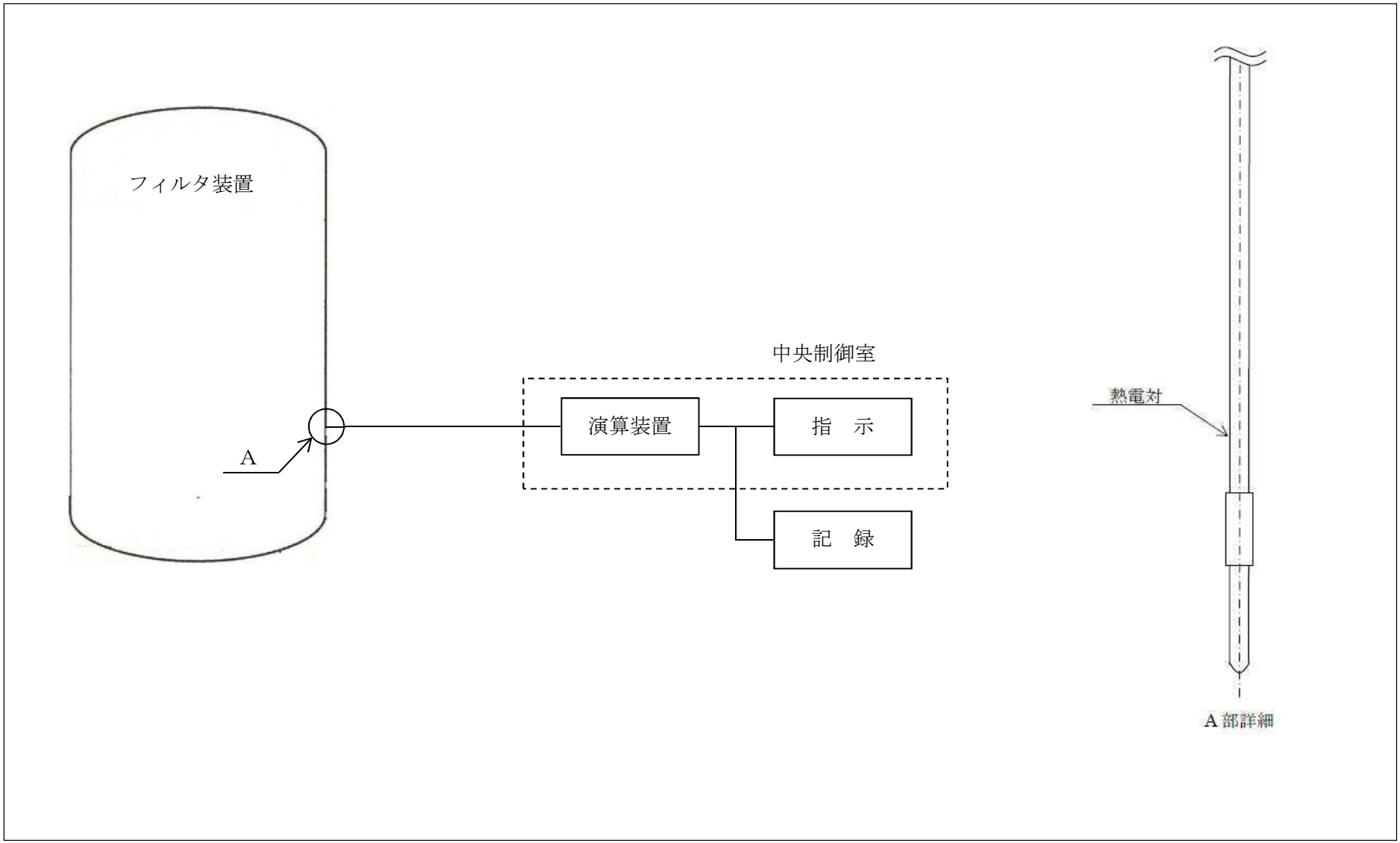
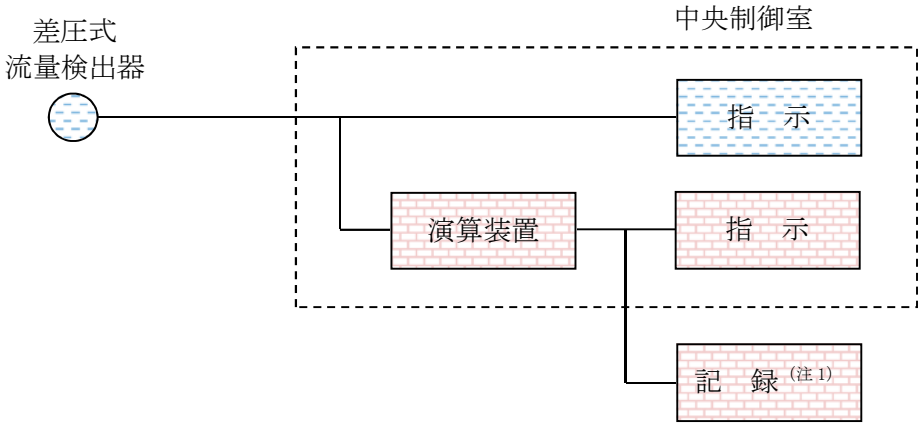


図 3.1.9-8　検出器の構造図（フィルタ装置スクラビング水温度）

(5)　残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-9　残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」，「図 3.1.9-10　検出器の構造図（残留熱除去系海水系系統流量）」及び「図 3.1.9-31　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.-4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

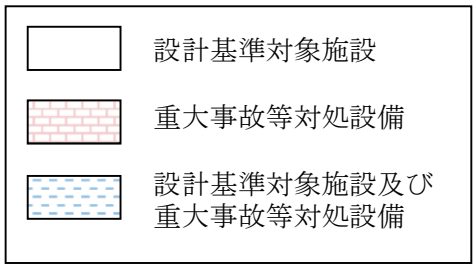


図 3.1.9-9　残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

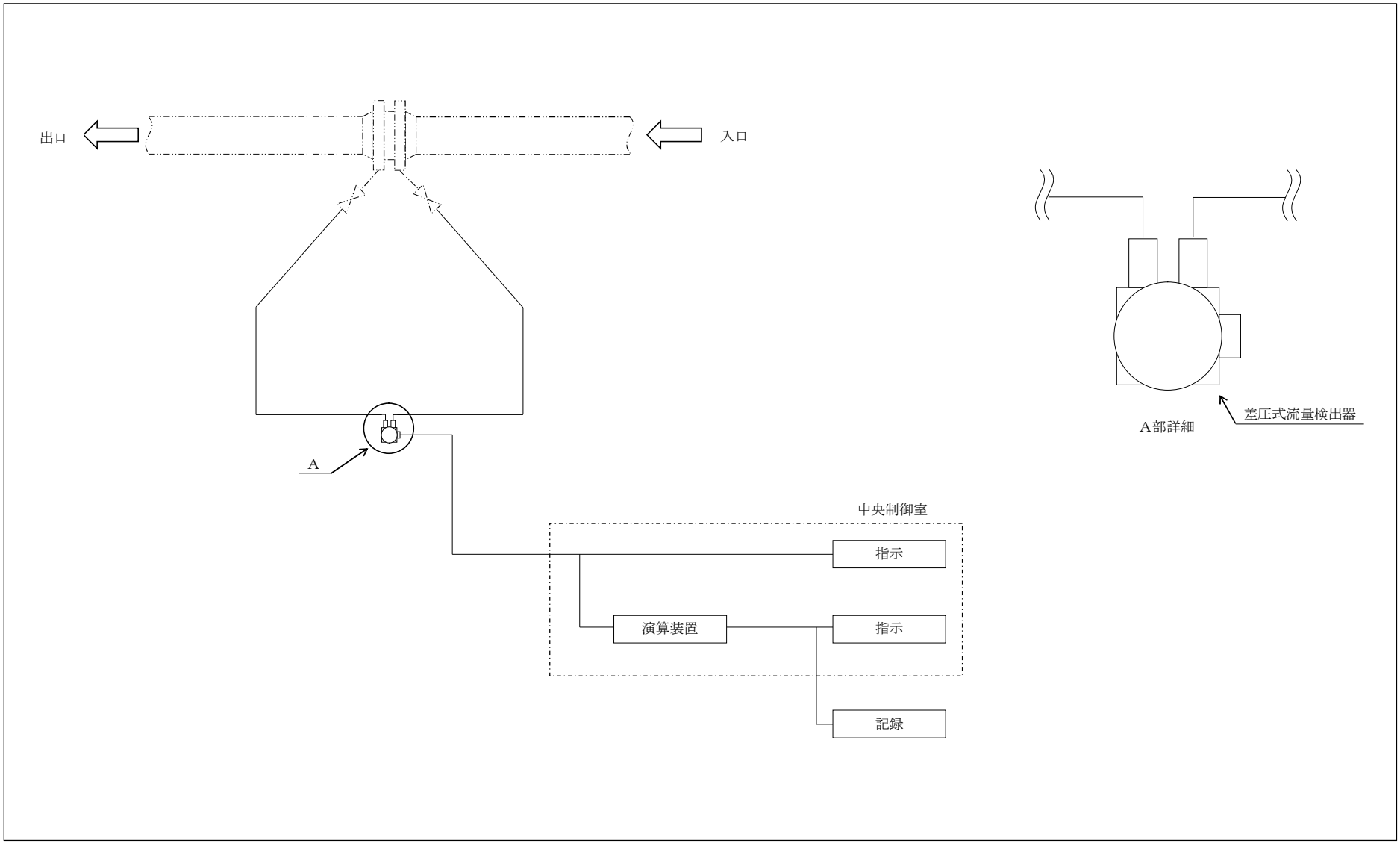
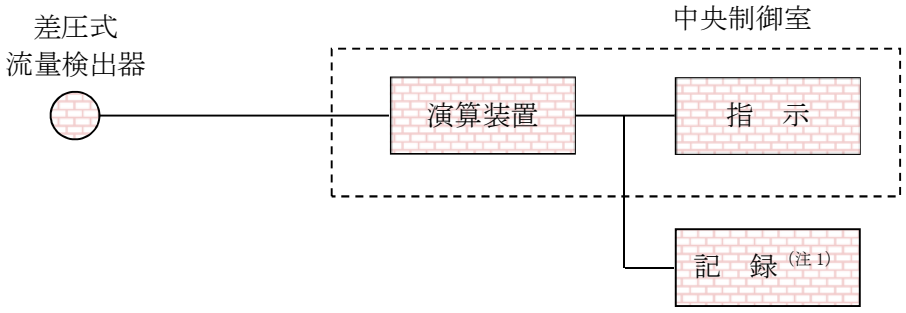


図 3.1.9-10　検出器の構造図（残留熱除去系海水系系統流量）

(6)　緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-11　緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」，「図 3.1.9-12　検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器））」及び「図 3.1.9-31　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.-4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

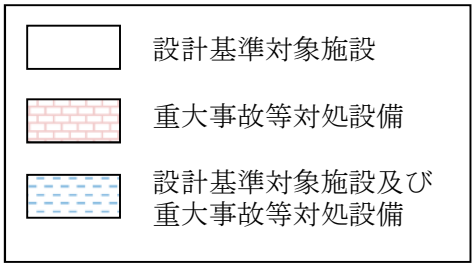


図 3.1.9-11　緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

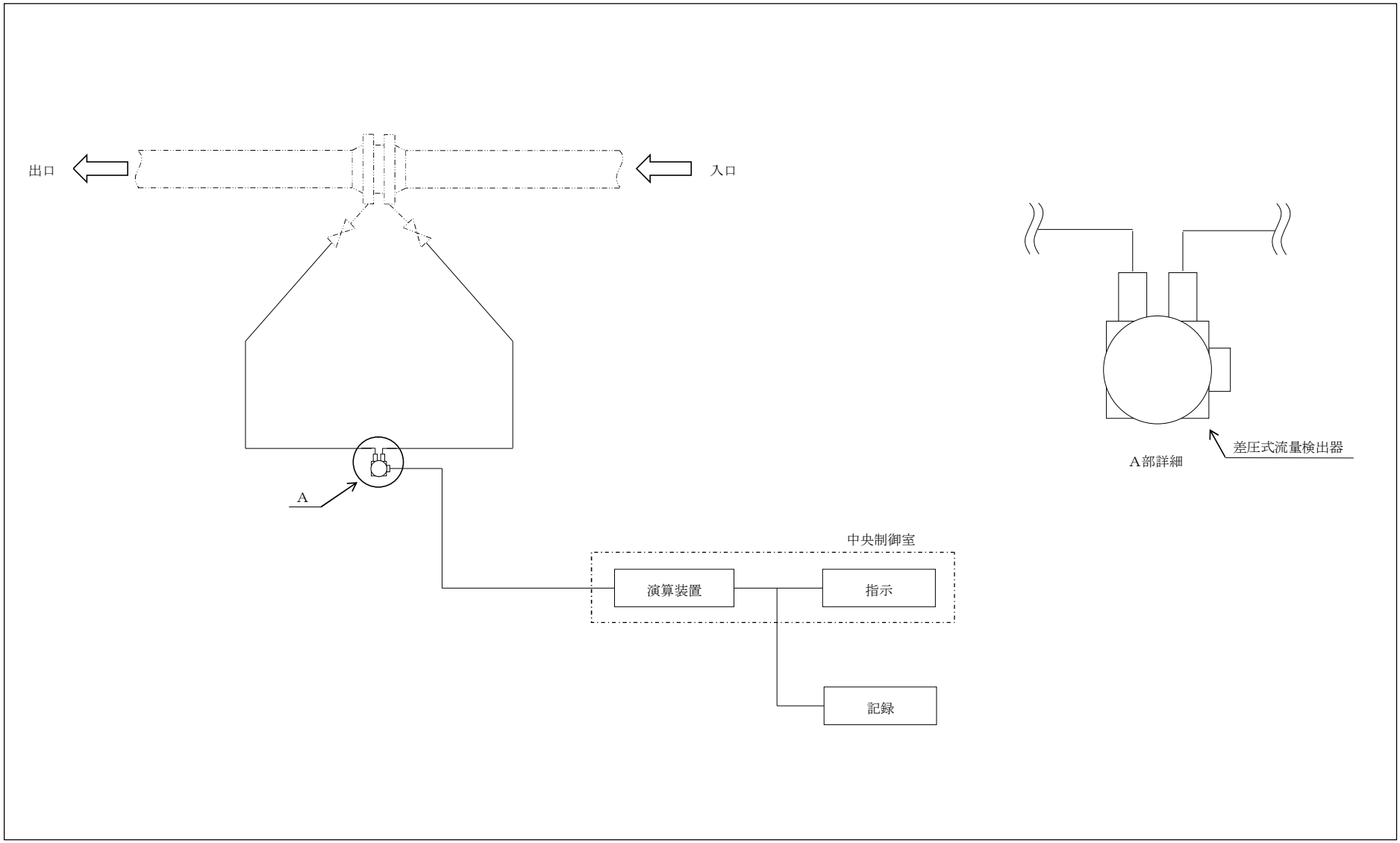
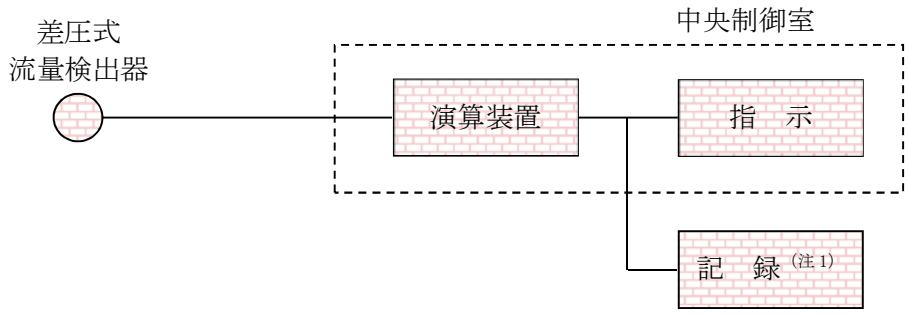


図 3.1.9-12　検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器））

(7)　緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電気信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-13　緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」，「図 3.1.9-14 検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系補機））」及び「図 3.1.9-31　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.-4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

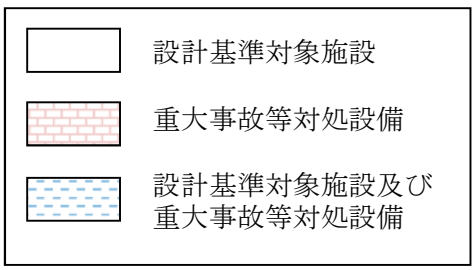


図 3.1.9-13　緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

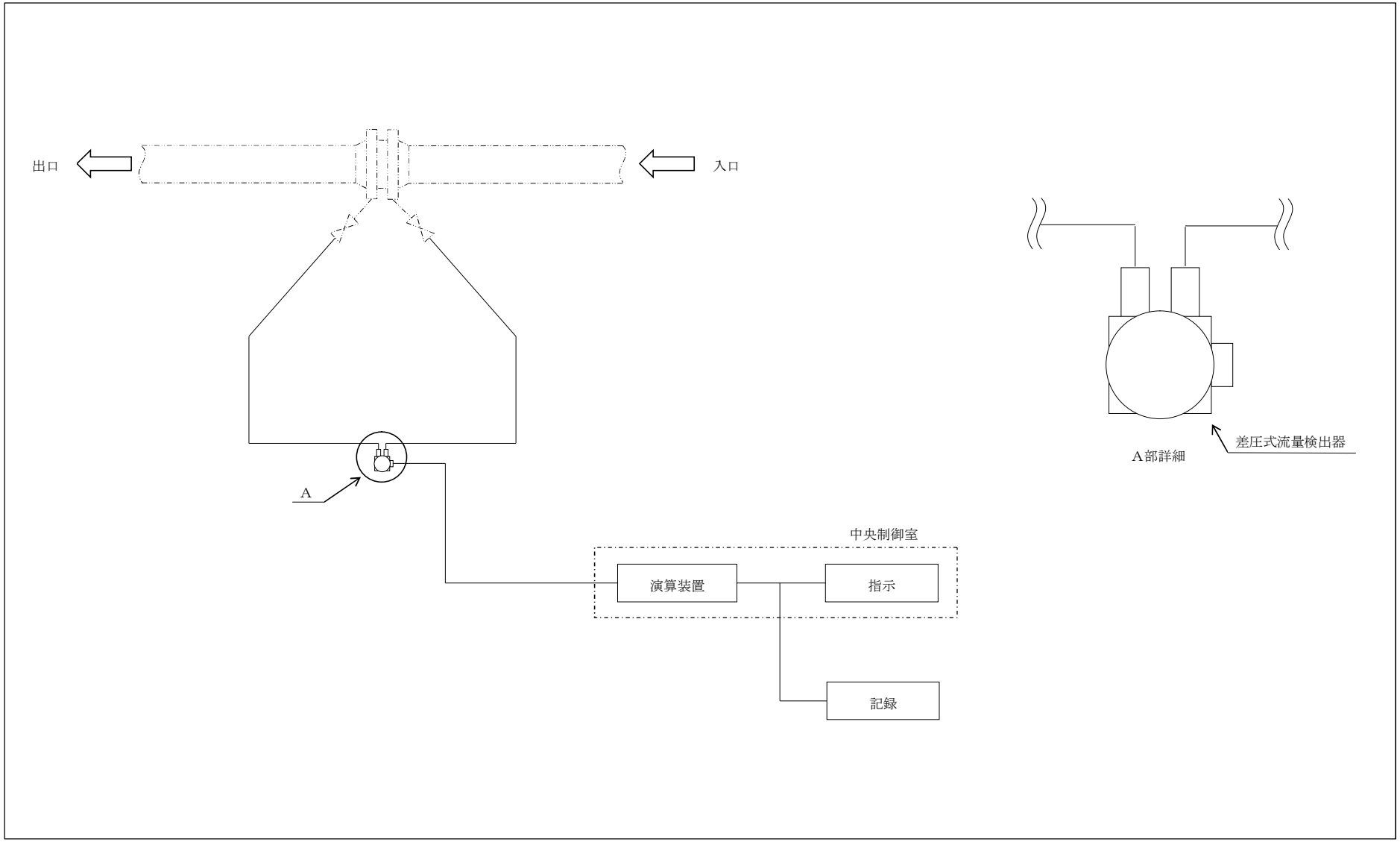
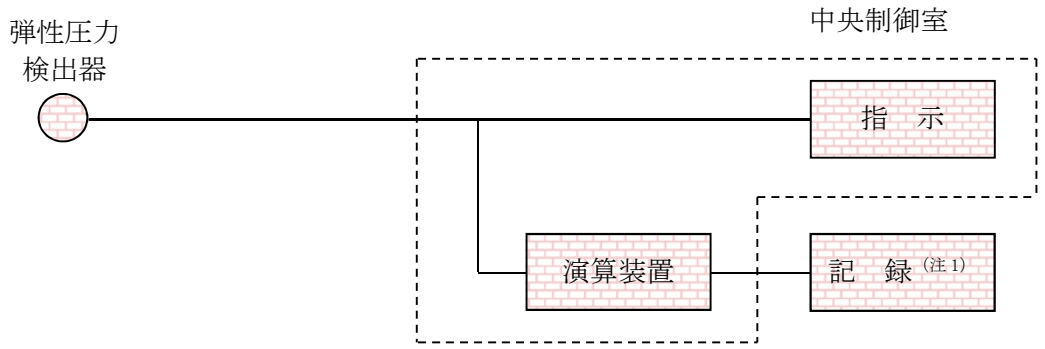


図 3.1.9-14　検出器の構造図（緊急用海水系流量（残留熱除去系補機））

(8)　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-15　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-16 検出器の構造図（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-32　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.2.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

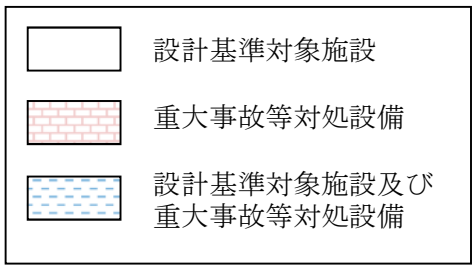


図 3.1.9-15　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

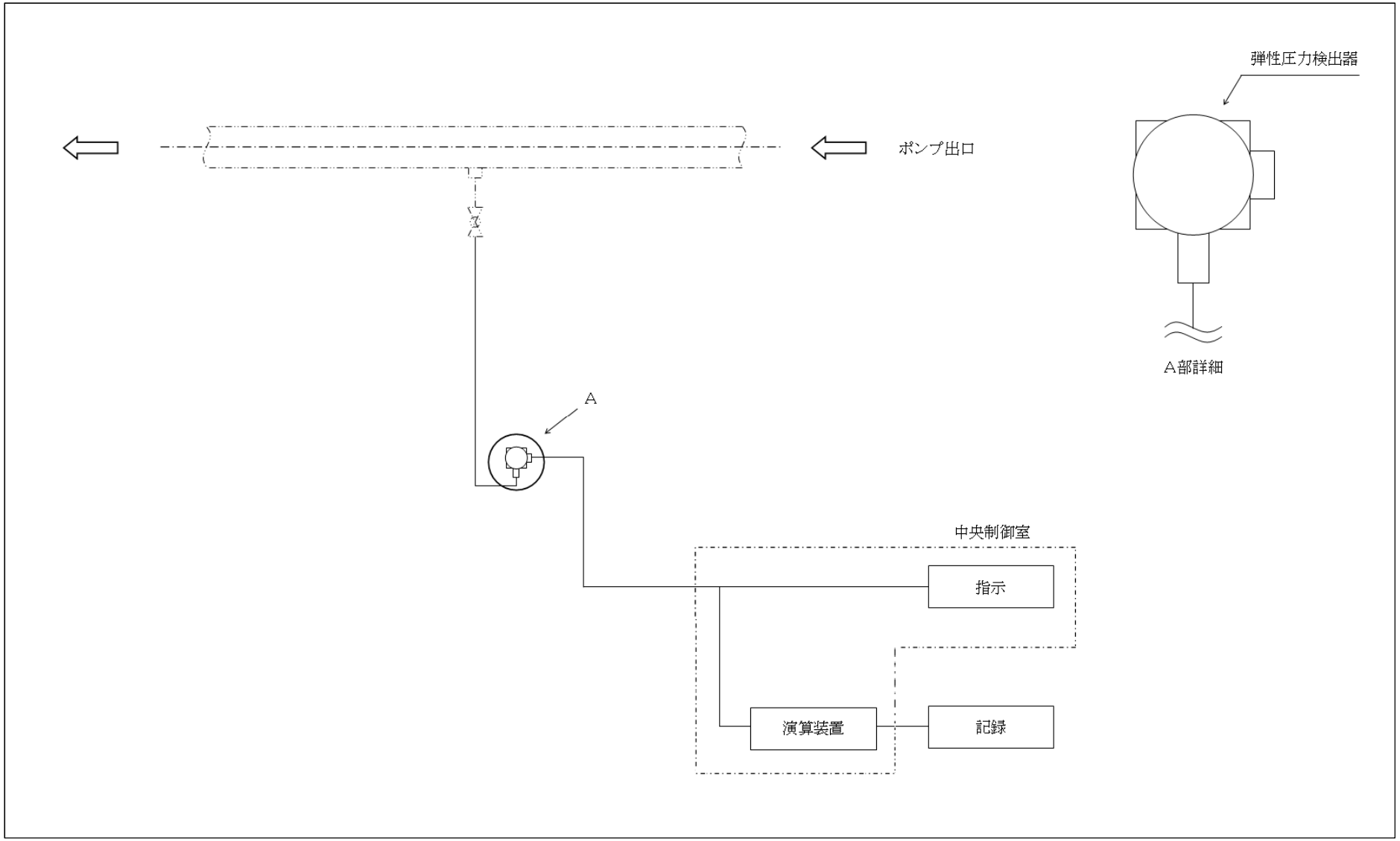
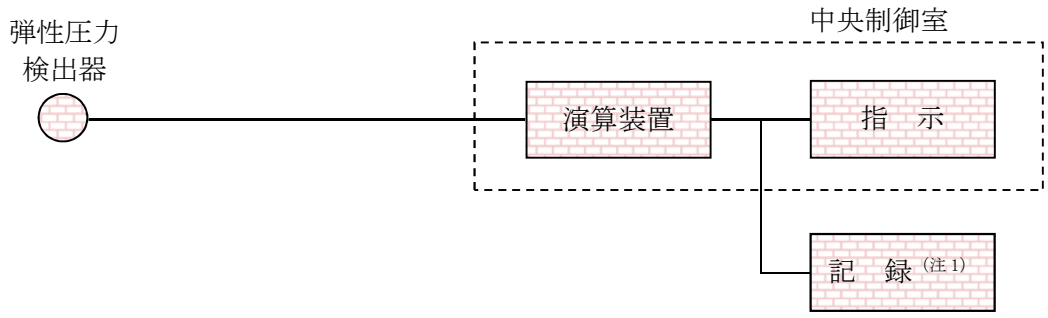


図 3.1.9-16　検出器の構造図（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力）

(9)　常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-17　常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-18 検出器の構造図（常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-35　検出器の取付箇所を明示した図面（屋外　EL.約 8 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

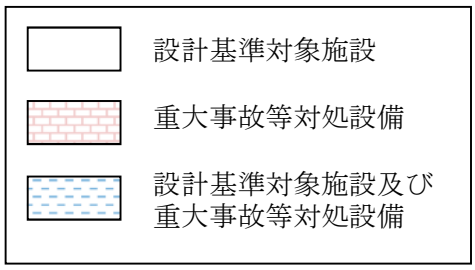


図 3.1.9-17　常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

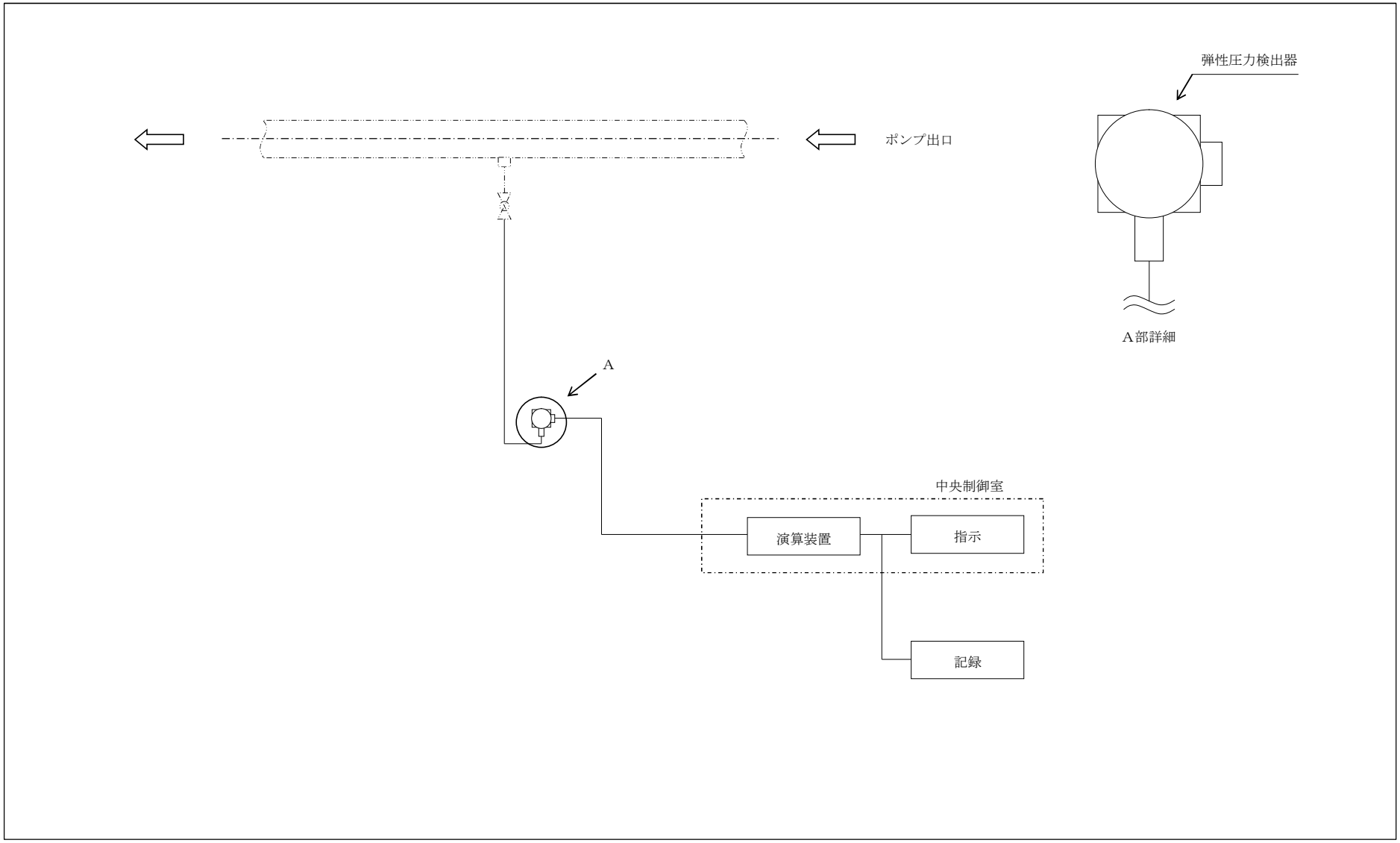
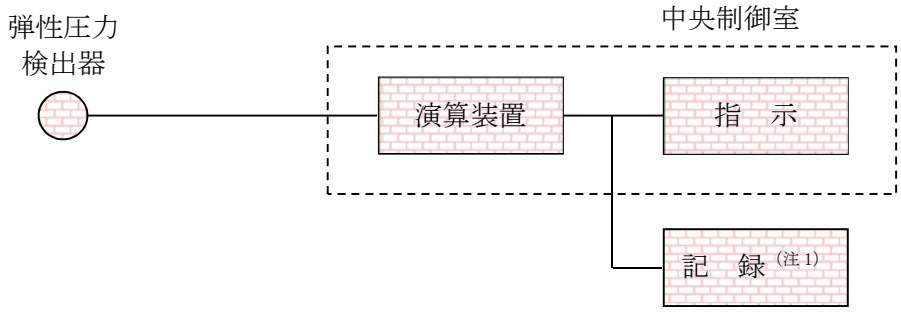


図 3.1.9-18　検出器の構造図（常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力）

(10)　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-19　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-20　検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-31　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.-4.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

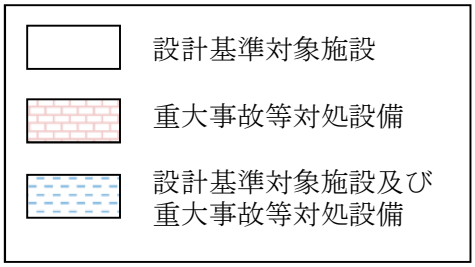


図 3.1.9-19　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

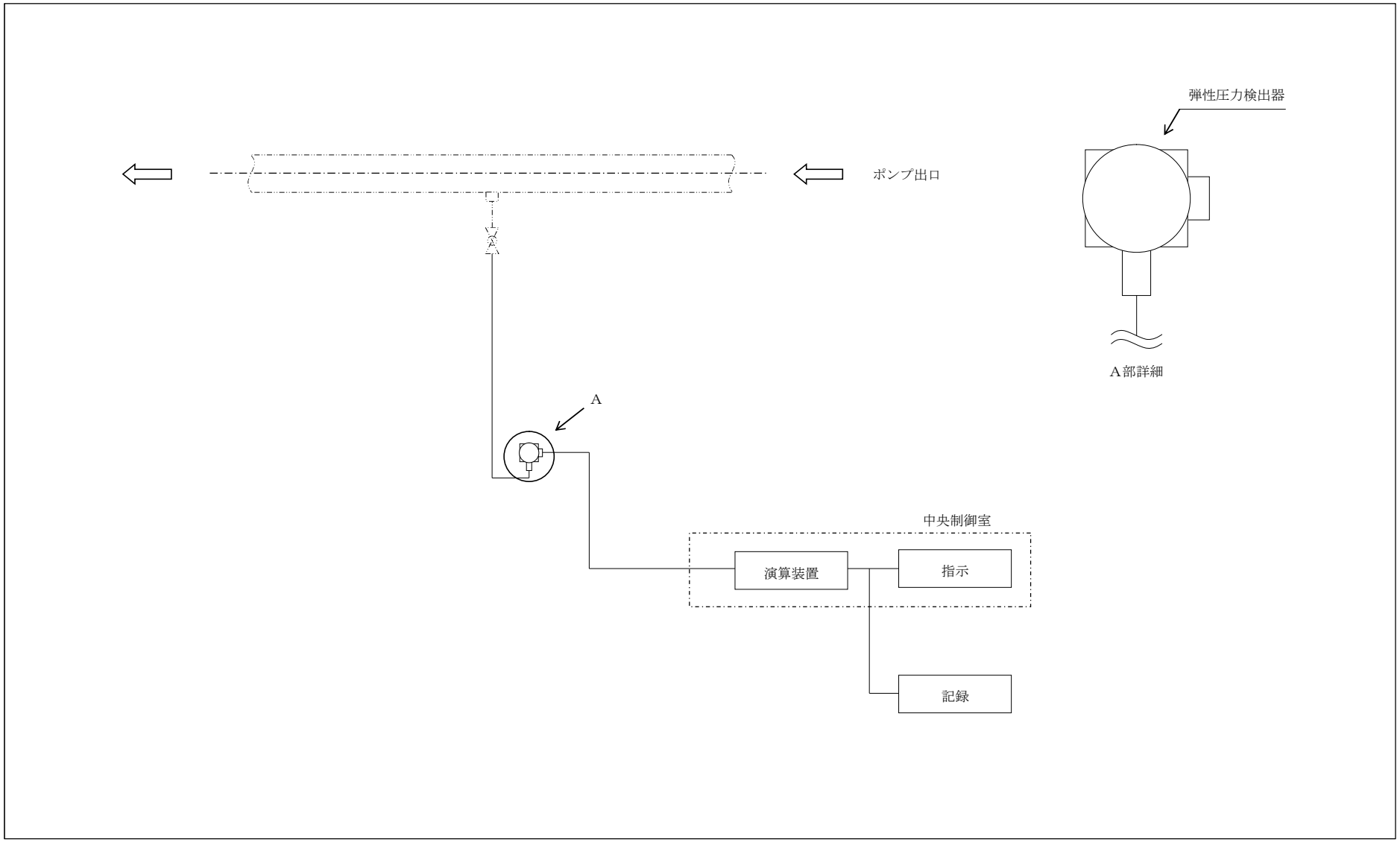
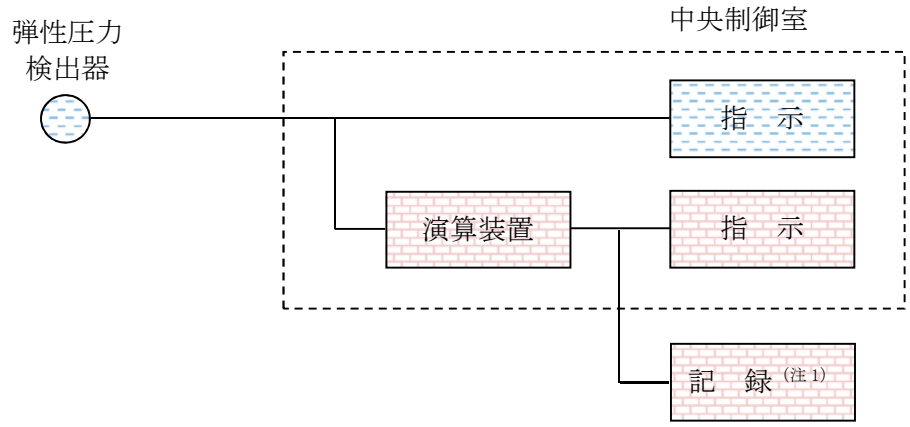


図 3.1.9-20　検出器の構造図（代替循環冷却系ポンプ吐出圧力）

(11)　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-21　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-22 検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-32　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.2.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 3.1.9-21　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

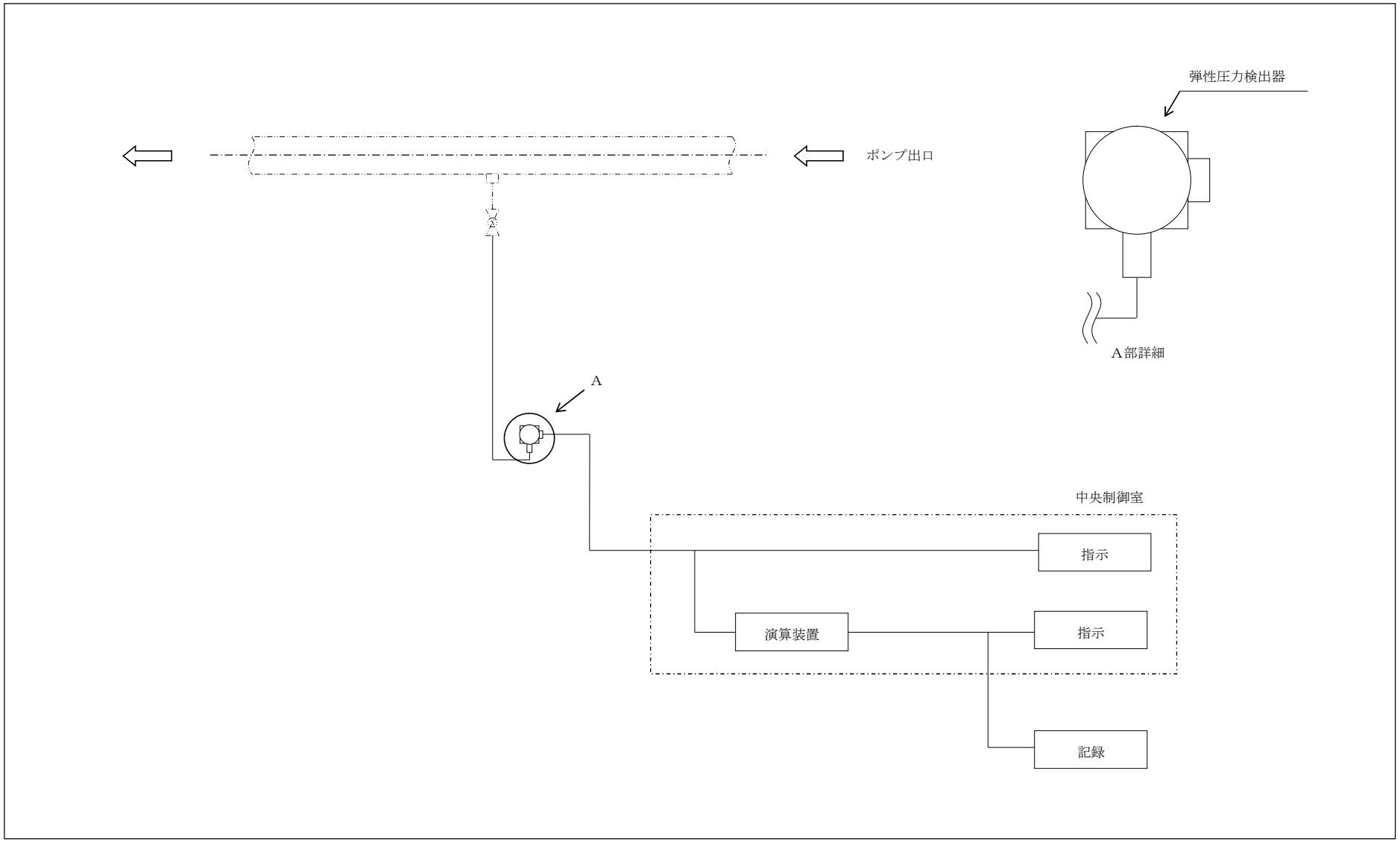
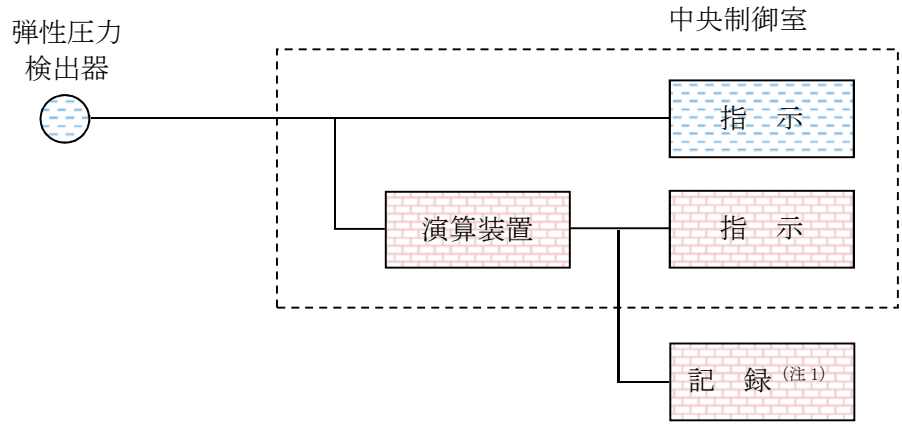


図 3.1.9-22　検出器の構造図（原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）

(12)　高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-23　高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-24 検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-32　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.2.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

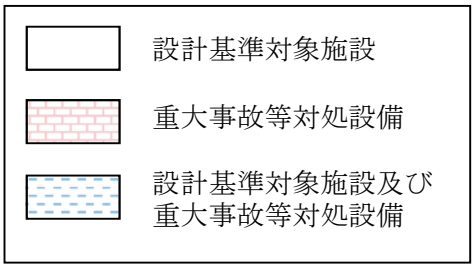


図 3.1.9-23　高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

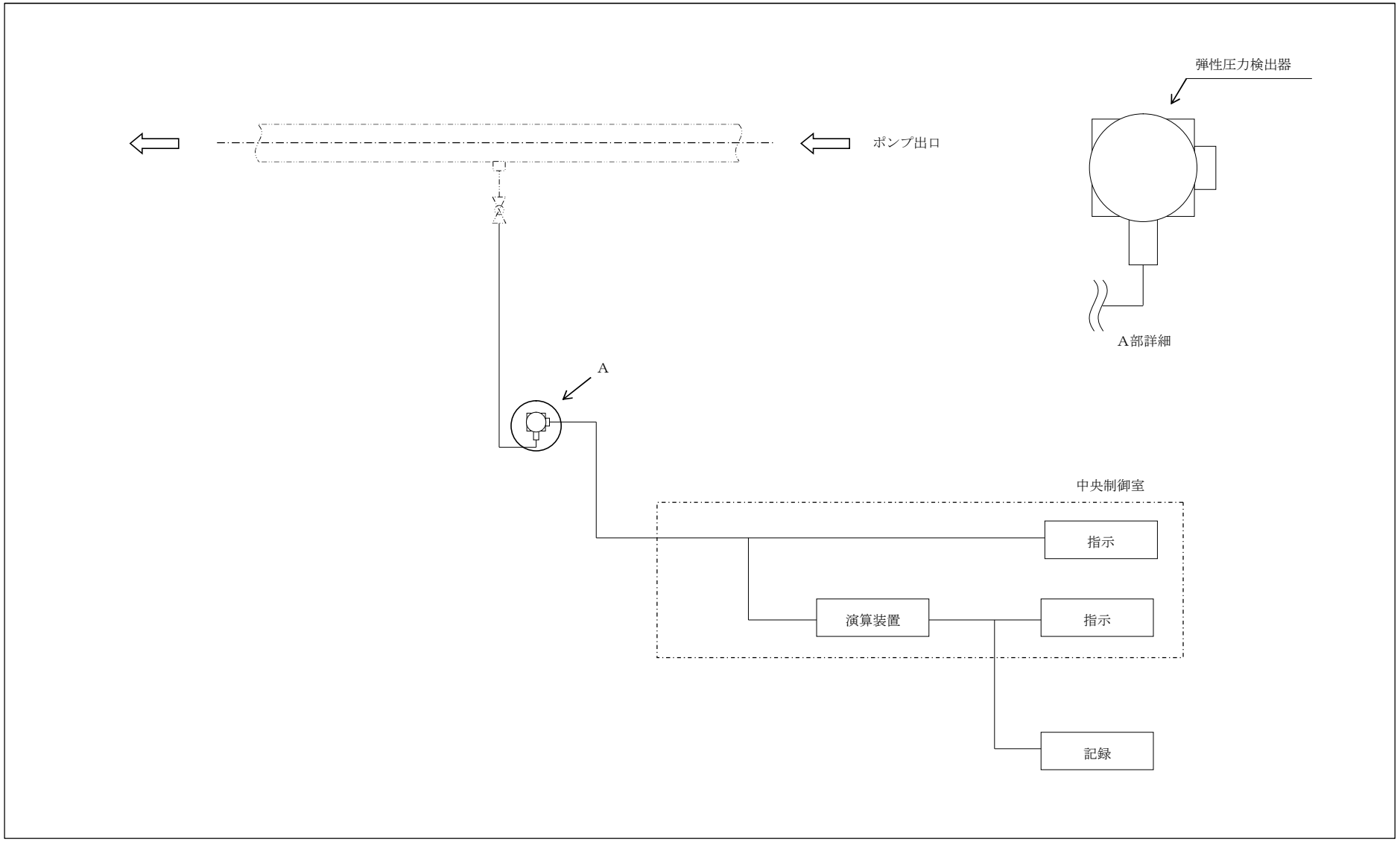
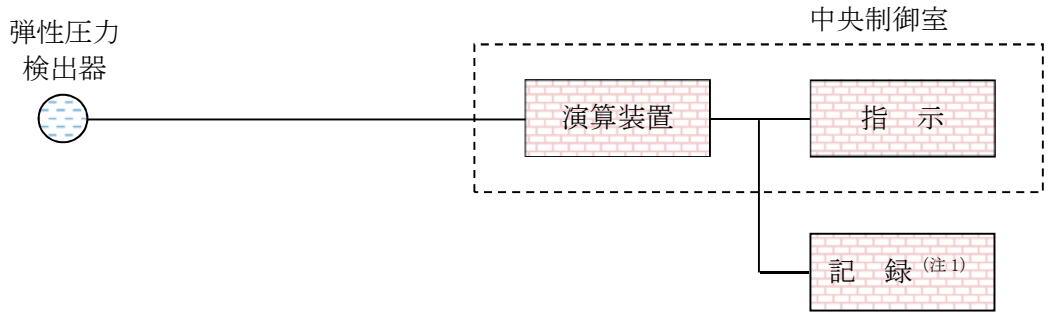


図 3.1.9-24　検出器の構造図（高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）

(13)　低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-25　低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-26 検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-32　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.2.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

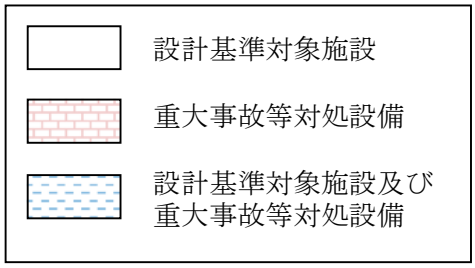


図 3.1.9-25　低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

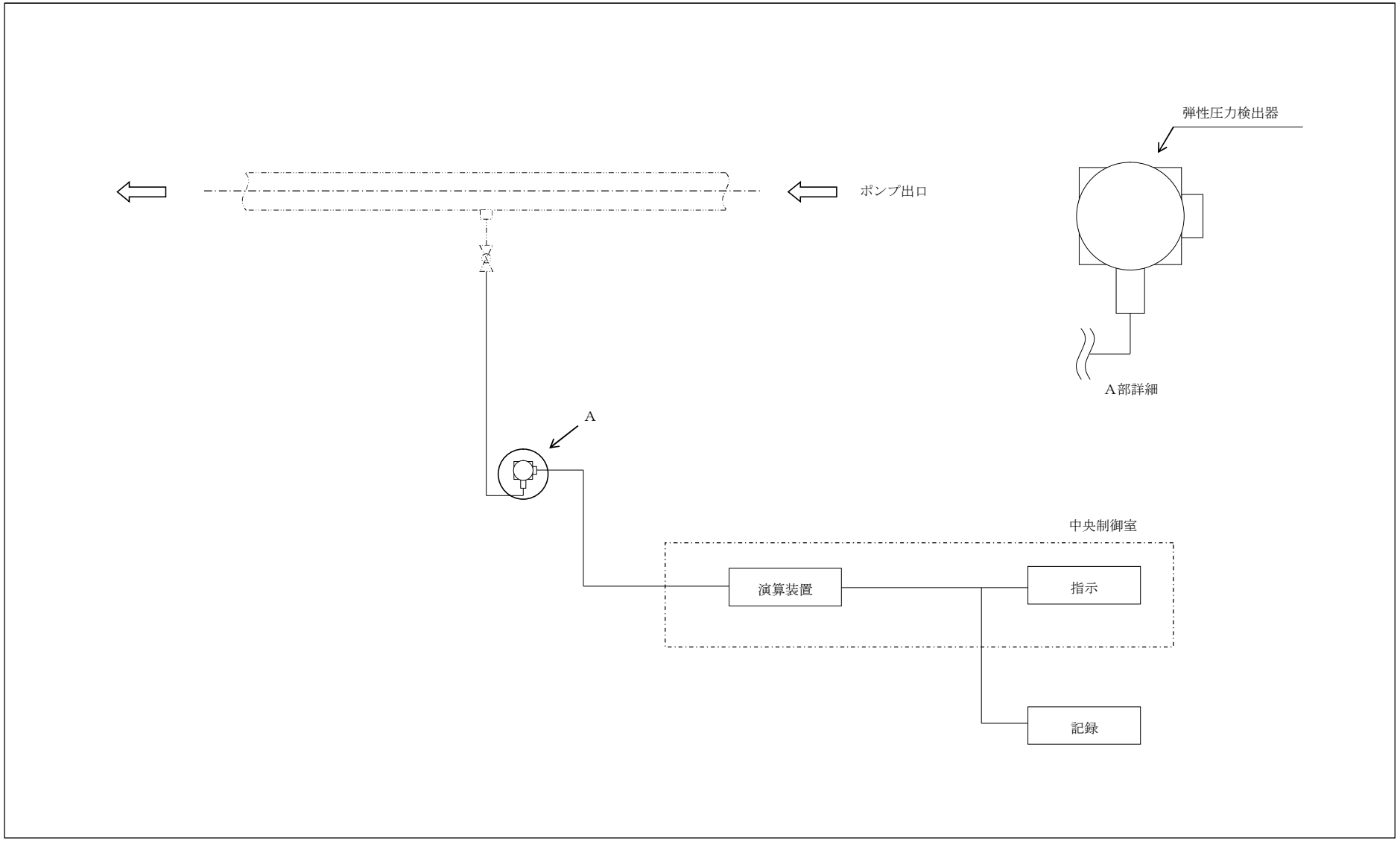
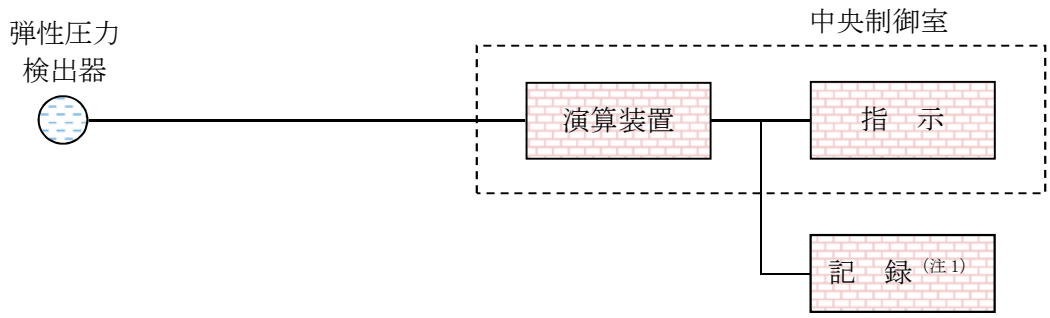


図 3.1.9-26　検出器の構造図（低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）

(14)　残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電気信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-27　残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」，「図 3.1.9-28　検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ吐出圧力）」及び「図 3.1.9-32　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.2.00 m）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

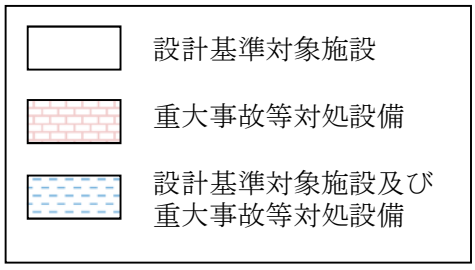


図 3.1.9-27　残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

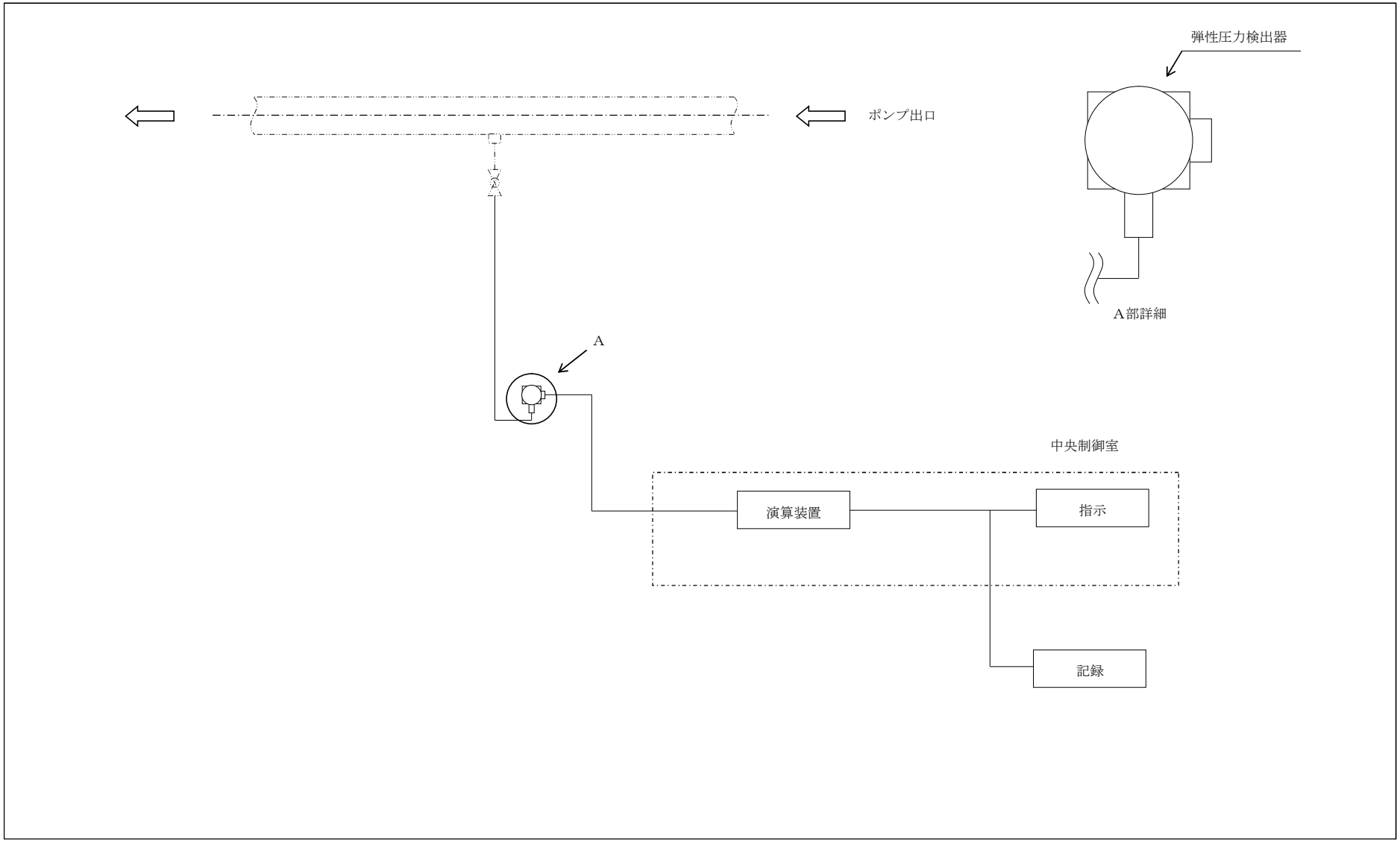


図 3.1.9-28　検出器の構造図（残留熱除去系ポンプ吐出圧力）

(15)　可搬型計測器

可搬型計測器は，重大事故等対処設備の機能を有しており，重大事故等時が発生し，計測に必要な計器電源が喪失した場合に，当該重大事故等の対処に必要なパラメータのうち表 3.1.9-1 に示すパラメータを計測する計器について，重大事故等対応要員が可搬型計測器を検出器に接続する。重大事故等対応要員は検出器からの温度指示の監視，又は電流信号を計測した後，換算表を用いて圧力，水位及び流量に換算して監視するとともに，記録用紙に記録し，保存する。記録及び保存については，「3．2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.9-29　可搬型計測器の概略構成図」，「図 3.1.9-30　検出器の構造図（可搬型計測器）」，「表 3.1.9-1　可搬型計測器の測定対象パラメータ」，「図 3.1.9-33　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.18.00 m）」，「図 3.1.9-36　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.30.30 m）」及び「表 4-2　可搬型計測器の測定範囲」参照。）

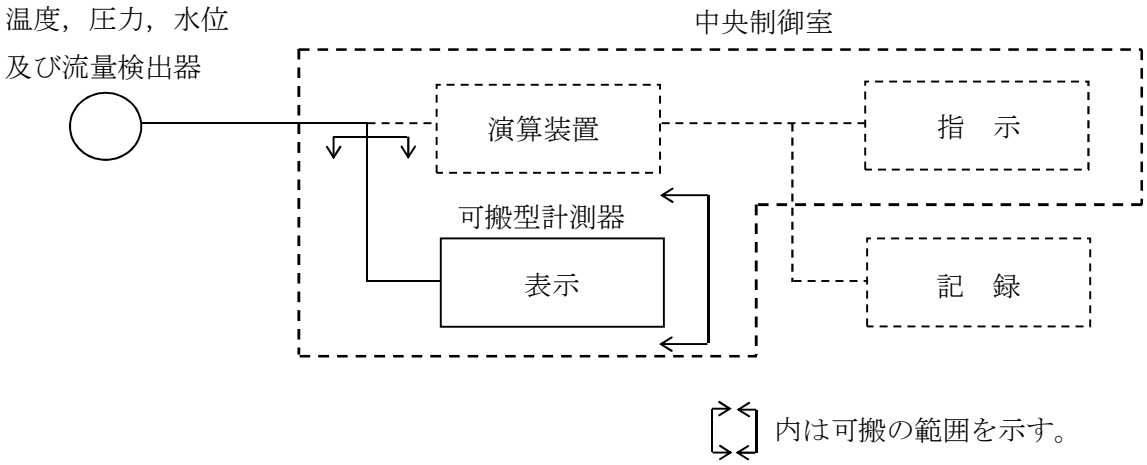
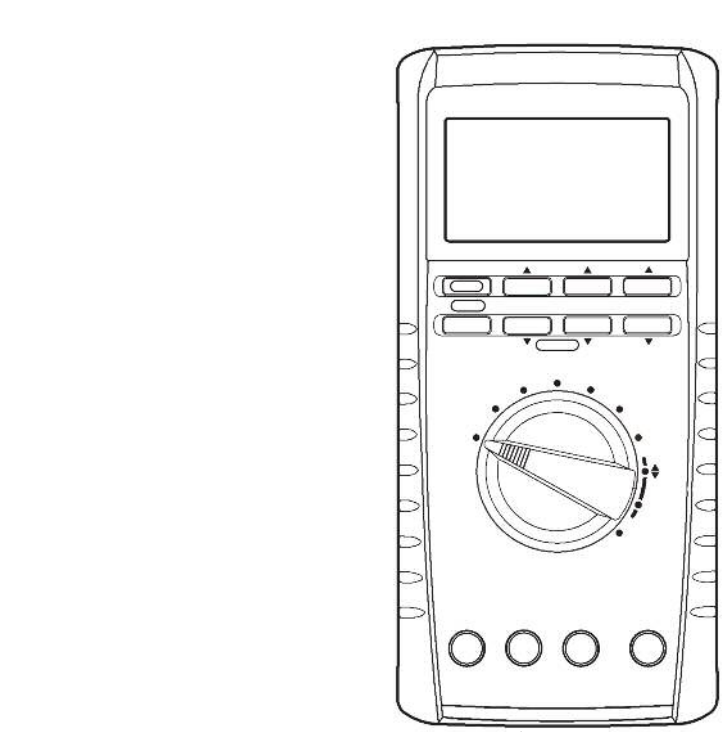
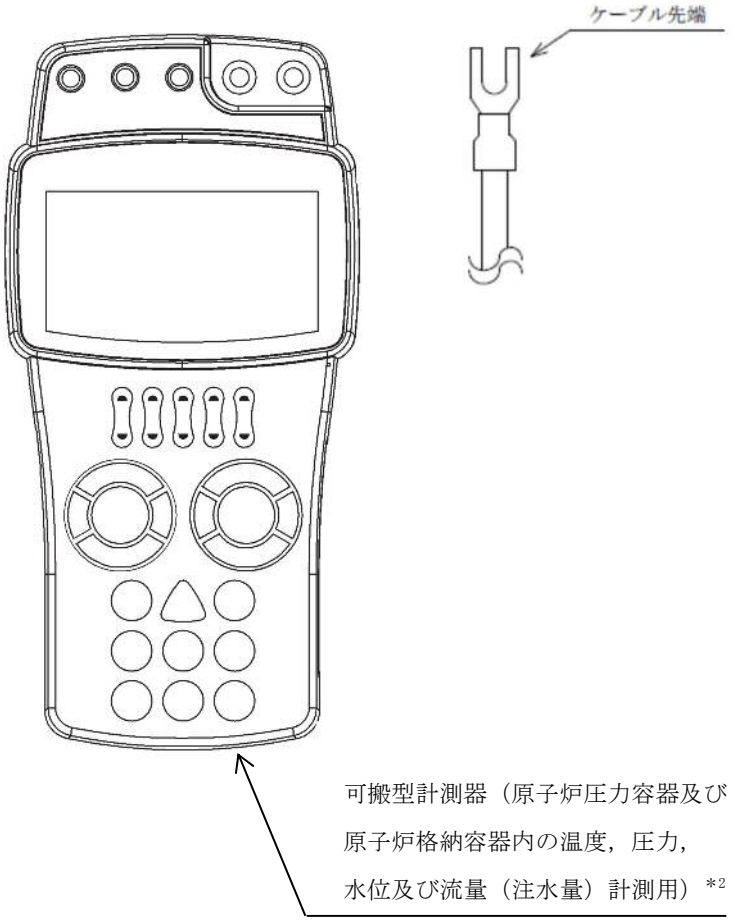


図 3.1.9-29　可搬型計測器の概略構成図



可搬型計測器（原子炉圧力容器及び
原子炉格納容器内の圧力，水位及び
流量（注水量）計測用）*1



可搬型計測器（原子炉圧力容器及び
原子炉格納容器内の温度，圧力，
水位及び流量（注水量）計測用）*2

注記　＊1：可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）を 19 個（予備 19 個）保管する。
　　＊2：可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用）を 20 個（予備 20 個）保管する。

図 3.1.9-30　検出器の構造図（可搬型計測器）

表 3.1.9-1　可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ		
原子炉圧力容器温度	原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置水位
高圧代替注水系系統流量	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	フィルタ装置圧力
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	フィルタ装置スクラビング水温度
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	ドライウェル圧力	残留熱除去系海水系系統流量
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	サプレッション・チェンバ圧力	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	サプレッション・プール水温度	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
代替循環冷却系原子炉注水流量	ドライウェル雰囲気温度	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
代替循環冷却系ポンプ入口温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器入口温度	格納容器下部水温	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器出口温度	代替淡水貯槽水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
原子炉隔離時冷却系系統流量	西側淡水貯水設備水位	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
高圧炉心スプレイ系系統流量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低圧炉心スプレイ系系統流量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系系統流量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）
原子炉圧力（ＳＡ）	サプレッション・プール水位	使用済燃料プール温度（ＳＡ）
原子炉水位（広帯域）	格納容器下部水位	

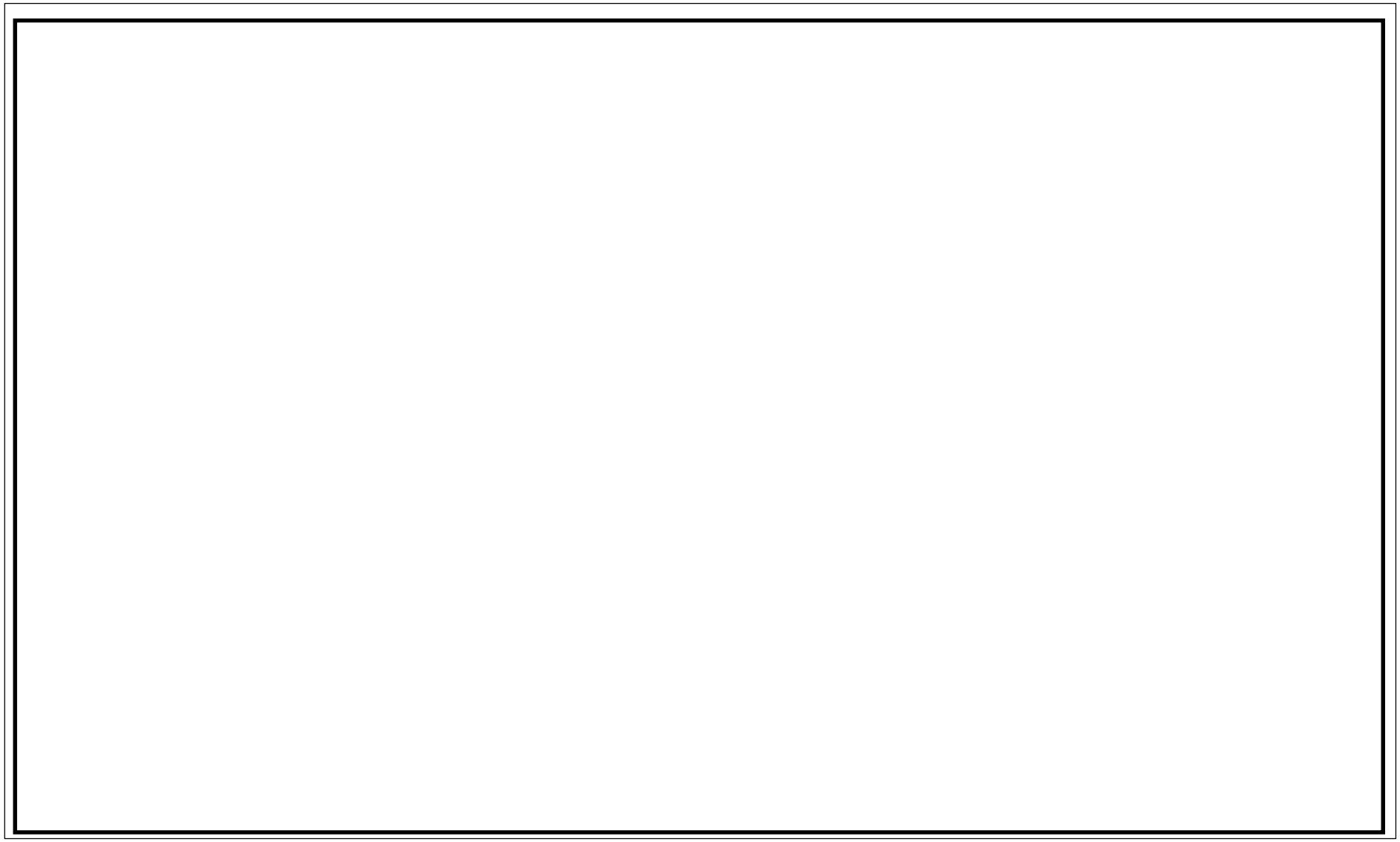


図 3.1.9-31　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.-4.00 m）

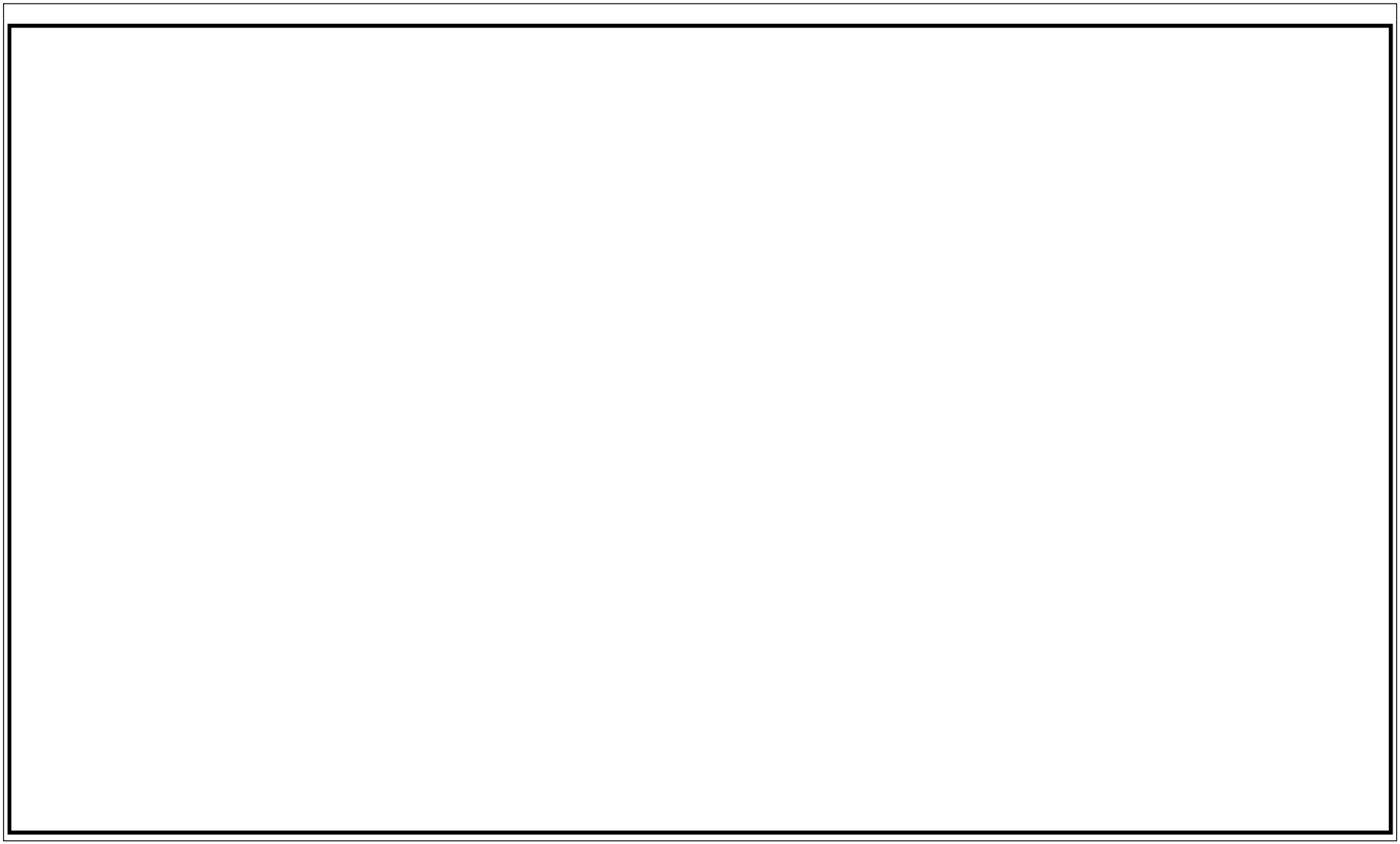


図 3.1.9-32　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.2.00 m）

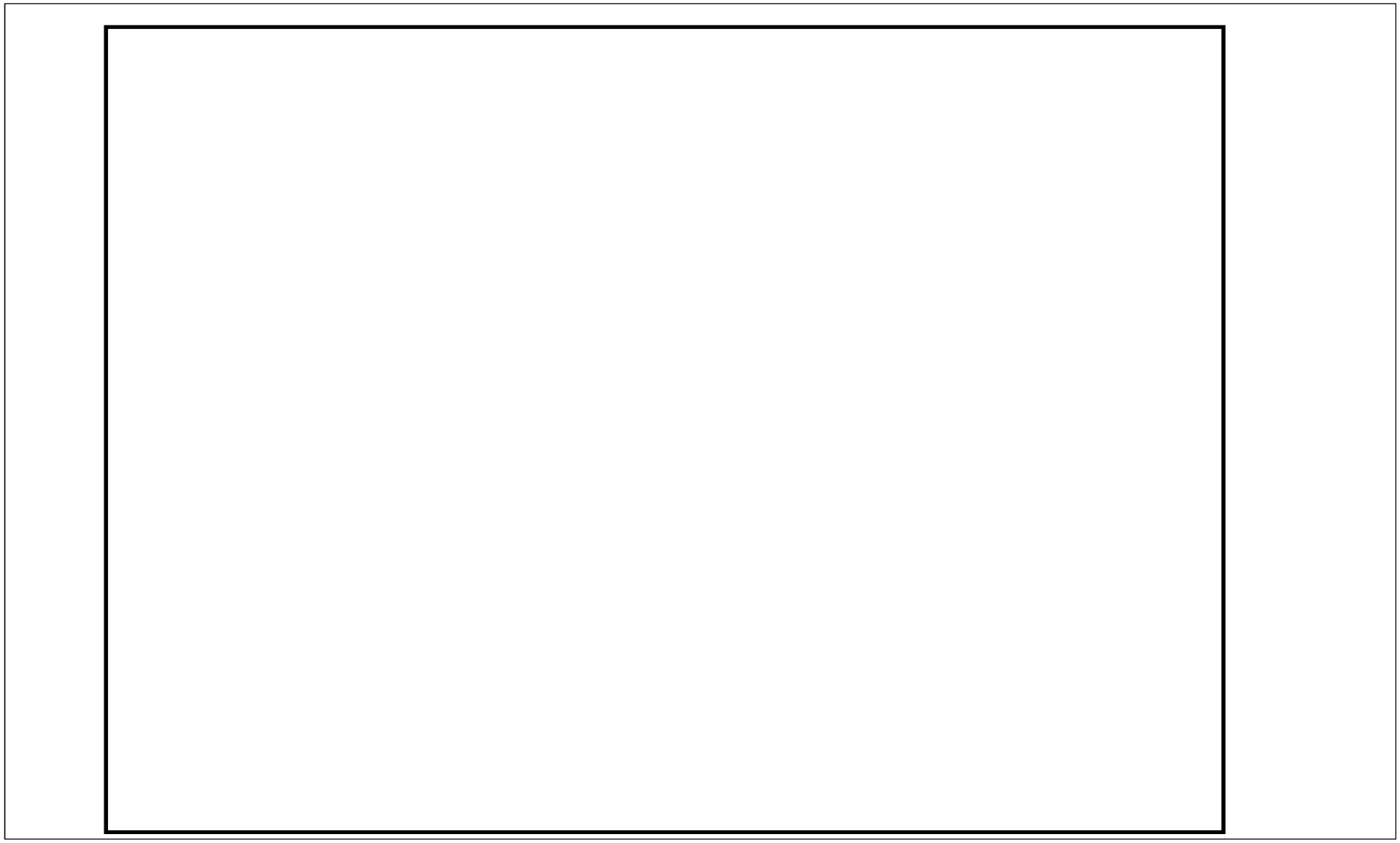


図 3.1.9-33　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.18.00 m）

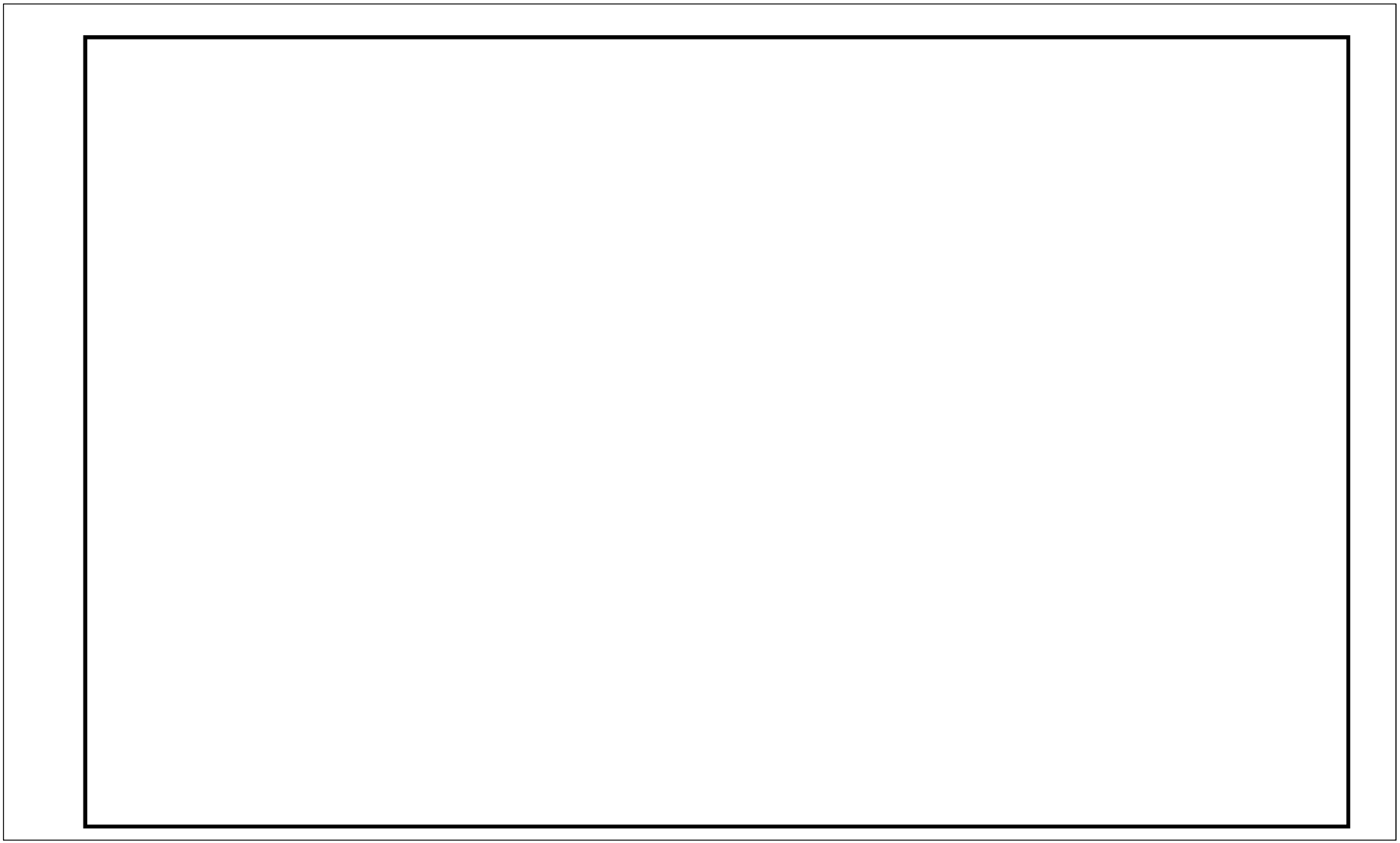


図 3.1.9-34　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.22.00 m）

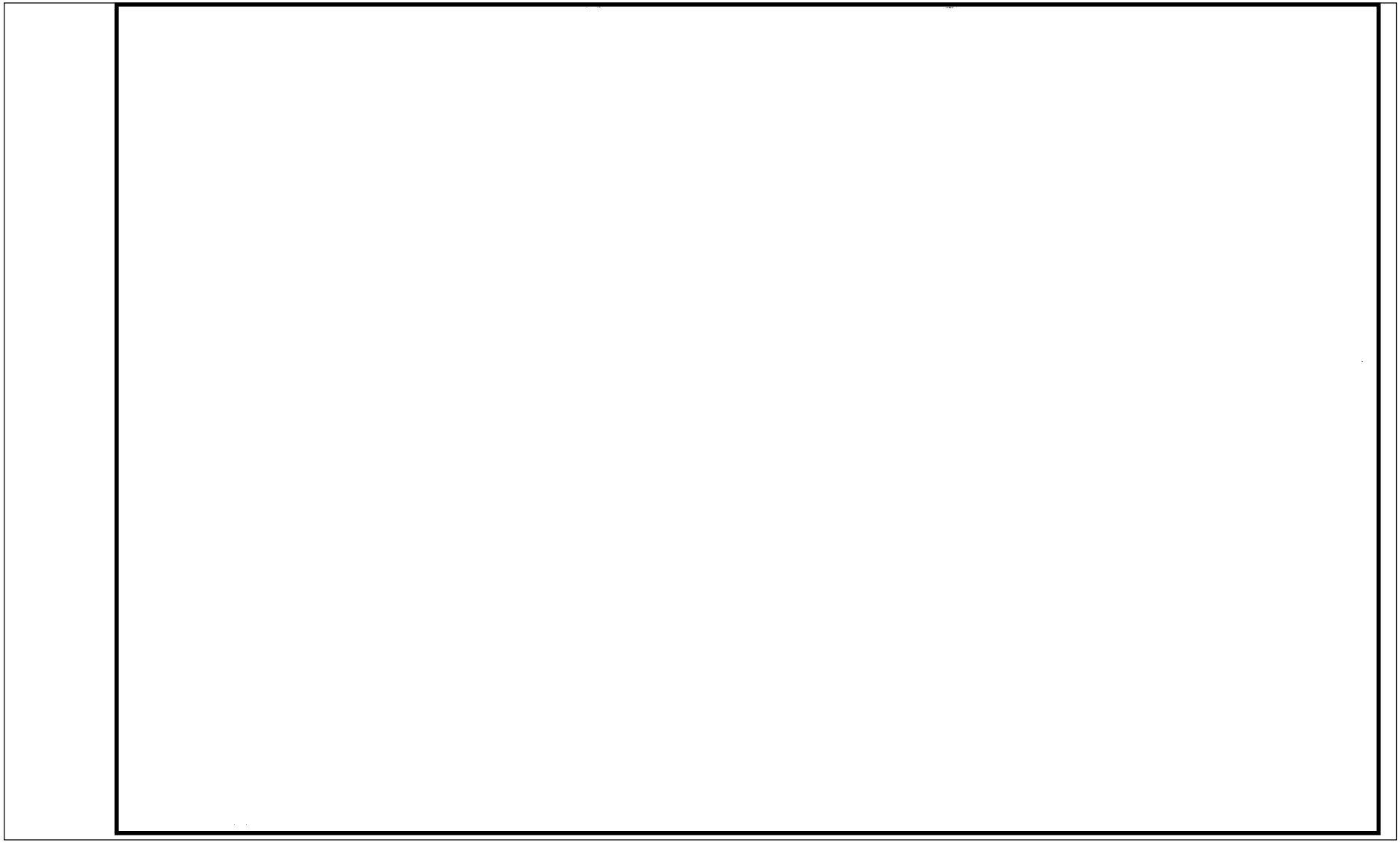


図 3.1.9-35　検出器の取付箇所を明示した図面（屋外 EL.約 8 m）

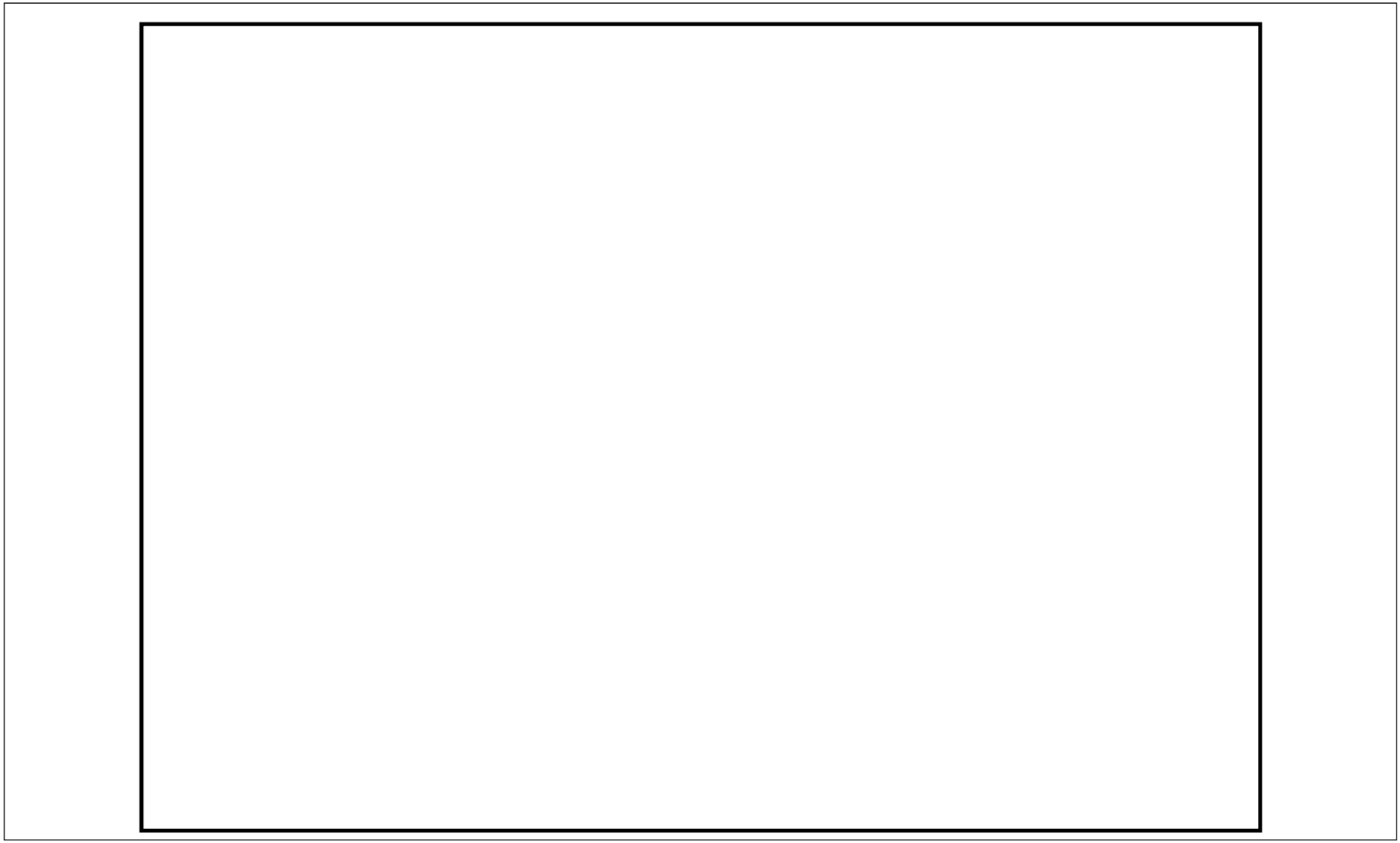


図 3.1.9-36　検出器の取付箇所を明示した図面（EL.30.30 m）

3.2　計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

3.2.1　計測結果の指示又は表示

「3.1　計測装置の構成」に示したパラメータは中央制御室に，原則，指示又は表示するとともに，緊急時対策支援システム伝送装置に記録，保存できる設計とする。表3.2.1-1に計測装置の計測結果の指示，表示及び記録を示す。

3.2.2　設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に，原則，確実に記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。制御棒の位置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度の計測結果は，プロセス計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに，一次冷却材の不純物の濃度については，断続的な試料の分析を行い，従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表3.2.2-1に示す。

3.2.3　重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは，原則，緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録，保存できる設計とする。保存した記録は，電源喪失により失われないとともに，帳票に出力できる設計とする。また，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分，記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう，14日以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても，可搬型計測器により記録できる設計とする。

表 3.2.1-1　計測装置の計測結果の指示，表示及び記録(1／2)

計測装置	指示又は表示	記録 (注)
起動領域計装	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
出力領域計装	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力容器温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧代替注水系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系原子炉注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系ポンプ入口温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系熱交換器入口温度	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系熱交換器出口温度	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉隔離時冷却系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉圧力（ＳＡ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位（広帯域）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位（燃料域）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
ドライウェル圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・チェンバ圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・プール水温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置

表 3.2.1-1　計測装置の計測結果の指示，表示及び記録（2／2）

計測装置	指示又は表示	記録 (注)
ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器下部水温	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替淡水貯槽水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
西側淡水貯水設備水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
サプレッション・プール水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
格納容器下部水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉建屋水素濃度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置入口水素濃度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置水位	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
フィルタ装置スクラビング水温度	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系海水系系統流量	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置

（注）記録計及び緊急時対策支援システム伝送装置は，自動で記録する設計とし，記録計の記録紙は取り替えて保存する。緊急時対策支援システム伝送装置の記録は電磁的に記録，保存し，重大事故等が発生した場合には保存容量（14 日以上）を超える前に帳票に出力し保存する。

表 3.2.2-1　記録を保存する計測項目と計測装置等

計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	起動領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	制御棒位置
一次冷却材の不純物の濃度	分析装置
原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力，温度及び流量	主蒸気圧力
	主蒸気温度
	主蒸気流量
	給水圧力
	給水温度
	給水流量
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位
	原子炉水位（広帯域）
原子炉格納容器内の圧力，温度及び可燃性ガスの濃度	ドライウェル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	ドライウェル雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器内水素濃度
	格納容器内酸素濃度

その他の計測項目については，添付書類「Ⅴ-1-3-1　使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び添付書類「Ⅴ-1-7-1　放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.3　安全保護装置

安全保護装置は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として，原子炉緊急停止系の構成例を「図 3.3-1　原子炉緊急停止系の構成例」に示す。

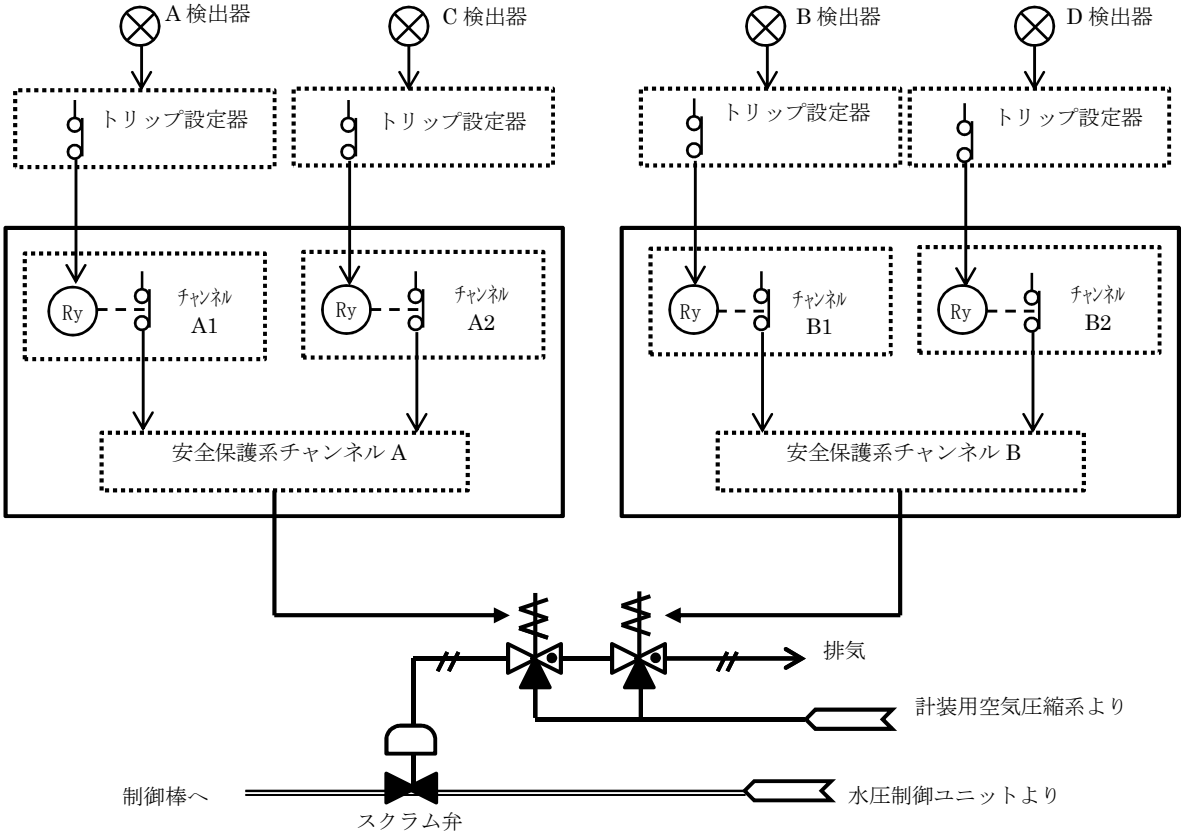


図 3.3-1　原子炉緊急停止系の構成例

3.3.1　不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち，アナログ回路で構成する機器は，外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止，物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離，外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止，物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより，システムの据付，更新，試験，保守等で，承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じる

NT2 補② V-1-5-1 R2

ことで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず,又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

(1)　外部ネットワークと物理的な分離

安全保護装置は，盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は，盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。

(2)　外部ネットワークと機能的な分離

安全保護装置は，統合原子力防災ネットワークに接続されている緊急時対策支援システム伝送装置等外部からの侵入に対して，防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。(「図 3.3.1-1　外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」参照。)

(3)　コンピュータウイルスが動作しない環境

安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。

(4)　物理的及び電気的アクセスの制限

人的侵入や不正行為が発生しないように，発電所への入域の出入管理，盤の施錠，部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに，安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のパスワード管理により電気的アクセスを制限する設計とする。

(5)　システムの導入段階，更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策

安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は,「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規定」(JEAC4620-2008) 及び「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008)，又は米国 Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて，設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。(「図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認 (JEAG4609)」及び「表 3.3.1-1　各検証項目における検証内容」参照)

(6)　有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止

外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離，コンピュータウイルスが動作しない環境，物理的及び電気的アクセスの制限，システムの導入段階，更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。

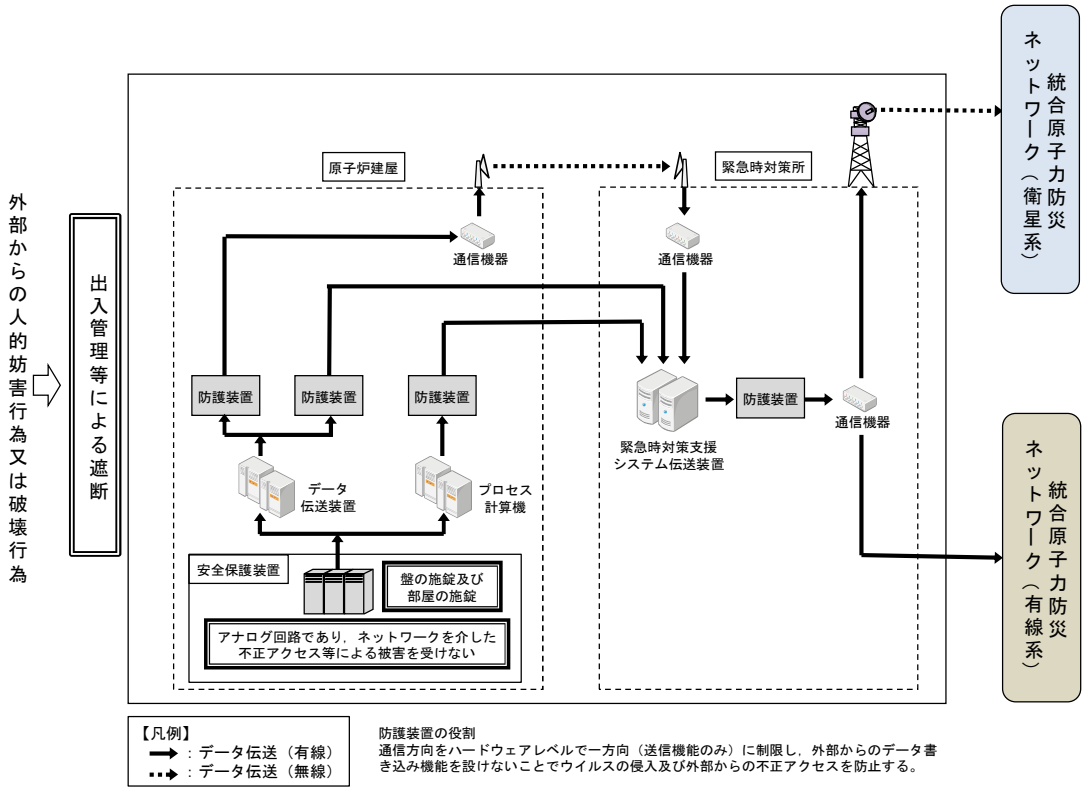


図 3.3.1-1　外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図

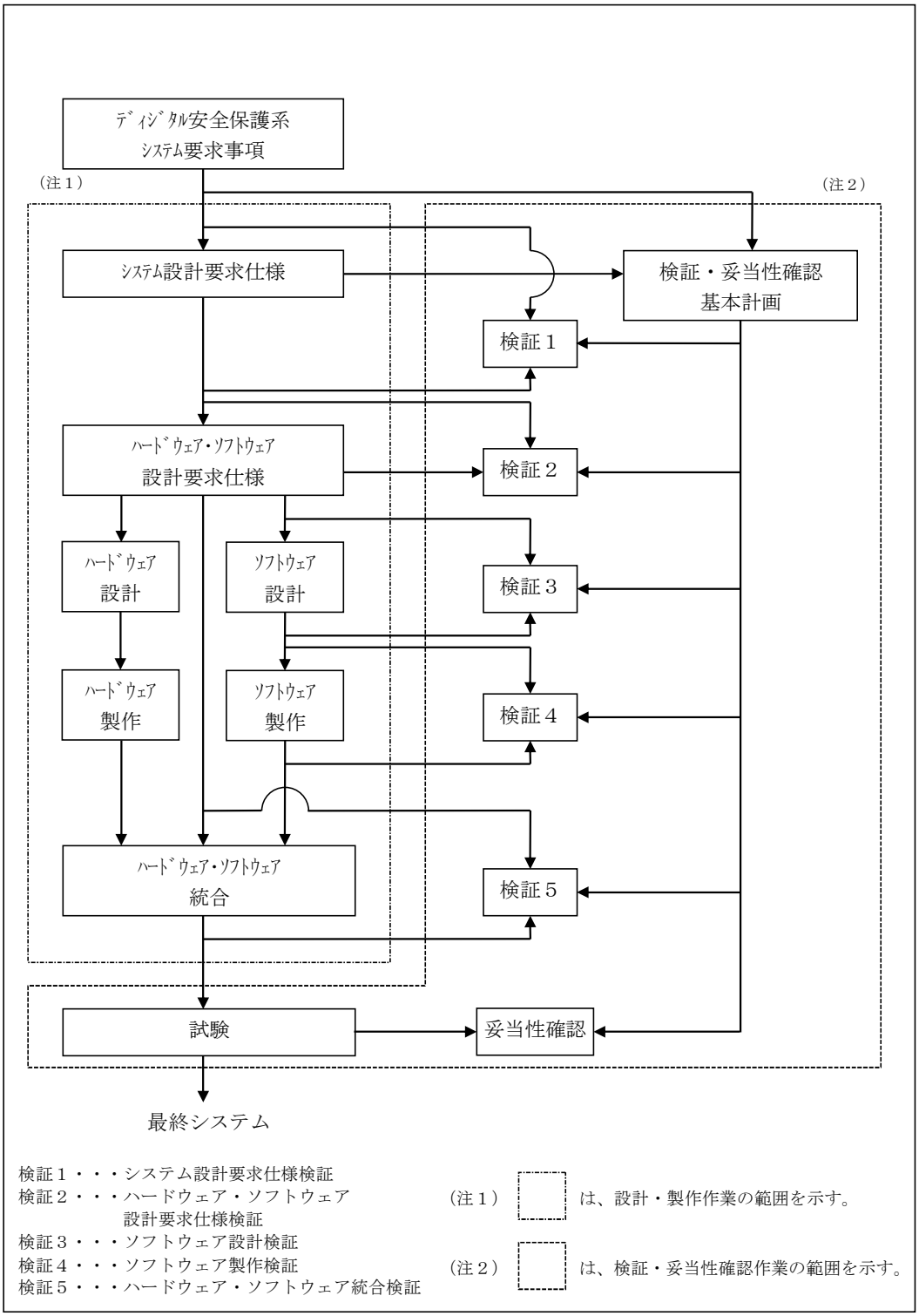


図 3.3.1-2　検証及び妥当性確認（JEAG4609）

表 3.3.1-1　各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証１	JEAC4620 のディジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証２	システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証３	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証４	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証５	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが，JEAC4620 のディジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。

NT2 補② V-1-5-1 R2

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については，共通する基本的な考えについて以下に示し，「表 4-1　計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また，重大事故等が発生し，計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を「表 4-2　可搬型計測器の測定範囲」に示す。

重大事故等対処設備については，重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測（パラメータの推定を含む）する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。

【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は，計測を期待されるプラント条件において，警報設定値を包絡し，制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して，総合的な判断をもって設定することを基本とする。

制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは，定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや，最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は，設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように，いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから，各パラメータにおいては，ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や，プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など，当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。

重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については，添付書類「Ⅴ-1-1-6　安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等）を明確化するとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし，確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

表 4-1　計測装置の計測範囲（1／8）

名称		計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
			通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域計装	中性子源領域	10^{-1}～10^{6} cps（1×10^{3}～1×10^{9} $cm^{-2}s^{-1}$）					発電用原子炉の停止時から起動時の中性子束 [redacted] を測定できる範囲に設定。 重大事故等時に発電用原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。中性子源領域が測定できる範囲を超えた場合は，中間領域，出力領域計装によって監視可能。
	中間領域	0～40 %又は 0～125 %*2（1×10^{8}～1.5×10^{13} $cm^{-2}s^{-1}$）					発電用原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として，中性子源領域とのオーバラップを考慮して設定している。
出力領域計装		0 %～125 %*3（10^{12}～10^{14} $cm^{-2}s^{-1}$）					発電用原子炉の起動時から定格出力運転時，運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として設定している。 設計基準事故時及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻であるため，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域」「中性子源領域」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

表 4-1　計測装置の計測範囲（2／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～500 ℃					重大事故等時において，損傷炉心の冷却状態を把握，適切に対応するための判断基準である［　　］に対して，原子炉圧力容器温度（0～500 ℃）を設定する。
高圧代替注水系系統流量	0～50 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧代替注水系系統流量［　　］に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量［　　］に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量［　　］が計測可能な範囲とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量［　　］に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量［　　］が計測可能な範囲とする。
代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器注水時における最大流量［　　］に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100 ℃					代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度［　　］に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1　計測装置の計測範囲（3／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300 ℃					残留熱除去系の運転時における残留熱除去系系統水の最高使用温度 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300 ℃					残留熱除去系の運転時における残留熱除去系系統水の最高使用温度 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系系統流量	0～600 L/s					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系ポンプの最大注水量 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0～10.5 MPa					原子炉圧力容器最高使用圧力 [redacted] の 1.2 倍 [redacted] を包絡する範囲として設定する。
原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5 MPa					重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。

表 4-1　計測装置の計測範囲（4／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉水位（広帯域）	-3800～1500 mm*4					炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）を監視可能である。
原子炉水位（燃料域）	-3800～1300 mm*5					炉心の冷却状況を把握する上で，燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	-3800～1500 mm*4					炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）を監視可能である。
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	-3800～1300 mm*5					炉心の冷却状況を把握する上で，燃料有効長底部まで監視可能である。
ドライウェル圧力	0～1 MPa[abs]					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉格納容器の限界圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チェンバ圧力	0～1 MPa[abs]					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉格納容器の限界圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・プール水温度	0～200 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・プール水温度 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界圧力（620 kPa[gage]）におけるサプレッション・プール水の飽和温度 [redacted] を監視可能である。
ドライウェル雰囲気温度	0～300 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，ドライウェル雰囲気温度 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界温度 [redacted] を監視可能である。
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200 ℃					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界温度 [redacted] を監視可能である。

表 4-1　計測装置の計測範囲（5／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100 ％					重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 を計測可能な範囲とする。
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25 ％					重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 を計測可能な範囲とする。
格納容器下部水温	0～500 ℃					原子炉格納容器下部底部にデブリが落下又は堆積した際に温度上昇又は高温のデブリが検出器接触し指示値がダウンスケールすることでデブリの落下・堆積が検知可能である。
代替淡水貯槽水位	0～20 m					重大事故等時において，代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル を監視可能である。
西側淡水貯水設備水位	0～6.5 m					西側淡水貯水設備の水槽底部より 上から＋5 m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	0～500 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量 に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	0～500 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量 に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0～200 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量 に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300 m^3/h					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1　計測装置の計測範囲（6／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サプレッション・プール水位	-1～9 m*6					ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ：通常水位 ）を把握できる範囲を監視可能である。重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・プール水位（ *6）に余裕を見込んだ設定とする。（サプレッション・プール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（ m）を監視可能。）
格納容器下部水位	0.50 m*7, *8 0.95 m*7, *8					原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，原子炉圧力容器破損後（デブリ堆積高さ< *7の場合）に溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
	1.05 m*7, *8					原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，原子炉圧力容器破損前に溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
	2.25 m*7, *8 2.75 m*7, *8					原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，原子炉圧力容器破損後（デブリ堆積高さ≧ *7の場合）に溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。
原子炉建屋水素濃度	0～10 %					重大事故等時において，水素と酸素の可燃限界濃度（水素濃度： を監視可能である。（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である に低減する。）
	0～20 %					
フィルタ装置入口水素濃度	0～100 %					格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 未満であることを監視可能。原子炉格納容器内水素濃度の最大値（ （ドライ条件））を監視可能。

表 4-1　計測装置の計測範囲（7／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置水位	180～5500 mm					系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲（　　）及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲（　　）を監視可能。
フィルタ装置圧力	0～1 MPa					格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（　　）を監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300 ℃					格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（　　）を監視可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550 L/s					残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（　　）を監視可能。
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800 m^3/h					緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（　　）を監視可能。
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50 m^3/h					緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（　　）を監視可能。
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（　　）に余裕を見込んだ設定とする。
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（　　）に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1　計測装置の計測範囲（8／8）

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4 MPa					重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 [redacted] に余裕を見込んだ設定とする。

注記　＊1：プラント状態の定義は，以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。

・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は希であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

＊2：各測定レンジにおける出力比を示す。

＊3：定格出力時の値に対する比率で示す。

＊4：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより[redacted]上とする。（蒸気乾燥器スカート下端）

＊5：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより[redacted]上とする。（燃料有効長頂部）

＊6：基準点は，通常運転水位 EL.[redacted]

＊7：格納容器下部底面（コリウムシールド上表面）からの高さ。

＊8：水位が検出器に到達した場合に ON になる。

表 4-2　可搬型計測器の測定範囲（1／3）

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
原子炉圧力容器温度	0～500 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 900 ℃程度までの温度測定が可能。
高圧代替注水系系統流量	0～50 L/s	0～50 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500 m^3/h	0～500 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80 m^3/h	0～80 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300 m^3/h	0～300 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80 m^3/h	0～80 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150 m^3/h	0～150 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 ℃程度までの温度測定が可能。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300 ℃	
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300 ℃	
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50 L/s	0～50 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500 L/s	0～500 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600 L/s	0～600 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系系統流量	0～600 L/s	
原子炉圧力	0～10.5 MPa	0～10.5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5 MPa	
原子炉水位（広帯域）	-3800～1500 mm	-3800～1500 mm[*1] に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位（燃料域）	-3800～1300 mm	-3800～1300 mm[*2] に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	-3800～1500 mm	-3800～1500 mm[*1] に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	-3800～1300 mm	-3800～1300 mm[*2] に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2　可搬型計測器の測定範囲（2／3）

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
ドライウェル圧力	0～1 MPa[abs]	0～1 MPa[abs]に相当する検出器からの電気信号を計測。
サプレッション・チェンバ圧力	0～1 MPa[abs]	
サプレッション・プール水温度	0～200 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 ℃程度までの温度測定が可能。
ドライウェル雰囲気温度	0～300 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 ℃程度までの温度測定が可能。
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200 ℃	
格納容器下部水温	0～500 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 ℃程度までの温度測定が可能。
代替淡水貯槽水位	0～20 m	0～20 m に相当する検出器からの電気信号を計測。
西側淡水貯水設備水位	0～6.5 m	0～6.5 m に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	0～500 m^3/h	0～500 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	0～500 m^3/h	0～500 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0～200 m^3/h	0～200 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系 格納容器スプレイ流量	0～300 m^3/h	0～300 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
サプレッション・プール水位	-1～9 m	-1～9 m[*3] に相当する検出器からの電気信号を計測。
格納容器下部水位	0.50 m, 0.95 m 1.05 m, 2.25 m 2.75 m	検出器からの ON-OFF 信号に相当する電気信号を計測。
フィルタ装置水位	180～5500 mm	180～5500 mm に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置圧力	0～1 MPa	0～1 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
フィルタ装置 スクラビング水温度	0～300 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 ℃程度までの温度測定が可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550 L/s	0～550 L/s に相当する検出器からの電気信号を計測。

表 4-2　可搬型計測器の測定範囲（3／3）

監視パラメータ	常設計器の測定範囲	測定範囲等
緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	0～800 m^3/h	0～800 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	0～50 m^3/h	0～50 m^3/h に相当する検出器からの電気信号を計測。
常設高圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～10 MPa	0～10 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～5 MPa	0～5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
代替循環冷却系ポンプ 吐出圧力	0～5 MPa	0～5 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出圧力	0～10 MPa	0～10 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
高圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	0～10 MPa	
低圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	0～4 MPa	0～4 MPa に相当する検出器からの電気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4 MPa	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 ℃程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール水位・温度 （ＳＡ広域）	0～120 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500 ℃程度までの温度測定が可能。
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	0～120 ℃	検出器内部の温度素子の耐熱温度である 350 ℃程度までの温度測定が可能。

注記　＊1：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより［　　］上とする。（蒸気乾燥器スカート下端）

＊2：基準点は，原子炉圧力容器零レベルより［　　］上とする。（燃料有効長頂部）

＊3：基準点は，通常運転水位 EL.［　　］

Ⅴ-1-5-2　原子炉非常停止信号の設定値の根拠に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 1
3. 施設の詳細設計方針 2
4. 原子炉非常停止信号の設定値の根拠 3

1. 概要

本資料は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 35 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に関わる，原子炉非常停止信号の設定値の根拠について説明する。

今回，設計基準対象施設である，原子炉非常停止信号のうち，設定値を変更する原子炉水位低について説明する。なお，変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。

2. 基本方針

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため，原子炉緊急停止系と併せて機能する工学的安全施設の作動回路を設ける。原子炉非常停止信号については以下に示す。

(1) 原子炉圧力高
(2) 原子炉水位低
(3) ドライウェル圧力高
(4) 中性子束高
(5) スクラム水排出容器水位高
(6) 原子炉出力ペリオド短
(7) 中性子束計装動作不能
(8) 中性子束低
(9) 主蒸気管放射能高
(10) 主蒸気隔離弁閉
(11) 主蒸気止め弁閉
(12) 蒸気加減弁急速閉
(13) 原子炉モード・スイッチ「停止」
(14) 手動
(15) 地震加速度大

3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により，計装誤差を考慮して規定した設定範囲における原子炉スクラム動作が保証される。なお，設定値，セット値等の用語の説明は「表 3-1　設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

(1) 原子炉水位低

設定値を 1370 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 1372 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）に変更する。本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

表 3-1　設定値根拠の用語の説明

用　　語	説　　明
設定値	原子炉非常停止信号の上限値又は下限値。
設定範囲	原子炉非常停止信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から，セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり，設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4. 原子炉非常停止信号の設定値の根拠

名　　称	原子炉水位低
目 的 ／ 機 能	原子炉水位が通常運転水位よりも低下した場合，原子炉スクラムと同時に，主蒸気隔離弁を除く隔離弁を閉止し原子炉水位の低下を防止する。また，万一の放射性物質の原子炉建屋からの放出に備え原子炉建屋ガス処理系を起動する。
設　　定　　値	原子炉圧力容器零レベル*より 1372 cm 以上
設　定　範　囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1372 cm 以上，かつ，1388 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1372 cm 以上に設定する。

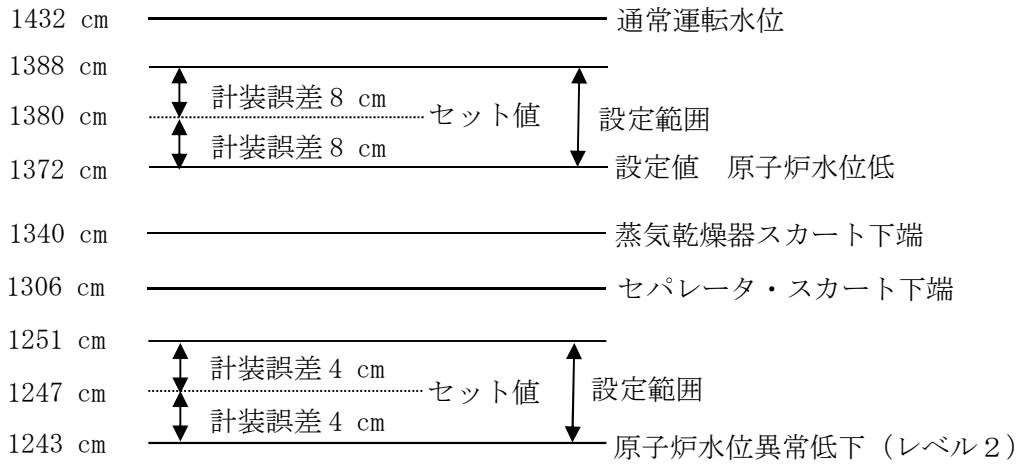
1. 通常運転水位よりも低い値であること。
2. 原子炉水位が蒸気乾燥器スカート及びセパレータ・スカート以下になると，水シールが不完全となり，湿分の多い蒸気がタービンへ流れ込む事になるため，設定値はこれらを考慮し，蒸気乾燥器スカート下端より上に余裕を加えた値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1372 cm に計装誤差 8 cm を考慮した 1380 cm とする。

設定範囲はセット値 1380 cm に対して計装誤差 8 cm を差し引いた 1372 cm から，計装誤差 8 cm を加算した 1388 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル２）の信号が最も早く発信される 1251 cm より高く設定する。

＊：原子炉圧力容器零レベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。



原子炉水位低設定値の概要図

Ⅴ-1-5-3　工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 1
2.1 工学的安全施設 1
2.2 その他の工学的安全施設 2
3. 施設の詳細設計方針 3
3.1 工学的安全施設 3
3.2 その他の工学的安全施設 5
4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠 7
4.1 工学的安全施設 7
4.2 その他の工学的安全施設 10

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる，工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

今回，設計基準対象施設である，工学的安全施設等の作動信号のうち，設定値を変更する，原子炉水位低，原子炉水位異常低下（レベル２）及び原子炉水位異常低下（レベル１）について説明する。なお，変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。重大事故等対処設備に関しては，工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから，本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため，原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

(1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル２），主蒸気管圧力低，主蒸気管放射能高，主蒸気管トンネル温度高，主蒸気管流量大，復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉水位異常低下（レベル２）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

(3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高，ドライウェル圧力高，原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

(4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウェル圧力高，原子炉水位異常低下（レベル２）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

(5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウェル圧力高，原子炉水位異常低下（レベル１）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

(6) 残留熱除去系

ドライウェル圧力高，原子炉水位異常低下（レベル１）のいずれかの信号により残留熱除去系（低圧注水系）は起動する。

(7) 自動減圧系

ドライウェル圧力高，原子炉水位異常低下（レベル１）の同時信号により自動減圧系は起動する。

2.2 その他の工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行させるため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により，再循環系ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

これらのその他の工学的安全施設の作動信号を発信させるための起動（信号）の考え方を以下に示す。

(1) ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち，「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印可され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，従来の原子炉圧力高（スクラム）信号とは別に「原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）」信号を新たに追加する。

また，原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため，原子炉がスクラムする原子炉水位低以下の「原子炉水位異常低下（レベル２）」信号を選定する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高（ＡＴＷＳ），原子炉水位異常低下（レベル２）のいずれかの信号により起動（作動）する。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉緊急停止系とは別の電磁弁からスクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉緊急停止系が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において，スクラム弁の空気はすでに原子炉緊急停止系のスクラム・パイロット弁より排出されていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち,「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印可され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため,「原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）」信号を選定する。

また,原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため,原子炉がスクラムする原子炉水位低以下の「原子炉水位異常低下（レベル２）」信号を選定する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高（ＡＴＷＳ），原子炉水位異常低下（レベル２）のいずれかの信号により起動（作動）する。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより再循環系ポンプの遮断器を動作させ，再循環系ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）が動作した場合において，再循環系ポンプはすでにトリップしていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

(3)　過渡時自動減圧機能

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして，高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下し，ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため，低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立を条件に「原子炉水位異常低下（レベル１）」信号を選定する。

過渡時自動減圧機能は，低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立を条件に「原子炉水位異常低下（レベル１）」の信号により起動（作動）する。

3.　施設の詳細設計方針

以下の設定方法により，計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお，設定値，セット値等の用語の説明は「表 3-1　設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1　工学的安全施設

(1)　主蒸気隔離弁

a.　原子炉水位異常低下（レベル２）

設定値を 1245 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 1243 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）に変更する。本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

a. 原子炉水位低

設定値を 1370 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 1372 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）に変更する。本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

b. 原子炉水位異常低下（レベル２）

3.1(1)a.と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

(3) 原子炉建屋ガス処理系

a. 原子炉水位低

3.1(2)a.と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

(4) 高圧炉心スプレイ系

a. 原子炉水位異常低下（レベル２）

3.1(1)a.と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

(5) 低圧炉心スプレイ系

a. 原子炉水位異常低下（レベル１）

設定値を 960 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）から運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析に使用している 961 cm（原子炉圧力容器零レベルより上）に変更する。本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

(6) 残留熱除去系

a. 原子炉水位異常低下（レベル１）

3.1(5)a.と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

(7) 自動減圧系

a. 原子炉水位異常低下（レベル１）

3.1(5)a.と同様。

4. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため

記載を省略する。

3.2　その他の工学的安全施設

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

a.　原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）

原子炉圧力高（スクラム）7.25 MPa 以下を考慮し，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

b.　原子炉水位異常低下（レベル２）

原子炉水位低による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し，原子炉水位異常低下（レベル２）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

a.　原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）

3.2(1)a.と同様。

4.　工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

b.　原子炉水位異常低下（レベル２）

3.2(1)b.と同様。

4.　工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠についても同様の記載のため記載を省略する。

(3)　過渡時自動減圧機能

a.　原子炉水位異常低下（レベル１）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため，残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力確立を条件として，自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル１）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

表 3-1　設定値根拠の用語の説明

用　　語	説　　明
設定値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から，セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり，設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4.　工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠

4.1　工学的安全施設

(1)　主蒸気隔離弁

a.　原子炉水位異常低下（レベル２）

名　　称	原子炉水位異常低下（レベル２）
目　的　／　機　能	原子炉水位が低下した場合に，原子炉からの冷却材流出を防止するために主蒸気隔離弁を閉止し，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的として，高圧炉心スプレイ系に起動信号を与える。
設　　定　　値	原子炉圧力容器零レベル*より 1243 cm 以上
設　定　範　囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1243 cm 以上，かつ，1251 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1243 cm 以上に設定する。

1.　原子炉水位低で原子炉スクラムし，水位が低下した場合においても，到達しない水位であること。

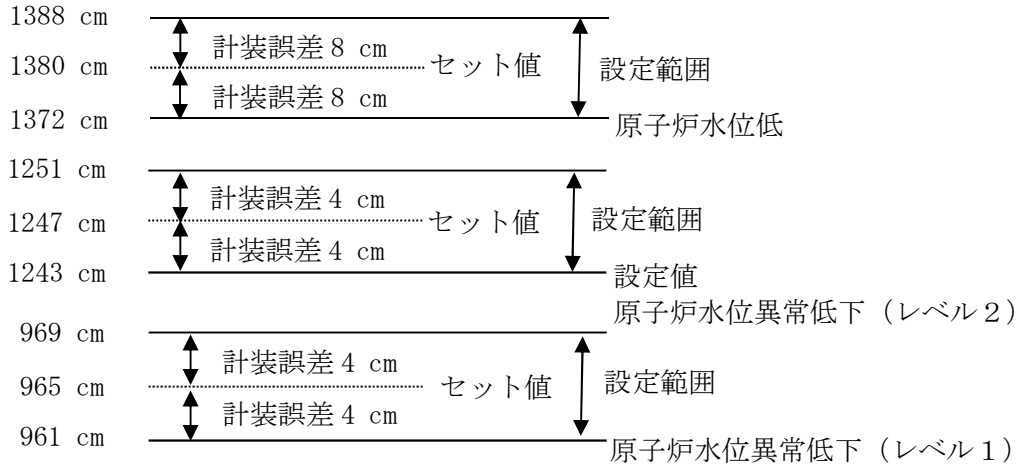
2.　給水が完全に喪失し，本水位に到達して主蒸気隔離弁が閉となった場合，原子炉隔離時冷却系の起動によって原子炉水位異常低下（レベル１）に到達しない水位であること。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1243 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 1247 cm とする。

設定範囲はセット値 1247 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 1243 cm から，計装誤差 4 cm を加算した 1251 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル１）の信号及び原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル１）の信号が最も早く発信される 969 cm より高く，かつ，原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 1372 cm より低く設定する。

＊：原子炉圧力容器零レベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。



原子炉水位異常低下（レベル２）設定値の概要図

(2) その他の原子炉格納容器隔離弁

a. 原子炉水位低

名　　称	原子炉水位低
目 的 ／ 機 能	原子炉水位が通常運転水位よりも低下した場合，原子炉スクラムと同時に，主蒸気隔離弁を除く隔離弁を閉止し原子炉水位の低下を防止する。また，万一の放射性物質の原子炉建屋からの放出に備え原子炉建屋ガス処理系を起動する。
設　　定　　値	原子炉圧力容器零レベル*より 1372 cm 以上
設　定　範　囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1372 cm 以上，かつ，1388 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1372 cm 以上に設定する。

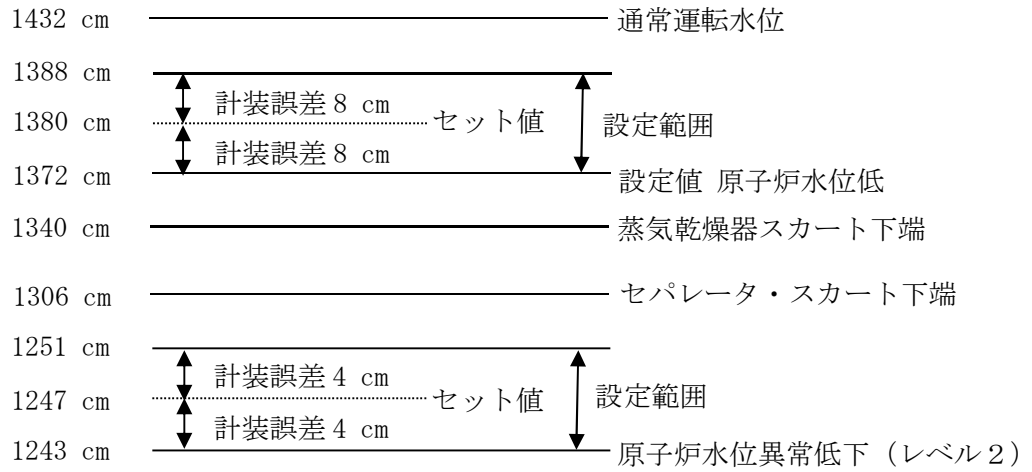
1. 通常運転水位よりも低い値であること。
2. 原子炉水位が蒸気乾燥器スカート及びセパレータ・スカート以下になると，水シールが不完全となり，湿分の多い蒸気がタービンへ流れ込む事になるため，設定値はこれらを考慮し，蒸気乾燥器スカート下端より上に余裕を加えた値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1372 cm に計装誤差 8 cm を考慮した 1380 cm とする。

設定範囲はセット値 1380 cm に対して計装誤差 8 cm を差し引いた 1372 cm から，計装誤差 8 cm を加算した 1388 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル２）の信号が最も早く発信される 1251 cm より高く設定する。

＊：原子炉圧力容器零レベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。



原子炉水位低設定値の概要図

(3) 低圧炉心スプレイ系

a. 原子炉水位異常低下（レベル１）

名　　称	原子炉水位異常低下（レベル１）
目 的 ／ 機 能	原子炉冷却材喪失状態であることを検知し，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的として，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系を起動し，自動減圧系に起動信号を与える。
設　　定　　値	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上，かつ，969 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上に設定する。

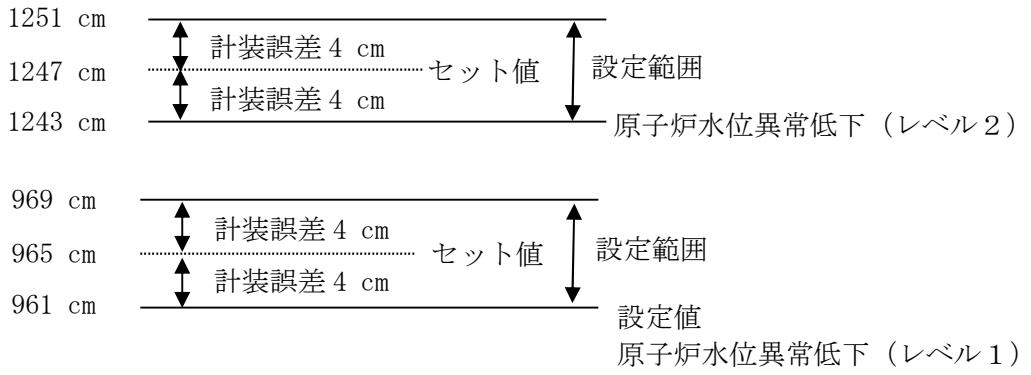
1. 原子炉水位異常低下（レベル２）より十分低い水位であること。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 961 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 965 cm とする。

設定範囲はセット値 965 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 961 cm から，計装誤差 4 cm を加算した 969 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル２）の信号が最も遅れて発信される 1243 cm より低く設定する。

＊：原子炉圧力容器零レベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。



原子炉水位異常低下（レベル１）設定値の概要図

4.2　その他の工学的安全施設

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

名　　称	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）
目　的　／　機　能	原子炉圧力が上昇し，原子炉圧力高（スクラム）による原子炉スクラムに失敗した場合，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒を挿入させる。また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプをトリップさせる。
設　　定　　値	7.39 MPa 以下
設　定　範　囲	7.25 MPa 以上かつ，7.39 MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

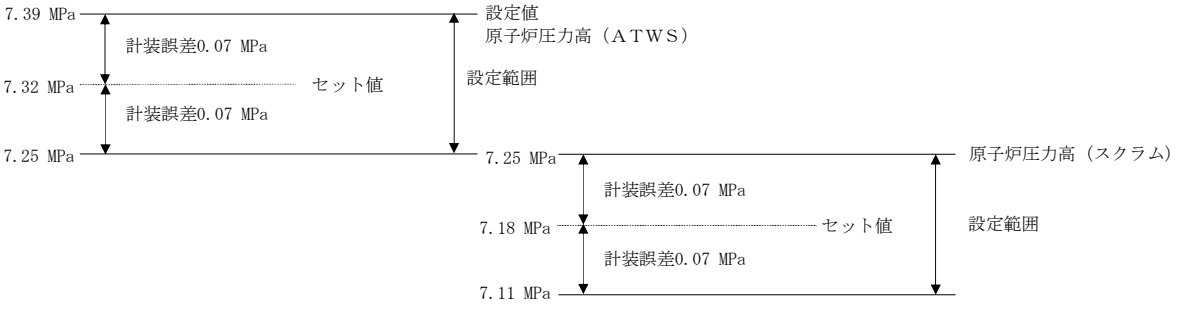
設定値は，次の事項を考慮し 7.39 MPa 以下に設定する。

1. 原子炉圧力高（スクラム）より高い圧力であること。
2. 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの熱負荷を考慮し，可能な限り低い値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.39 MPa に計装誤差 0.07 MPa を考慮した 7.32 MPa とする。

設定範囲はセット値 7.32 MPa に対して計装誤差 0.07 MPa を差し引いた 7.25 MPa から，計装誤差 0.07 MPa を加算した 7.39 MPa までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉圧力高（スクラム）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉圧力高（スクラム）の信号が最も遅れて発信される 7.25 MPa 以上，かつ，逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの熱負荷を考慮し，可能な限り低い値とするため 7.39 MPa 以下に設定する。



原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）設定値の概要図

名　　称	原子炉水位異常低下（レベル２）
目　的　／　機　能	原子炉水位が低下して，原子炉水位低による原子炉スクラムに失敗した場合，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒を挿入させる。また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプをトリップさせる。
設　　定　　値	原子炉圧力容器零レベル*より 1243 cm 以上
設　定　範　囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1243 cm 以上，かつ，1251 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1243 cm 以上に設定する。

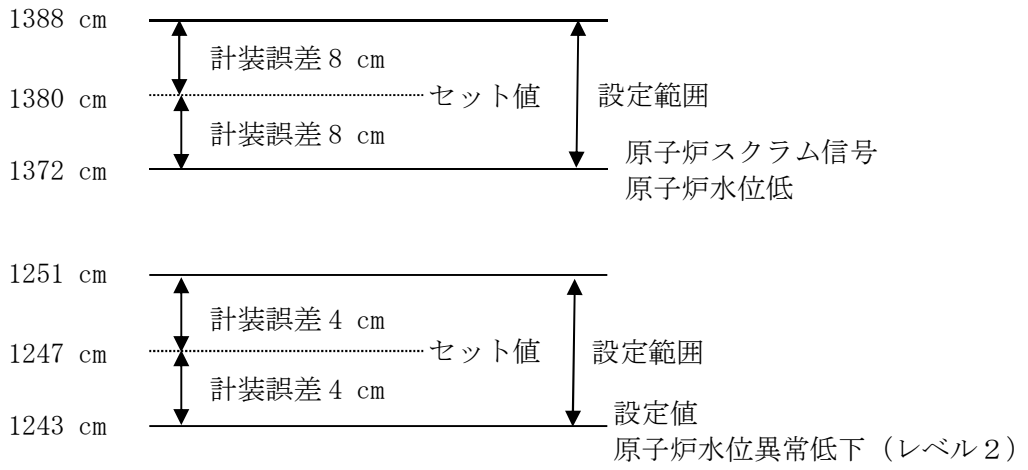
1. 原子炉水位低による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し，原子炉水位低より低い水位であること。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1243 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 1247 cm とする。

設定範囲はセット値 1247 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 1243 cm から，計装誤差 4 cm を加算した 1251 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 1372 cm より低く設定する。

＊：原子炉圧力容器零レベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。



原子炉水位異常低下（レベル２）設定値の概要図

(2) 過渡時自動減圧機能

名　　称	原子炉水位異常低下（レベル１）
目 的 ／ 機 能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合に過渡時自動減圧機能により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる。
設　　定　　値	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上，かつ，969 cm 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 961 cm 以上に設定する。

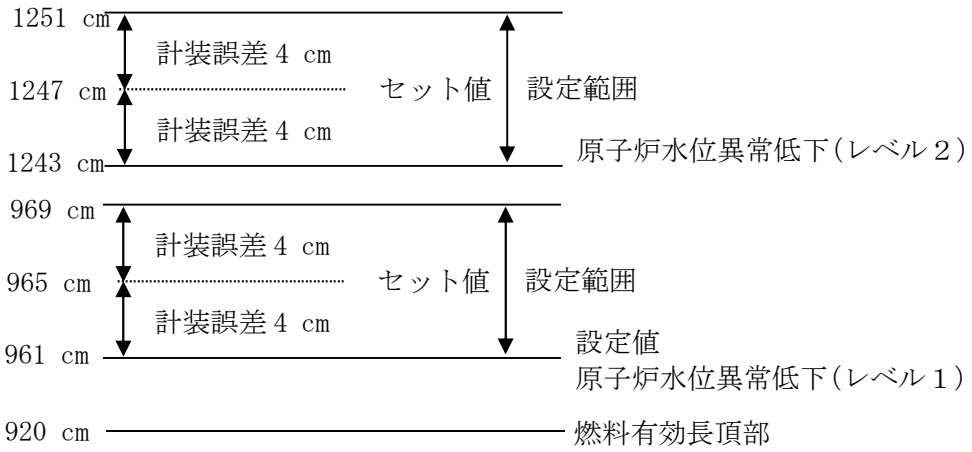
1. 原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして，高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下し，ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため，低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立を条件に，自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル１）を設定する。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し，炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い水位とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 961 cm に計装誤差 4 cm を考慮した 965 cm とする。

設定範囲はセット値 965 cm に対して計装誤差 4 cm を差し引いた 961 cm から，計装誤差 4 cm を加算した 969 cm までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル２）の信号が最も遅れて発信される 1243 cm より低く設定する。

＊：原子炉圧力容器零レベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。



原子炉水位異常低下（レベル１）設定値の概要図

Ⅴ-1-5-4　発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書

目次

1.　概要・・1
2.　基本方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1
3.　中央制御室に係る制御方法・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・2
3.1　発電用原子炉の通常運転時の出力制御・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・2
3.1.1　起動手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・2
3.1.2　停止手順・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3
3.2　発電用原子炉の負荷急変時の出力制御・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・4
3.3　発電用原子炉の緊急停止・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・4
3.4　発電用原子炉の制御設備の構成等・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・4
3.4.1　原子炉出力制御系・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・4
3.4.2　原子炉給水制御系・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・6
3.4.3　タービン制御系・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・6
3.4.4　安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・7

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条，第 35 条～第 37 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（原子炉出力制御系），プロセス制御（原子炉給水制御系等），安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路），その他の工学的安全施設等の作動設備，発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお，設計基準対象施設の機能に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち，工学的安全施設等の作動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

2. 基本方針

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置による発電用原子炉の出力変更は，中央給電指令所の指令に基づく当直発電長の指示により，運転員が原子炉再循環流量制御又は制御棒位置制御の操作により原子炉出力を変更できる運用とするとともに，原子炉出力の変更に伴うタービン出力の変更についても自動あるいは運転員の手動操作によりできる運用とする。また，蒸気タービンの出力制御は，速度制御装置，負荷制御装置，圧力制御装置，バイパス制御装置及び流量制御装置による出力の制御並びに発電用原子炉，蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

また，発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに，発電用原子炉の出力変更は再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒の位置調整によって行う。

中央制御室（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置）は，運転員が発電用原子炉の制御，発電用原子炉の起動及び停止に必要な操作ができる機能を有し，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時に，中央制御室内に集中して中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として，操作，記録，表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器を設置した中央制御盤等を構成することで集中的に発電用原子炉を管理する。

なお，その他の中央制御室の機能（中央制御盤等，外部状況把握，居住性の確保，通信連絡）については，添付書類「Ⅴ-1-5-5　中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

3.　中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は，様々な制御方式によって制御され，プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため，プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御，その他発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1　発電用原子炉の通常運転時の出力制御」，負荷急変時の出力制御を「3.2　発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」，発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及び蒸気タービン並びに発電機のトリップによる制御を「3.3　発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として，発電用原子炉の出力制御(制御棒位置制御等)，プロセス制御（原子炉給水制御系等）の制御設備，安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）並びにその他の工学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また，発電用原子炉の出力制御設備を「図 3-1　発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお，発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については，平成 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅳ-2　制御能力についての計算書」による。

3.1　発電用原子炉の通常運転時の出力制御

発電用原子炉の出力制御は，発電用原子炉の起動，停止の場合等の大幅な出力変更，出力分布の調整及び燃料の燃焼に伴う長期の炉心反応度変化の補償は制御棒によって行い，負荷変動に対する出力の追従は原子炉再循環流量制御によって行う。その他の制御系は，発電用原子炉の運転中における原子炉圧力容器の圧力及び水位の変化を制御し，所定の値に保つ。

また，発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は以下に述べるとおりであり，初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下によらない場合がある。

3.1.1　起動手順

冷温停止状態から電気出力 300 MW までの起動手順は以下のとおりである。

(1)　起動前準備として各系統設備は各々，次のような状態にあること。

a.　原子炉水位が通常運転水位に保持された状態にあり，原子炉冷却材再循環系及び原子炉冷却材浄化系が運転中であること。

b.　低圧復水ポンプが運転中であり，原子炉圧力容器への給水が可能な状態にあること。

c.　主復水器の真空が確立された状態にあること。

(2)　原子炉モード・スイッチを「起動」位置にし，起動領域計装の指示を監視しながら制御棒引抜きのシーケンスにしたがって，制御棒の引抜きを開始する。

(3)　発電用原子炉が臨界に達したら，昇温及び昇圧を開始する。

(4)　発電用原子炉の昇圧に伴い，以下の操作を実施する。

a.　タービングランド蒸気を，補助ボイラーからグランド蒸気蒸発器の発生蒸気に切替え

る。

b. 蒸気タービンの暖機を行う。

c. 電気油圧式制御装置の主蒸気圧力設定値を原子炉の昇圧にあわせて上昇させ，最終的に定格圧力に調整する。

d. 電動駆動原子炉給水ポンプを起動する。

e. 復水器空気抽出器系をオフガス蒸気式空気抽出器から主蒸気式空気抽出器に切替える。

(5) 引き続き制御棒引抜きのシーケンスにしたがって制御棒を引抜き，原子炉出力を増加させ，主蒸気をタービンバイパス弁を通して主復水器にバイパスする。

(6) 原子炉出力上昇の過程で，平均出力領域計装の監視範囲に入り，指示に異常がないことを確認し，原子炉モード・スイッチを「運転」位置に切替える。

(7) 原子炉給水制御系を単要素で自動運転にする。

(8) 蒸気タービンを起動し，蒸気タービン回転数を 1500 rpm とする。

(9) 発電機を所外電源系統に同期並列し，タービンバイパス弁が閉じるまで，発電機の出力を増加させる。

(10) 電気出力が 300 MW に到達すれば以下の操作を行う。

a. タービン出力制御を圧力制御から負荷制限運転に切替える。

b. 原子炉給水制御系を三要素で自動運転に切替える。

c. 再循環系ポンプを低速から高速に切替える。

d. タービン出力制御を負荷制限運転から圧力制御に切替える。

3.1.2 停止手順

電気出力 300 MW から冷温停止状態までの停止手順は以下のとおりである。

(1) 再循環系ポンプを高速から低速に切替える。

(2) 原子炉給水制御系を単要素で自動運転に切替える。

(3) タービン出力制御を圧力制御から負荷制限運転に切替え，タービンバイパス弁が開くことを確認する。

(4) 制御棒挿入のシーケンスにしたがって制御棒を挿入し，発電機出力が約 50 MW になった時点で，発電機を所外電源系統より解列する。

(5) 発電機を停止する。

(6) 原子炉出力減少の過程で起動領域計装の監視範囲に入り，指示を確認した後，原子炉モード・スイッチを「起動」位置に切替える。

(7) 引き続き制御棒挿入のシーケンスにしたがって制御棒を挿入し，全制御棒を全挿入状態にする。全挿入となったら原子炉モード・スイッチを「燃料取替」位置に切替える。

(8) タービンバイパス弁を使用し，発電用原子炉の降温及び降圧を開始する。

(9) 発電用原子炉の降圧に伴い以下の操作を実施する。

a. 電動駆動原子炉給水ポンプを停止する。

b. 復水器空気抽出器系を主蒸気式空気抽出器からオフガス蒸気式空気抽出器に切替える。

c. タービングランド蒸気を，グランド蒸気蒸発器の発生蒸気から補助ボイラーに切替える。

(10) 引き続き発電用原子炉の降圧及び降温を行い，原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ，残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで運転し，原子炉を冷温停止状態に移行させる。

3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

蒸気タービンの運転中，急激な負荷遮断又は負荷変動が発生した場合には，非常用調速機に先立って，速度制御装置によりタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が絞られ，原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との間に差が生じ，原子炉圧力が上昇する。この結果，圧力制御装置の出力信号とタービン蒸気加減弁開度との間に誤差が生じ，タービンバイパス系不感帯を超えタービンバイパス弁が開き，タービンバイパス系が原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との差を吸収し，原子炉圧力を制御する。

また，発電機が定格出力の 40%以上で運転中，発電機負荷遮断が生じ，出力－負荷アンバランス検出回路からの信号が出力された場合，この信号によってタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が急速に閉止し，原子炉はスクラムする。

3.3 発電用原子炉の緊急停止

発電用原子炉に異常状態が生じた場合，発電用原子炉，蒸気タービン及び発電機を自動的に緊急停止させる。また，運転員の判断によって中央制御室からの手動操作により緊急停止させることができる。

なお，原子炉緊急停止系作動回路，タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合，「図 3.3-1 プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である，制御棒位置及び原子炉冷却材の再循環流量を制御する原子炉出力制御系，原子炉水位を一定に保持するよう制御する原子炉給水制御系，蒸気タービンの速度を制御するタービン制御系，発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

3.4.1 原子炉出力制御系

発電用原子炉の出力は，再循環流量制御と制御棒及び制御棒駆動水圧系によって制御される。

再循環流量による出力制御は，再循環流量制御系の主制御器を手動又は自動で調整して再循環流量を変化させることにより炉心流量が変化し，炉心ボイドの生成量と流出量との収支バランスが崩れて炉心ボイド量が変化し，その結果反応度が変化して出力が変化する特性を利用するものである。再循環流量は主制御器を自動で制御する場合，負荷設定信号と速度制御装置の出力により演算した速度負荷要求信号と圧力調整器出力信号との比較による負荷偏差信号で制御される。

制御棒位置は，中央制御室から手動で遠隔調整されるが，操作すべき制御棒は選択スイッチで選択される。この場合，制御棒は同時に１本しか動かせないようなインターロックを設けている。制御棒位置の手動調整は，操作スイッチで水圧駆動系統の弁を操作することによって行われる。通常の操作過程では，操作スイッチの１回の操作ごとに制御棒は１ノッチずつ動くようになっている。またもう一つの操作スイッチを「オーバライド」の位置に保ち,操作スイッチを操作することにより連続的に制御棒を動かすことも可能である。

原子炉出力の変更割合は，再循環流量により制御する場合１ %出力／秒程度となり，制御棒により行う場合は２ %出力／分程度となるため，負荷変動に対する応答速度が速いこと，また出力変化の操作にともなう安全性が制御棒引抜きの誤操作の観点からさらに改善されることの２点から，出力制御は，原則として再循環流量制御方式によることになっており，制御棒は燃料燃焼にともなう長期の反応度変化に対するシム制御及び出力分布の調整に使用される。

なお，制御棒は次のような場合には制御棒引抜きが阻止される。

(1) 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置にあるとき。

(2) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で，燃料取替機位置が原子炉上部にあり，荷重状態のとき。

(3) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で，引き抜かれている制御棒本数が１ 本のとき。

(4) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で，スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき。

(5) 原子炉モード・スイッチ「起動」の位置にある場合で，起動領域計装の指示低，指示高，原子炉出力ペリオド短又は動作不能のとき。

(6) 原子炉モード・スイッチ「運転」の位置にある場合で，出力領域計装の中性子束指示低又は動作不能のとき。

(7) 出力領域計装の指示高のとき。（ただし，ブロックは，任意の出力運転状態からの制御棒の引抜きによって，ＭＣＰＲ（最少限界出力比）が過渡時の限界値以下に低下することを防止するために設けられており，設定点は再循環流量の変化に対して自動的に変わるようになっている。）

(8) 制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき。

3.4.2　原子炉給水制御系

原子炉給水制御系は，運転状態に応じて原子炉圧力容器内の水位を通常の運転水位に制御する。

この制御系は，原子炉水位信号，主蒸気流量信号，原子炉給水流量信号の 3 つの信号を取り入れた三要素制御もしくは，原子炉水位信号だけによる単要素制御のいずれかを選択できる。

仮に 50 %容量の原子炉給水ポンプ 1 台がトリップした場合は，予備の原子炉給水ポンプが自動起動し，原子炉水位の低下を防ぐ。

また，50 %容量の原子炉給水ポンプが 2 台ともトリップした場合には，原子炉水位低信号により原子炉はスクラムし，原子炉水位異常低下（レベル２）信号により，主蒸気隔離弁が閉鎖し，炉心は露出しないで安全に保たれる。また，制御系の信号の喪失又は弁動作の空気系が喪失した場合，弁はその状態を維持するよう設計がなされており，急激な変化が起こらないよう考慮されている。

さらに，万一原子炉水位が上昇することについては，蒸気タービン保護のために，原子炉水位高信号（レベル８）により原子炉給水ポンプをトリップする設計となっている。

3.4.3　タービン制御系

蒸気タービンの制御は，タービン回転数（周波数）及び原子炉出力（原子炉圧力）を検出し，その負荷に見合うようタービン蒸気加減弁，インターセプト弁及びタービンバイパス弁を制御するようになっている。制御機能は速度制御装置，負荷制御装置，圧力制御装置，バイパス制御装置及び流量制御装置のように分けられる。

(1)　速度制御装置

蒸気タービンの速度信号は，タービン軸に取付けた歯車とこれに対向して設置した電磁ピックアップにより回転数に比例した周波数信号を発信し，これを変換器によりアナログ信号に変換したものである。この速度信号とこれを微分した加速度信号とが各々設定信号と比較され，誤差の一番小さいものが負荷制御装置へ送られる。従って，タービン起動時のように速度誤差が大きい場合には蒸気タービンは設定加速度で制御され，定常状態では速度誤差で制御される。

(2)　負荷制御装置

速度制御装置からの速度／加速度誤差信号はある設定調定率で弁の流量信号に変換され，設定負荷信号と加算されて流量信号となる。

また負荷制御回路には制御回路があり，負荷制限及び最大流量制限により制御弁流量信号を制限している。

最大流量制限は制御弁流量とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制御している。

制御弁流量信号は上記の制限回路を通り流量制御装置へ送られる。

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し，タービン蒸気加減弁，インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに，発電機が定格出力の 40 %以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には,出力－負荷アンバランスリレーにより,タービン蒸気加減弁,インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

(3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され，低値優先回路に入る。低値優先回路では，負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ，圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って，定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

(4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は，圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に，タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり，多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また，最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には，原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

(5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁，インターセプト弁，タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり，各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ，必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設等の作動設備，運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ＡＴＷＳ」という。) が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，原子炉を未臨界に移行させるＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウ

ンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1)　原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は，発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に，それを抑制あるいは防止するため，異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は，2チャンネルで構成され各チャンネルには，1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり，いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし，両チャンネルの同時のトリップに対して，原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1　原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに，安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2　解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

(2)　工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は，原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して，事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため，異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は，発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と，そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1.　工学的安全施設作動信号」に示すとともに，安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表3.4.4-4　解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により，全制御棒を全挿入させる。あるいは，操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2.　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）又

は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により，再循環系ポンプをトリップさせる。あるいは，操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動信号を「表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「3.　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動信号」に示す。

(5)　過渡時自動減圧機能

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個のうち，2 個を作動させることを目的として論理回路を設けるものである。過渡時自動減圧機能は自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため，自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう，自動減圧系の減圧信号より遅く動作する必要があることから，信号発信後に自動減圧系作動信号が成立する 120 秒に起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し，10 分の時間遅れを設ける。

また，ＡＴＷＳ時に自動減圧系又は過渡時自動減圧機能が動作すると，低圧注水系等から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇につながるため，自動起動を阻止するための起動阻止スイッチを設ける。過渡時自動減圧機能の作動信号を「表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「4.　過渡時自動減圧機能の作動信号」に示す。

(6)　タービン保護装置

タービン保護装置は，タービン設備が異常な状態へ接近するのを検知して，非常用調速機及びマスタートリップ電磁弁によりタービン制御油をドレンし，主塞止弁，タービン蒸気加減弁，中間蒸気止め弁，インターセプト弁及び抽気逆止弁を急閉することにより，蒸気タービンに蒸気が流入するのを遮断して蒸気タービンをトリップさせる。

タービントリップ信号一覧表を「表 3.4.4-5　タービントリップ信号一覧表」に示す。

(7)　発電機保護装置

発電機保護装置は，発電機設備が異常な状態へ接近するのを検知して，発電機ロックアウトリレー86G1 及び 86G2 により主変圧器遮断器及び界磁遮断器を開くことにより，発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号一覧表を「表 3.4.4-6　発電機トリップ信号一覧表」に示す。

表 3.4.4-1　原子炉スクラム信号一覧表（1／2）

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動信号				原子炉非常停止信号を発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
原子炉圧力高	原子炉圧力検出器	4	2*1	7.25 MPa 以下	－
原子炉水位低	原子炉水位検出器	4	2*1	1372 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	4	2*1	13.7 kPa 以下	－
中性子束高	平均出力領域計装	6	2*2	原子炉モード・スイッチ「運転」位置で定格出力の 120 %以下	－
				原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15 %以下	
				自動可変設定（図 3.4.4-1 参照）	
	起動領域計装	8	2*3	最終レンジ目盛の 120/125 以下（中間領域）	原子炉モード・スイッチ「運転」位置
スクラム水排出容器水位高	スクラム水排出容器水位検出器	8	2*3	94.5 L/個に相当する水位以下（合計 189 L）	原子炉モード・スイッチ「燃料取替」又は「停止」位置，かつスクラム水排出容器水位高バイパススイッチ「バイパス」位置

表 3.4.4-1　原子炉スクラム信号一覧表（2／2）

原子炉非常停止信号の種類	検出器及び作動信号				原子炉非常停止信号を発信させない条件
	検出器の種類	個数	原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	8	2*3	10 秒以上（中間領域）	原子炉モード・スイッチ「運転」位置
中性子束計装動作不能	平均出力領域計装	6	2*2	－	－
	起動領域計装	8	2*3	－	原子炉モード・スイッチ「運転」位置
中性子束低	平均出力領域計装	6	2*2	2 %以上	－
主蒸気管放射能高	主蒸気管放射能検出器	4	2*1	通常運転時の放射能の 10 倍以下	－
主蒸気隔離弁閉	主蒸気隔離弁位置検出器	8	3*4	開度 90 %以上	原子炉圧力 4.13 MPa 以下，かつ原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外
主蒸気止め弁閉	主蒸気止め弁位置検出器	4	3	開度 90 %以上	原子炉出力 30 %以下
蒸気加減弁急速閉	電気油圧式調速装置圧力検出器	4	2*1	4.12 MPa 以上	原子炉出力 30 %以下
原子炉モード・スイッチ「停止」	原子炉モード・スイッチ	1	1	－	－
手動	手動スイッチ	2	2	－	－
地震加速度大	地震加速度検出器	4	2*5	水平方向 300 Gal 以下	－
		4		水平方向 250 Gal 以下	－
		4		鉛直方向 120 Gal 以下	－

＊1：スクラム回路は，2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。

＊2：スクラム回路は，3 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。

＊3：スクラム回路は，4 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。

＊4：主蒸気管 A，B，C，D のうち，3 ラインの隔離を同時に検出すれば，原子炉はスクラムされる。

＊5：スクラム回路は，水平方向 4 個，鉛直方向 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉はスクラムされる。

表 3.4.4-2　解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間

原子炉非常停止信号		応答時間（秒）		
		Ｔ１*1	Ｔ２*2	合計 （Ｔ１+Ｔ２）
原子炉圧力高				0.55
原子炉水位低				1.05
中性子束高	出力領域計装			0.09
	起動領域計装			0.09
原子炉出力ペリオド短				0.20
主蒸気隔離弁閉				0.06
主蒸気止め弁閉				0.06
蒸気加減弁急速閉				0.08

注記　＊1：Ｔ１：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し，アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

＊2：Ｔ２：スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表（1／6）

1.　工学的安全施設作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
主蒸気隔離弁	原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器	4	2*1	1243 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
	主蒸気管圧力低	主蒸気管圧力検出器	4	2*1	5.89 MPa 以上	原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外
	主蒸気管放射能高	主蒸気管放射能検出器	4	2*1	通常運転時の放射能の 10 倍以下	－
	主蒸気管トンネル温度高	主蒸気管トンネル温度検出器	40	2*2	93 ℃以下	－
	主蒸気管流量大	主蒸気管流量検出器	16	2*3	定格流量の 140 %以下	－
	復水器真空度低	復水器真空度検出器	4	2*1	真空度 24.0 kPa 以上	主蒸気止め弁開度 90 %以下，かつ原子炉圧力 4.13 MPa 以下，かつ復水器真空度低バイパススイッチ「バイパス」位置かつ原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外

表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表（2／6）

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	－
		原子炉水位低	原子炉水位検出器	4		1372 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
	*17 (2)	原子炉水位低	原子炉水位検出器	4	2*5	1372 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
	*18 (3)	原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器	4	2*5	1243 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
原子炉建屋ガス処理系		原子炉建屋放射能高	原子炉建屋放射能検出器	8	2*6	通常運転時の放射能の 10 倍以下	－
		ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	－
		原子炉水位低	原子炉水位検出器	4		1372 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
高圧炉心スプレイ系		ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	－
		原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器	4	2*8	1243 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－

表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表（3／6）

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
低圧炉心スプレイ系		ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	2	2*9	13.7 kPa 以下	－
		原子炉水位異常低下（レベル１）	原子炉水位検出器	2		961 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
残留熱除去系	低圧注水系	ドライウェル圧力高	格納容器圧力検出器	4	2*10	13.7 kPa 以下	－
		原子炉水位異常低下（レベル１）	原子炉水位検出器	4		961 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
	格納容器スプレイ冷却系	手動	－	－	－	－	－
自動減圧系		原子炉水位異常低下（レベル１）とドライウェル圧力高の同時信号	格納容器圧力検出器	4	2*11	13.7 kPa 以下	自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系の作動信号を阻止できる
			原子炉水位検出器	4	2*12	961 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	

表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表（4／6）

2.　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）	原子炉圧力検出器	4	2*13	7.39 MPa 以下	－
	原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器	4		1243 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
	手動スイッチ	－	2	2	－	－

表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表（5／6）

3.　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）	原子炉圧力検出器	4	2*14	7.39 MPa 以下	－
	原子炉水位異常低下（レベル２）	原子炉水位検出器	4		1243 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	－
	再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ	－	4	2	－	－
	低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	－	2	2	－	－

表 3.4.4-3　工学的安全施設等の作動信号一覧表（6／6）

4.　過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の作動信号の種類		検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
過渡時自動減圧機能	原子炉水位異常低下（レベル１）	原子炉水位検出器	4	2*15	961 cm 以上（原子炉圧力容器零レベルより）	自動減圧系の起動阻止スイッチにより過渡時自動減圧機能の作動信号を阻止できる

＊1：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，主蒸気隔離弁は閉となる。

＊2：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，主蒸気隔離弁は閉となる。

＊3：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，主蒸気隔離弁は閉となる。

＊4：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，隔離弁は閉となる。

＊5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 1 個ずつからなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する検出器が同時に動作すれば，隔離弁は閉となる。

＊6：原子炉建屋ガス処理系 A，B の各作動回路は 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉建屋ガス処理系起動となる。

＊7：原子炉建屋ガス処理系 A，B の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，原子炉建屋ガス処理系起動となる。

＊8：高圧炉心スプレイ系の作動回路は 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され，最低 2 個の検出器が同時に動作すれば，高圧炉心スプレイ系起動となる。

＊9：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され，最低 2 個の検出器が同時に動作すれば，低圧炉心スプレイ系起動となる。

＊10：残留熱除去系の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば，1 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。

＊11：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，同じ

チャンネルに属する 2 個の検出器及び「原子炉水位異常低下（レベル１）」が同時に動作すれば，1 系統以上の論理回路の成立で自動減圧系作動となる。

＊12：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する 2 個の検出器及び「ドライウェル圧力高」が同時に動作すれば，1 系統以上の論理回路の成立で自動減圧系作動となる。

＊13：ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動となる。

＊14：ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，A，B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）作動となる。

＊15：過渡時自動減圧機能の作動回路は 2 個の検出器からなる A，B2 系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する 2 個の検出器が同時に動作すれば，1 系統以上の論理回路の成立で過渡時自動減圧機能作動となる。

＊16：本信号により，残留熱除去系，原子炉格納容器ドレン系，不活性ガス系，移動式炉心内計装系，漏えい検出系及び試料採取系（格納容器酸素分析系）に属する格納容器隔離弁が作動する。

＊17：本信号により，原子炉冷却材浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。

＊18：本信号により，主蒸気系及び試料採取系（炉水サンプリング系）に属する格納容器隔離弁が作動する。

表 3.4.4-4　解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間

主蒸気隔離弁	応答時間（秒）		
	Ｔ１’*1	Ｔ２’*2	合計 （Ｔ１’+Ｔ２’）
主蒸気管流量大			0.50

注記　＊1：Ｔ１’：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し，アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

＊2：Ｔ２’：ロジック回路部での信号処理遅れ時間

表 3.4.4-5　タービントリップ信号一覧表

タービントリップ信号	検出器
主復水器真空低	真空低下しゃ断装置
タービンバックアップ過速度	バックアップ過速度トリップ装置
スラスト軸受摩耗	スラスト軸受摩耗検出装置
発電機ロックアウトリレー動作	発電機保護装置
原子炉水位高（レベル８）	原子炉水位検出器

表 3.4.4-6　発電機トリップ信号一覧表

発電機トリップ信号	検出器
発電機比率差動	発電機比率差動継電器
発電機地絡	発電機地絡過電圧継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機逆相	発電機逆相過電流継電器
発電機後備保護	発電機後備保護継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機過励磁	発電機過励磁継電器
発電機固定子冷却水喪失	発電機水素固定子冷却盤継電器 (発電機固定子冷却水喪失)
タービントリップ	主蒸気止め弁位置検出器 中間蒸気止め弁位置検出器 インターセプト弁位置検出器

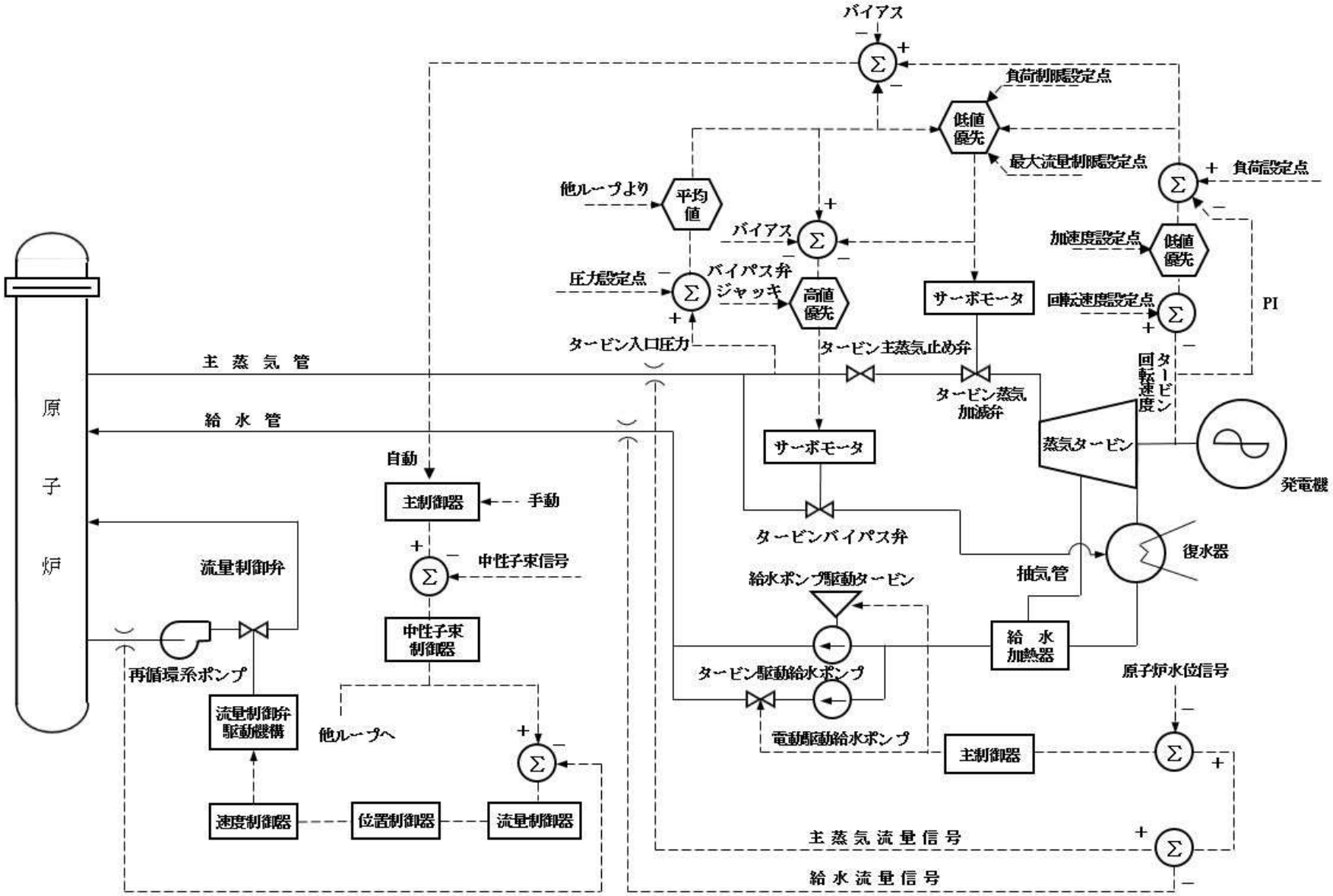


図 3-1　発電用原子炉の出力制御設備

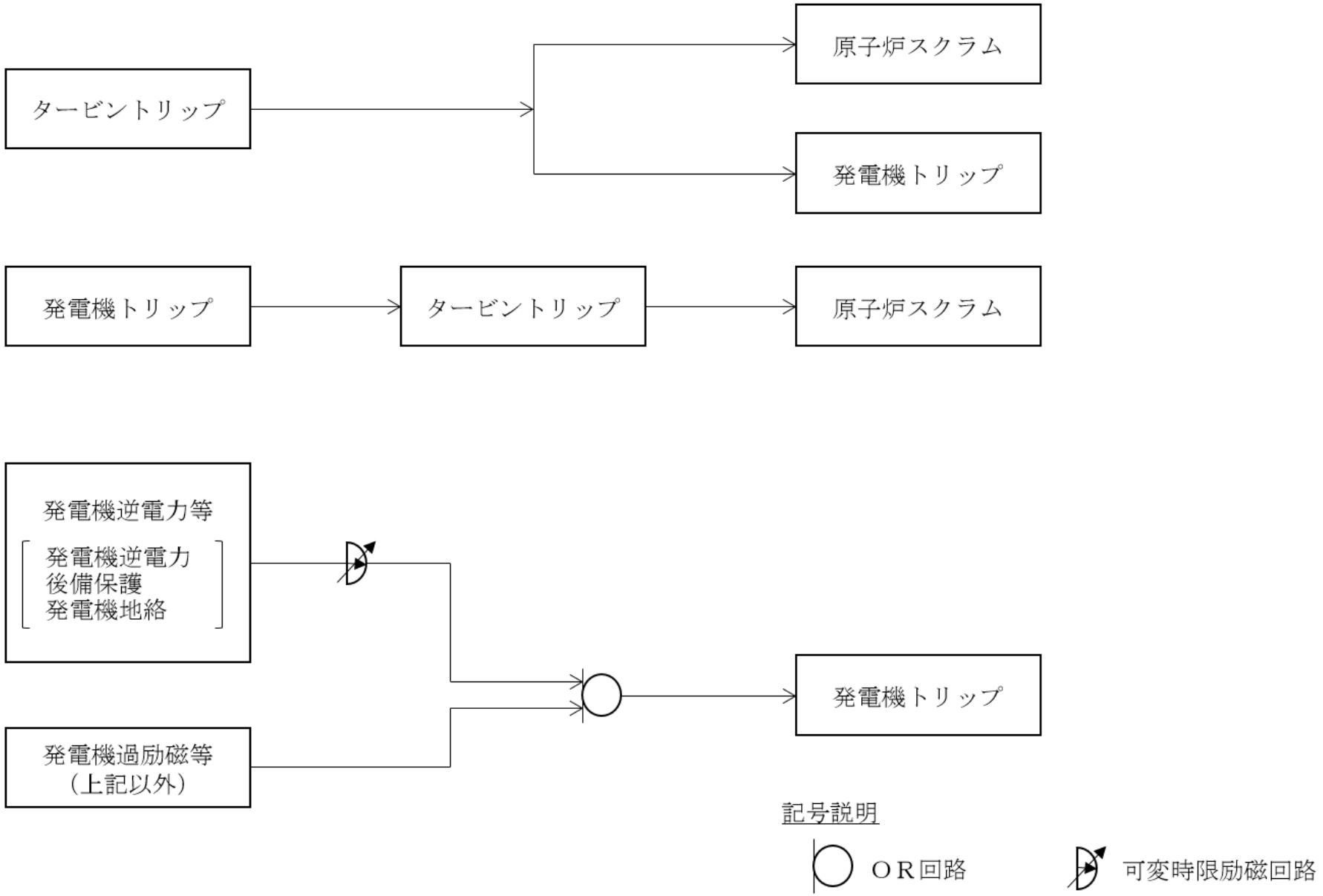


図 3.3-1　プラントインターロック

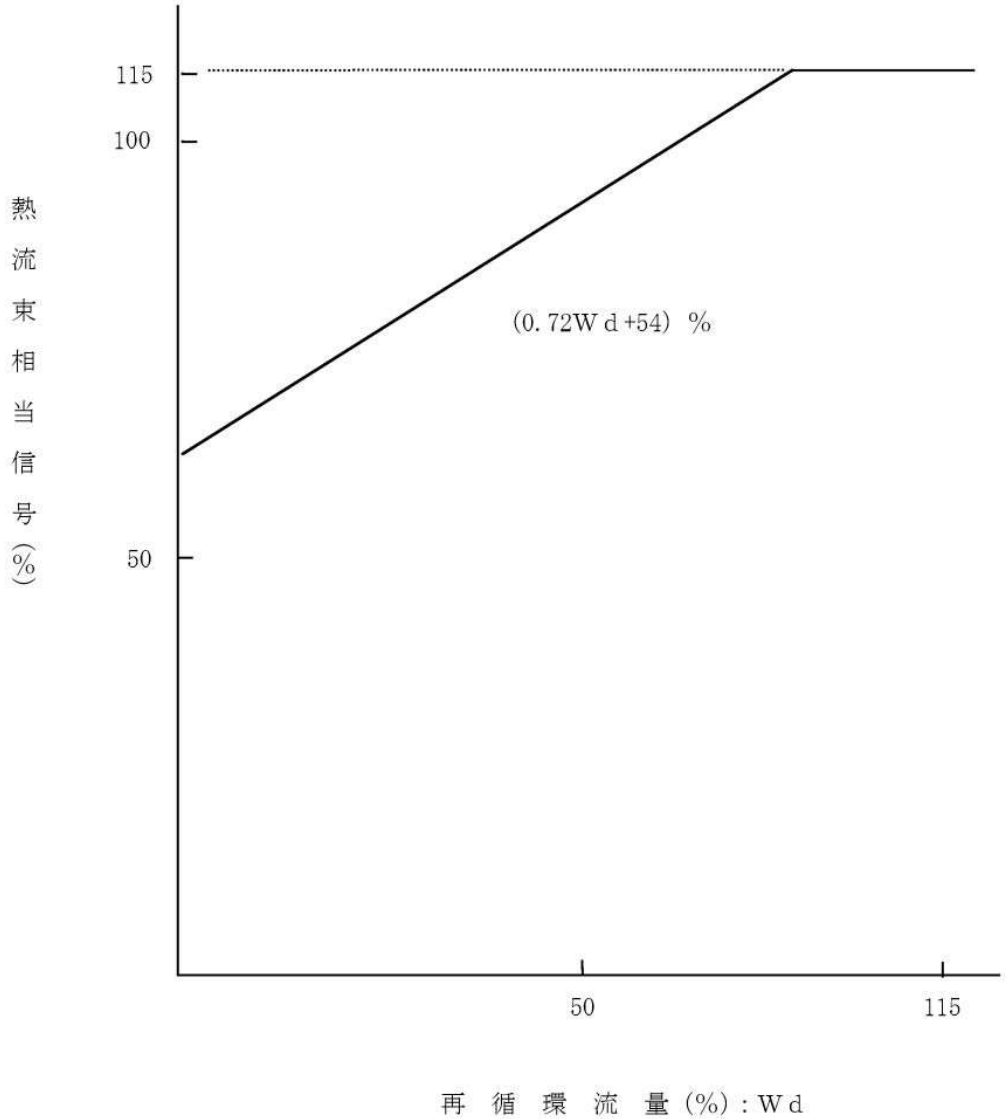


図 3.4.4-1　中性子束高－自動可変設定（熱流束相当）の原子炉非常停止信号の設定値

Ⅴ-1-5-5　中央制御室の機能に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 1
2.1 中央制御室制御盤等 1
2.2 外部状況把握 1
2.3 居住性の確保 2
2.4 通信連絡 2
3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 2
3.1 中央制御室制御盤等 2
3.1.1 中央制御室制御盤の構成 2
3.1.2 誤操作防止 3
3.1.3 試験及び検査 3
3.1.4 信頼性 3
3.2 外部状況把握 4
3.2.1 津波・構内監視カメラ 4
3.2.2 気象観測設備等 4
3.2.3 公的機関からの気象情報入手 4
3.3 居住性の確保 4
3.3.1 換気設備 4
3.3.2 生体遮蔽装置 5
3.3.3 照明 5
3.3.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 6
3.3.5 チェンジングエリア 6
3.3.6 データ表示装置（待避室） 6
3.3.7 衛星電話設備（可搬型）（待避室） 6
3.4 通信連絡 6

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち，中央制御室の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項及び第 5 項，第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお，技術基準規則第 38 条及びその解釈に係る発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能及び中央制御室に施設する酸素濃度計以外は要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，中央制御室の機能のうち，中央制御室制御盤等に関する機能，外部状況把握に関する機能，居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。

2. 基本方針

2.1 中央制御室制御盤等

中央制御室制御盤は，反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能，非常用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能，発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能，主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気の悪化）を想定しても，誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また，中央制御室の火災への防護としては，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないように火災の発生防止，火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに，内部溢水への防護としては，内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な，火災に対する防護措置については，Ⅴ-1-1-7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」，内部溢水に対する防護措置については，Ⅴ-1-1-8「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

2.2 外部状況把握

中央制御室は，発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を津波・構内監視カメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置，気象観測設備等及び公的機関から地震，津波，竜巻情報等を入手することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお，津波・構内監視カメラは，地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに，所内常設直流電源設備から給電できる設計とする。

2.3　居住性の確保

原子炉冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく中央制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，中央制御室の気密性，遮蔽その他の適切な放射線防護措置，気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるために必要な設備である中央制御室換気系，中央制御室遮蔽，可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計，並びに可搬型照明（ＳＡ）等により居住性を確保する。また，中央制御室の居住性を確保するために，原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合に，容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに，現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための身体の汚染検査，作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設ける。

2.4　通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として，原子炉冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に，操作等の指示，連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）並びに重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる通信設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

また，設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信設備（発電所外）により，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

3.　中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1　中央制御室制御盤等

3.1.1　中央制御室制御盤の構成

中央制御室制御盤は，発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央監視操作盤（原子炉及び原子炉補機制御盤，非常用炉心冷却系制御盤，タービン・発電機及びタービン補機制御盤，所内電源系及び外部電源系統制御盤，環境監視盤）及び中央制御室内裏側直立盤（放射線モニタ監視盤，換気空調系（常用）制御盤，換気空調系（非常用）制御盤等）で構成する。

中央監視操作盤は，プラントの起動／停止，トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作，又は通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

中央制御室内裏側直立盤は，放射線モニタの監視や，換気空調系（常用及び非常用）の監視及び操作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を第 1-1 表に示す。

また，重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うためのＳＡ制御盤として，ＳＡ監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤を中央制御室内に設置する。対象となる補機・弁などの制御を行うとともに，監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象（設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤を含む。）を第 1-2 表に示す。

3.1.2　誤操作防止

中央制御室の環境条件（注１），中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに中央制御室の盤面機器（操作器，指示計，警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング（色，形状，大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで，通常運転，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故時及び重大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また，地震による中央制御室制御盤及びＳＡ制御盤への誤接触を防止し，安全を確保できるよう，中央監視操作盤に手摺を設ける設計とするとともに緊急時対策所との情報伝達に不備等が生じないよう，必要な情報を運転員を介さずとも確認できる装置（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））を緊急時対策所に設ける設計とする。

なお，ＳＡ制御盤のうち，ＳＡ監視操作盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は，ＶＤＵ（注２）を使用したタッチオペレーション方式とし，タッチ方式を一貫（弁・補機の操作は，2 タッチ（選択＋操作指令）方式）することにより，運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室制御盤及びＳＡ制御盤と同様に，システム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング等を行うことで，通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止し，容易に操作ができる設計とするとともに，設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し，操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を第 2 表に示す。

（注１）　通常運転時の環境条件，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙，有毒ガス，降下火砕物及び凍結による操作雰囲気の悪化）

（注２）　ＶＤＵ：ビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

3.1.3　試験及び検査

中央制御室制御盤，ＳＡ制御盤及び現場盤は，中央制御室制御盤，ＳＡ制御盤及び現場盤で監視又は操作を行う試験及び検査ができる設計とする。

3.1.4　信頼性

中央制御室制御盤，ＳＡ制御盤及び現場盤に設置する警報機能は，一部の機能が故障した場合においても，その機能がすべて喪失しない設計とする。また，その機能が喪失したことを把握できる設計とするとともに，現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とす

る。

3.2　外部状況把握

3.2.1　津波・構内監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況（陸側，海側）等を監視するため，屋外に暗視機能等を持った津波・構内監視カメラを設置し，中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり把握することができる設計とする。

津波・構内監視カメラは耐震Ｓクラスの設備とし，地震，積雪，降下火砕物，降雨及び風の荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに所内常設直流電源設備から受電する設計とする。

津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等を第3表，津波・構内監視カメラの仕様を第4表，津波・構内監視カメラの配置を第1図に示す。

具体的な津波・構内監視カメラの強度及び給電の機能は，Ⅴ-1-1-2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

3.2.2　気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは，気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を第5表に示す。

なお，その他重大事故等時の対応として，緊急時対策所に保管している可搬型気象観測設備により風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することができる設計とする。

3.2.3　公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話，FAX 等を設置し，公的機関からの地震，津波，竜巻情報等を入手できる設計とする。

3.3　居住性の確保

3.3.1　換気設備

中央制御室換気系は，設計基準事故及び重大事故等が発生した場合において，フィルタを通る閉回路循環方式とし，運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とするとともに，運転操作に適した室温（21℃～24℃）に調整可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対しても閉回路循環方式に切り換えることにより，外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また，閉回路循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが，設計基準事故時 30 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに，中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって，居住性に係る判断基準100mSv を超えない設計とする。

さらに，重大事故等時7日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるととも

に，中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって，居住性に係る判断基準100mSv を超えない設計とする。なお，格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に，中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベにより正圧化することにより，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに，原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。中央制御室待避室と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため，中央制御室待避室差圧計を使用する。原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，開放した場合に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに，現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより，中央制御室の居住性を確保する設計とする。

具体的な，換気設備の機能については，Ⅴ-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に，また，ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については，Ⅴ-1-1-6-別添４「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気系は，地震，竜巻・風（台風），積雪，落雷，外部火災，降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に，非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。また，炉心の著しい損傷が発生した場合においても必要な換気設備は，中央制御室換気系により確保できる設計とするとともに，非常用ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。ブローアウトパネル閉止装置は，全交流動力電源喪失時においても，常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

具体的な，中央制御室換気系への給電の機能は，Ⅴ-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

3.3.2　生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は，設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気系の機能とあいまって，居住性に係る判断基準100mSv を超えない設計とする。また，中央制御室遮蔽及び中央制御室遮蔽(待避室)は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室の気密性，中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ボンベの機能とあいまって，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な，中央制御室の遮蔽設計，その他の適切な防護の妥当性評価は，Ⅴ-4-2-1「中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

3.3.3　照明

操作に必要な照明は，地震，竜巻・風（台風），積雪，落雷，外部火災，降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に，非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替高圧電源装置から開始される前までの間においても，中央制御室の直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により，運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても，必要な照明は可搬型照明（ＳＡ）により確保できる設計とするともに，全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

具体的な，中央制御室照明及び中央制御室用可搬型照明の機能，照明設備への給電の機能は，Ⅴ-1-1-12「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.3.4　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として，中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する乾電池を電源とした可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを，それぞれ1個を1セットとし，1セット使用する。保有数は，重大事故等時に必要な1セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計2セットをバックアップも含めて分散して保管する設計とする。また，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を第6表に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については，Ⅴ-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

3.3.5　チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し，中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止することができるよう身体の汚染検査，作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的な，チェンジングエリアの機能については，Ⅴ-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.3.6　データ表示装置（待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても，中央制御室待避室に待避した運転員が，データ表示装置（待避室）により中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。データ表示装置（待避室）は，全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.3.7　衛星電話設備（可搬型）（待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために，衛星電話設備（可搬型）（待避室）により，中央制御室待避室に待避した運転員が，緊急時対策所と通信連絡できる設計とする。衛星電話設備（可搬型）（待避室）は，全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.4　通信連絡

原子炉冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に，中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋，タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作，作業，退避の指示，事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動及び音声等により行う警報装置

及び音声等により行う多様性を確保した通信設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。重大事故等が発生した場合において，衛星電話設備（固定型）等の通信設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信設備（発電所外）により，発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については，Ⅴ-1-1-10「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

第 1-1 表　通常運転，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備の操作機能	制御棒駆動系の手動操作，原子炉スクラムの手動操作
非常用炉心冷却設備等，非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備の操作機能	非常用炉心冷却系設備作動の手動操作，原子炉格納容器スプレイ冷却系作動の手動操作，主蒸気ライン隔離の手動操作，原子炉格納容器隔離の手動操作，低温停止への移行の手動操作
発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要な機器又は器具の動作状態の表示機能	制御棒の動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要なポンプの動作状態，発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要な弁の開閉状態
主要計測装置の計測結果表示機能	中性子束（起動領域計装），制御棒位置指示，原子炉スクラム用電磁接触器の状態，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域，燃料域），サプレッション・プール水位，サプレッション・プール水温度，復水貯蔵タンク水位，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量，ドライウェル圧力，格納容器内水素濃度，格納容器内酸素濃度，格納容器雰囲気放射線モニタ，非常用ガス処理系空気流量，可燃性ガス濃度制御系流量等
発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合，放射性物質の濃度若しくは線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合に当該異常状態を警報表示する機能	原子炉水位（広帯域，燃料域）の低及び高警報，原子炉圧力の高警報，中性子束レベルの高警報，プロセスモニタリング設備の高警報，エリアモニタリング設備の高警報，格納容器床ドレン流量及び格納容器機器ドレン流量の高警報，使用済燃料プール水位の低及び水温の高警報等
安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器の状態表示機能	原子炉スクラム信号の各チャンネルの状態表示（注 1），工学的安全施設作動信号の各チャンネルの状態表示（注 1），原子炉スクラム信号により動作する機器の状態表示（注 2），工学的安全施設作動信号により動作する機器の状態表示

機能	監視及び操作の対象
発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能	・発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，外部火災（森林火災，近隣工場等の火災を含む），船舶の衝突，高潮，地震及び津波）の影響や発電用原子炉施設の外部状況 ・高潮，津波，風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラメータ（潮位計，取水ピット水位，風向，風速，気温，降水量等） ・公的機関からの地震，津波，竜巻，落雷等の気象情報

（注 1）バイパス状態を含む。

（注 2）使用不能状態を含む。

第 1-2 表　重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

機能	監視及び操作の対象
重大事故等対処設備の表示機能	原子炉圧力容器温度，原子炉圧力（ＳＡ）， 原子炉水位（ＳＡ広帯域，ＳＡ燃料域）， 高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量， 原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量， ドライウェル雰囲気温度，ドライウェル圧力，サプレッション・プール水位，格納容器下部水位，格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ），格納容器雰囲気放射線モニタ，起動領域計装，平均出力領域計装，フィルタ装置水位，耐圧強化ベント系放射線モニタ，原子炉建屋水素濃度，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）， 常設代替高圧電源装置発電機電力， 常設代替高圧電源装置発電機周波数等
重大事故等対処設備の操作機能	ＡＴＷＳ緩和設備，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系， 高圧代替注水系，低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系，格納容器下部注水系，代替循環冷却系， 格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系， 常設代替高圧電源装置等

第2表　誤操作することなく適切に運転操作するための対策

項目	対策
環境条件	(a)　中央制御室換気系により，運転操作に適した室温（21℃～24℃）に調整可能な設計とする。 (b)　照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因を排除する。 (c)　運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。
配置及び作業空間	(a)　中央制御室の運転・操作エリアは，すべての運転状態において，運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう，区分等を考慮する。 (b)　中央制御室は，運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。 (c)　動作範囲は，運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。
制御盤の盤面配置	(a)　警報用パネル及び警報窓は，運転・操作エリアから監視できるようにする。 (b)　操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は，容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置は，操作を行う位置から監視できるようにする。 (c)　表示装置及び制御機器は，系統区分に従ったグループにまとめる。 (d)　系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は，異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 (e)　コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 (f)　ラベリングは，同一プラント内で整合性をもつようにする。
表示システム	(1)情報機能 運転員への情報提供として以下を考慮する。 (a)　通常時及び事故時の運転に必要な情報や，安全上必要な情報は，網羅して表示する。また，事故時においても，あらかじめ定められた精度及び範囲で表示する。 (b)　情報の表示は，理解し易い適切な表示方法とする。 ⅰ）　指示計，記録計を用いる場合 ⅰa）系統区分に従ったグループにまとめる。異なるグルーピングを同時に用いる場合は，異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 ⅰb）コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。 ⅰc）ラベリングは，同一プラント内で整合性を持たせる。 ⅱ）　ＣＲＴ等を用いる場合 ⅱa）安全上重要な設備や，重大事故等対処設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。

項目	対策
	ⅱb）情報の配置，形状などの設定を一貫して適用し，個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また，タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。 ⅱc）運転員の慣習に適合した情報表示を行う。 ⅱd）機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを，極力一つの画面に表示する。 ⅱe）情報は，表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。 (c) 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は，プロセスの流れ，事象の流れと整合性をとる。 (d) 検出器などの不作動又は除外により，情報を提供できない場合は，運転員がそのことを知ることができる。 (e) データ収集及びデータ処理において，入力信号のサンプリング周期及び処理速度が，プロセスの変化速度に十分追従できる。 (f) 表示データの更新が，運転操作に対して十分な速度で行われる。 (2)警報機能 運転員への警報提供として以下を考慮する。 (a) 警報発生に伴い，その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないよう考慮する。 (b) プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し，新たに発生した警報の確認を阻害しないようにする。 (c) 警報は，警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。 (d) 新たに発生した警報が音，点滅光等で認識できるようにする。 (e) 警報は，確認操作により，点滅光から連続点灯等，点灯状況が変わる。 (f) 警報原因が消滅した場合は，警報は，元の状態に復帰できる。
制御機能	(a) 制御機器の大きさ，操作に要する力，触覚フィードバック等を考慮する。 (b) 制御機器の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。 (c) 制御機器の色，形，大きさのコーディング方法や操作方法について一貫性を持たせる。また，安全上の重要な制御機器は，他の制御機器と識別する。 (d) タッチオペレーション方式による制御の場合は，以下とする。

項目	対策
	ⅰ） タッチ領域は，枠などを表示することにより，その領域がタッチ領域であることが区別された表示とする。 ⅱ） タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また，その打ち返し表示は，運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。 ⅲ） プラント設備の操作にかかわるタッチ領域には，タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。 ⅳ） 原則として，一貫したタッチ方式を用いる。 ⅴ） タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は，原則として１つとする。 ⅵ） 画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には，タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。 (e) 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。 (f) 非安全な操作ができないための対応 ⅰ） 操作器具は，不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう，操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないよう配置），保護カバーの設置，鍵操作型スイッチの設置，ボタン型スイッチを設置する。 ⅱ） 操作器具の操作方法は，運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させる。 ⅲ） 操作器具は，大きさ，形状等，操作性を考慮して選定し，操作器具の色，形状，操作方法は一貫性を持ち，用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また，安全上の重要な操作器具はほかの操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。

第3表　津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

自然現象等	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
高潮	高潮・津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波	
風（台風）	風(台風)・竜巻(飛来物含む)による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	
降水	発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火山	降下火砕物の有無や堆積状況
外部火災※1	火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

※1：外部火災は「森林火災」，「近隣工場等の火災」を含む。

第4表　津波・構内監視カメラの仕様

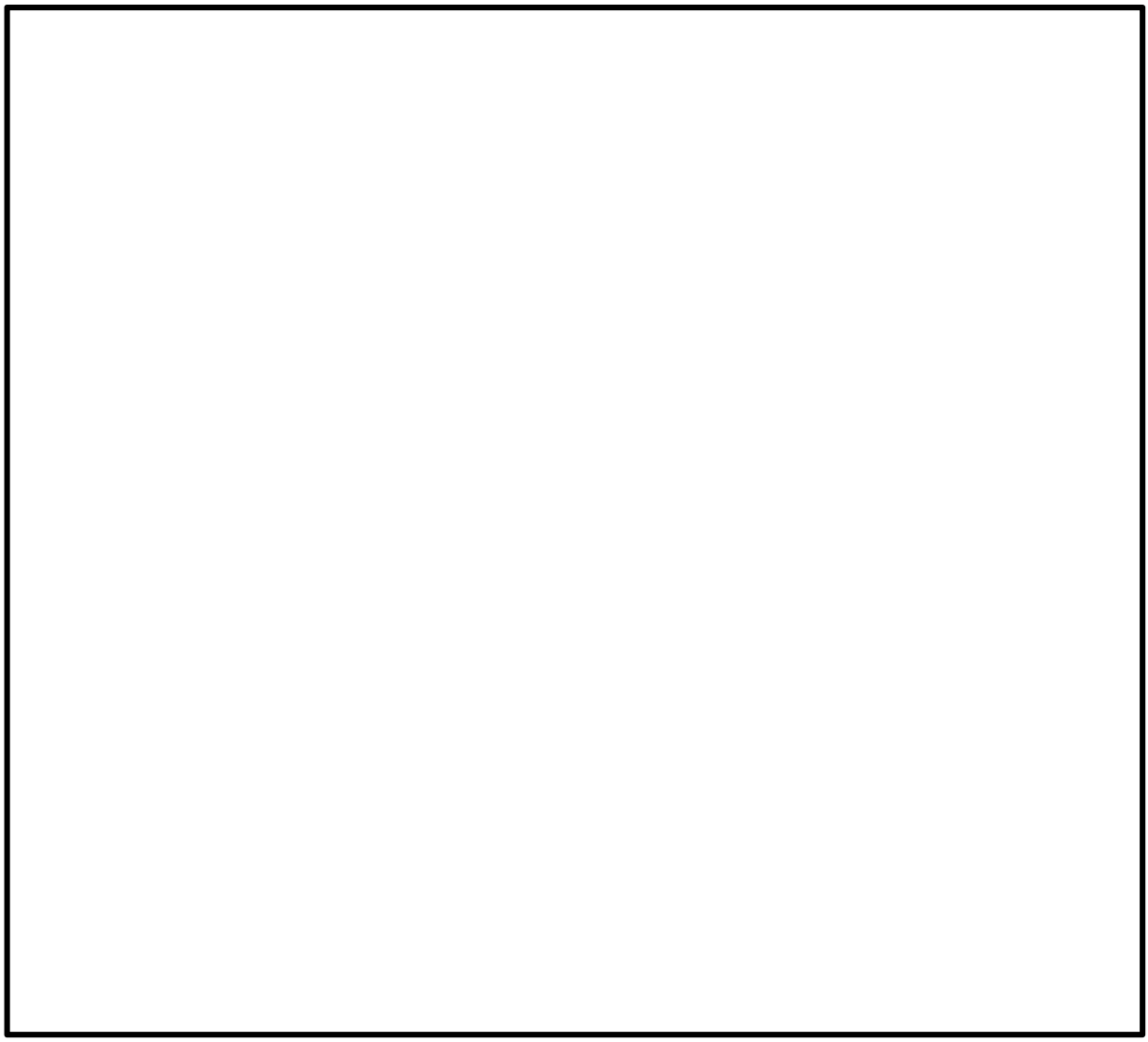
設置場所	原子炉建屋原子炉棟屋上，防潮堤上部
暗視機能	あり
ズーム機能	可視光カメラ（低照度カメラ）／ズームなし 赤外線カメラ／デジタルズーム4倍
遠隔上下左右可動	水平 360°（連続） 上下 ±90°

第5表　中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

設備名	パラメータ			計測範囲
気象観測設備	大気温度			－10℃～40℃
	雨量			0～49.5㎜ （記録紙印字幅）
	風向 （EL.＋18m／EL.＋89m／EL.＋148m）			0～540°　（Ｎ～Ｓ）
	風速 （EL.＋18m／EL.＋89m／EL.＋148m）			0～30m／s （10分間平均値）
	日射量			0～1.2kW／m^2
	放射収支量			0.05kW／m^2～－0.25kW／m^2
津波監視設備	潮位計（新設）			EL.－5.0m～20.0m
	取水ピット水位（新設）			EL.－7.8m～2.3m
固定式周辺モニタリング設備	モニタリング・ポスト	空間γ線	低レンジ(NaI(Tl)シンチレーション)	10^1nGy／h～10^5nGy／h
			高レンジ（電離箱）	10^{-8}Gy／h～10^{-1}Gy／h

第6表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

名称	仕様等
酸素濃度計	・測定（使用）範囲：0.0～40.0vol％ ・測定精度：±0.1vol％ 【メーカ値】 ・電 源：乾電池 （交換により容易に電源が確保できるもの）
二酸化炭素濃度計	・測定（使用）範囲：0.0～5.0vol％ ・測定精度：±3.0％F.S 【メーカ値】 ・電 源：乾電池 （交換により容易に電源が確保できるもの）



第１図　津波・構内監視カメラの配置

Ⅴ-1-6　放射性廃棄物の廃棄施設の説明書

目次

Ⅴ-1-6-1　主排気筒の基礎に関する説明書

Ⅴ-1-6-1　主排気筒の基礎に関する説明書

添付書類「Ⅴ-1-6-1　主排気筒の基礎に関する説明書」は，添付書類「Ⅴ-2-2-15-2　主排気筒の基礎の耐震性についての計算書」によるものとする。

NT2 補① Ⅴ-1-6-1 R0E

Ⅴ-1-7　放射線管理施設の説明書

目次

Ⅴ-1-7-1　放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

Ⅴ-1-7-2　管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書

Ⅴ-1-7-3　中央制御室の居住性に関する説明書
Ⅴ-1-7-3-別添１　空気流入率試験について
Ⅴ-1-7-3-別添２　中央制御室換気空調設備のフィルタ除去性能の維持について
Ⅴ-1-7-3-別添３　運転員の交代要員体制について
Ⅴ-1-7-3-別添４　中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋外側ブローアウトパネルの取扱いについて

Ⅴ-1-7-1　放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

目次

1.　概要 ··1
2.　基本方針 ··1
2.1　設計基準対象施設に関する計測 ······································1
2.2　重大事故等対処設備に関する計測 ····································1
3.　放射線管理用計測装置の構成 ··3
3.1　プロセスモニタリング設備 ··4
3.1.1　原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 ··············4
3.1.2　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 ····································8
3.2　エリアモニタリング設備 ··15
3.2.1　緊急時対策所の線量当量率を計測する装置 ····························15
3.2.2　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 ··················17
3.3　固定式周辺モニタリング設備 ··24
3.4　移動式周辺モニタリング設備 ··27
3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存 ··················37
3.5.1　計測結果の指示又は表示 ··37
3.5.2　設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存 ····················37
3.5.3　重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 ··················38
3.6　その他 ··42
3.6.1　海上モニタリングについて ··42
3.6.2　放射線計測器の保有等について ······································42
4.　放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 ························43
4.1　放射線管理用計測装置の計測範囲 ······································43
4.2　放射線管理用計測装置の警報動作範囲 ··································43

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 34 条，第 47 条，第 67 条，第 69 条，第 73 条，第 75 条及び第 76 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成，計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて，技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録，保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお，技術基準規則第 34 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成，計測範囲及び技術基準規則第 47 条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては，要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，設計基準対象施設に関する表示，電源，記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は，非常用所内電気設備に接続するとともに，専用の無停電電源装置を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し，中央制御室及び緊急時対策所建屋までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち，原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は，外部電源が喪失した場合でも計測できるよう，非常用所内電気設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき，計測装置の計測結果は，中央制御室に原則表示し，確実に記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし，断続的な試料の分析を行う場合は，従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第 67 条及びその解釈に基づき，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設置し，計測結果は中央制御室に表示し，記録及び保存できる設計とする。また，直流電源が必要な場合には，代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第 69 条及びその解釈に基づき，使用済燃料貯蔵槽の上部の空間線量率を，燃料貯蔵設備に係る重大事故等 (注) により変動する可能性がある範囲にわたり計測するためのエリアモニタリング設備を設置し，計測結果は中央制御室に表示し，記録及び保存できる設計とする。また，直流電源が必要な場合には，代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第 73 条及びその解釈に基づき，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），耐圧強化ベント系放射線モニタ，フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）を設ける設計とするとともに，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障又は故障が疑われ，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は，設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の放射線量率，最終ヒートシンクの確保に必要なパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等により推定できる設計とする。

また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）の明確化をするとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に，代替パラメータによる推定の対応手段等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定める設計とする。

原子炉格納容器内の放射線量率，最終ヒートシンクの確保に必要なパラメータは想定される重大事故等の対応に必要となる炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとして，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に原則指示又は表示し，記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは，緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，記録については必要な容量を保存できる設計とする。

技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために，移動式周辺モニタリング設備を保管する。固定式周辺モニタリング設備は，全交流動力電源喪失時においても代替電源設備から電源供給ができる電源構成とする。固定式周辺モニタリング設備の機能が喪失した場合にその機能を代替するための計測装置を含む移動式周辺モニタリング設備は，現場にて指示又は表示を行うこととし，測定結果を記録及び保存できる設計とする。また，発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる設備を保管する。

技術基準規則第 76 条及びその解釈に基づき，緊急時対策所内の放射線量を監視，計測及び記録するために緊急時対策所エリアモニタを設け，計測結果を記録及び保存できる設計とする。

（注）燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 3-1（a）及び（b）で定義する想定事故１（使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料プール内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故２（サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故）において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下

b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示，表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については，「3.1 プロセスモニタリング設備」，「3.2 エリアモニタリング設備」「3.3 固定式周辺モニタリング設備」，「3.4 移動式周辺モニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示，記録及び保存については，「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」にてとりまとめる。

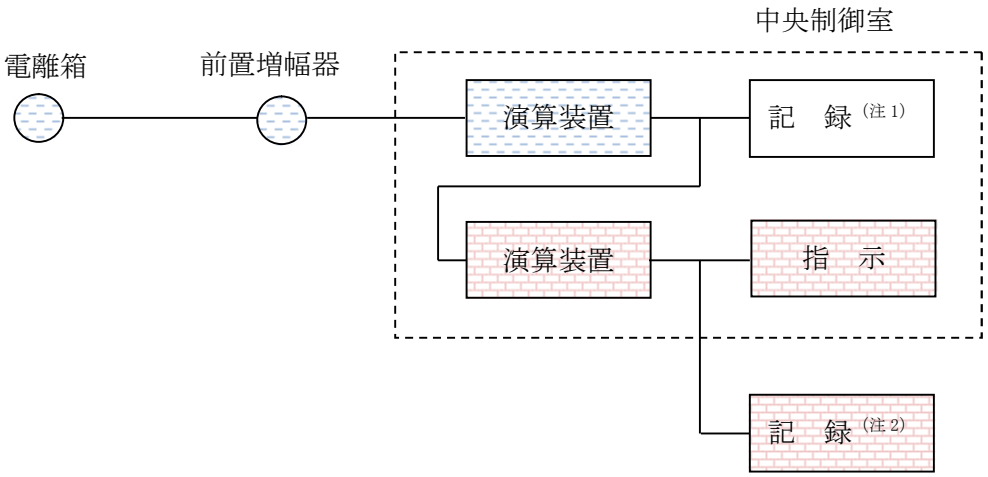
3.1　プロセスモニタリング設備

3.1.1　原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

(1)　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）

格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換した後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録及び保存する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.1-1　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の概略構成図」及び「図 3.1.1-2 検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W））」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

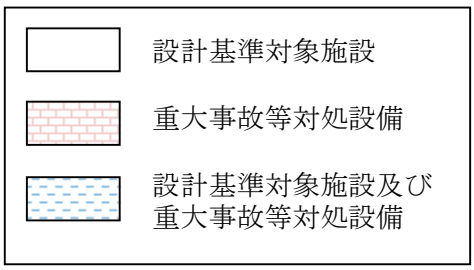


図 3.1.1-1　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の概略構成図

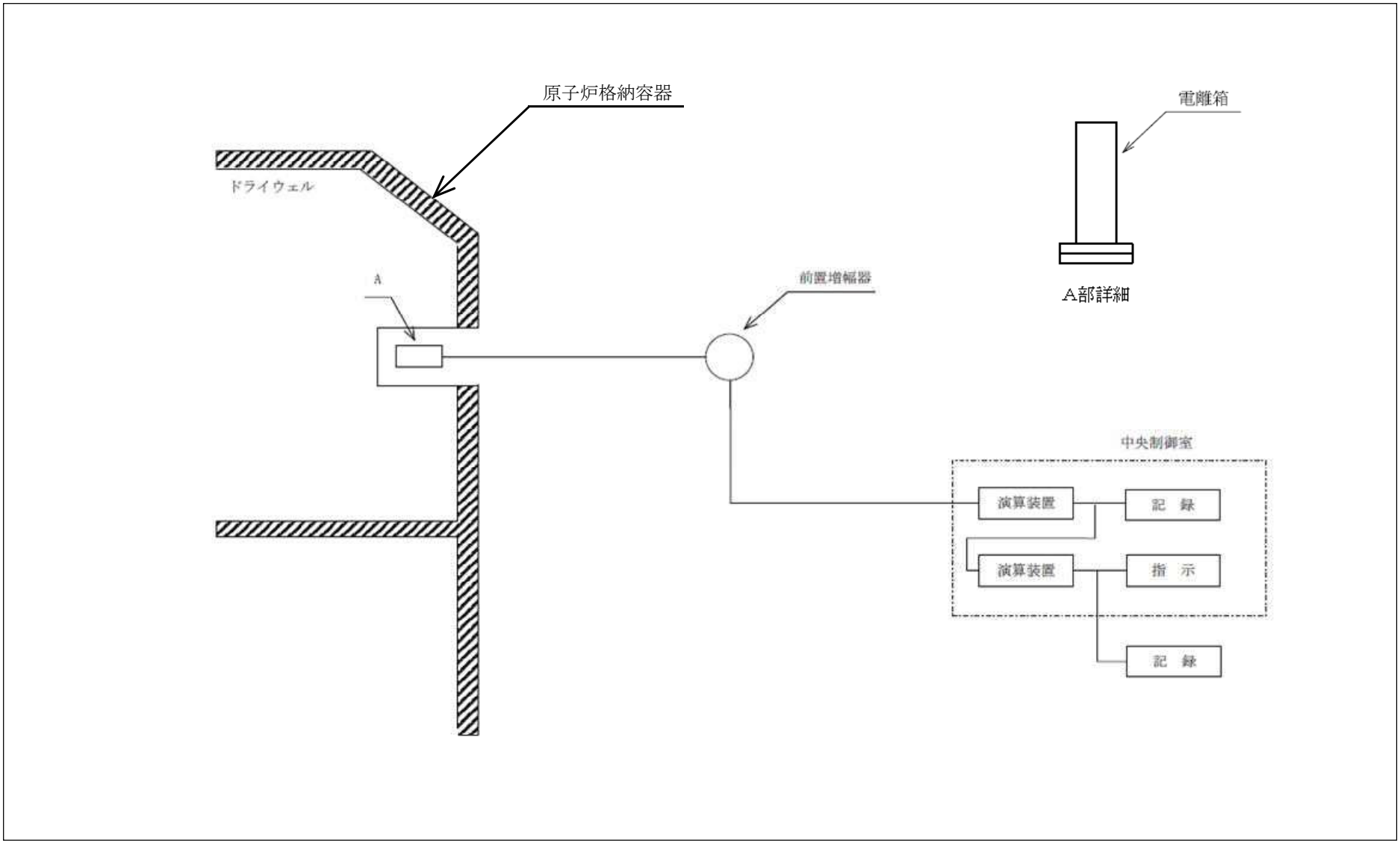
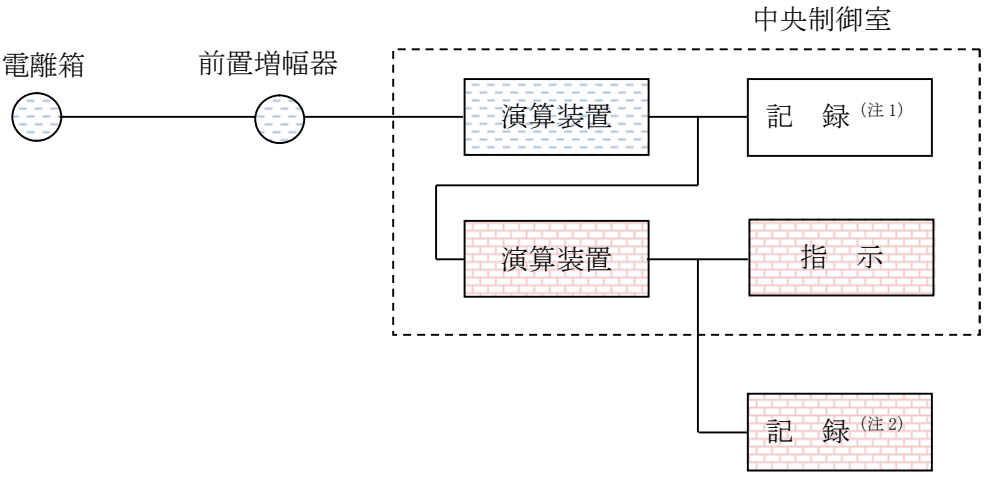


図 3.1.1-2　検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W））

(2)　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）

格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換した後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録及び保存する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.1-3　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の概略構成図」及び「図 3.1.1-4 検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ））」参照。）



（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

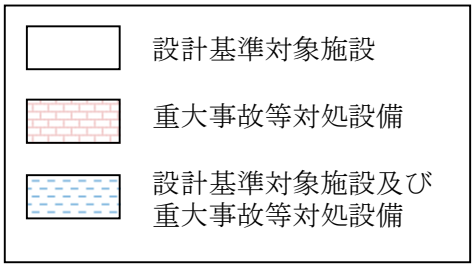


図 3.1.1-3　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の概略構成図

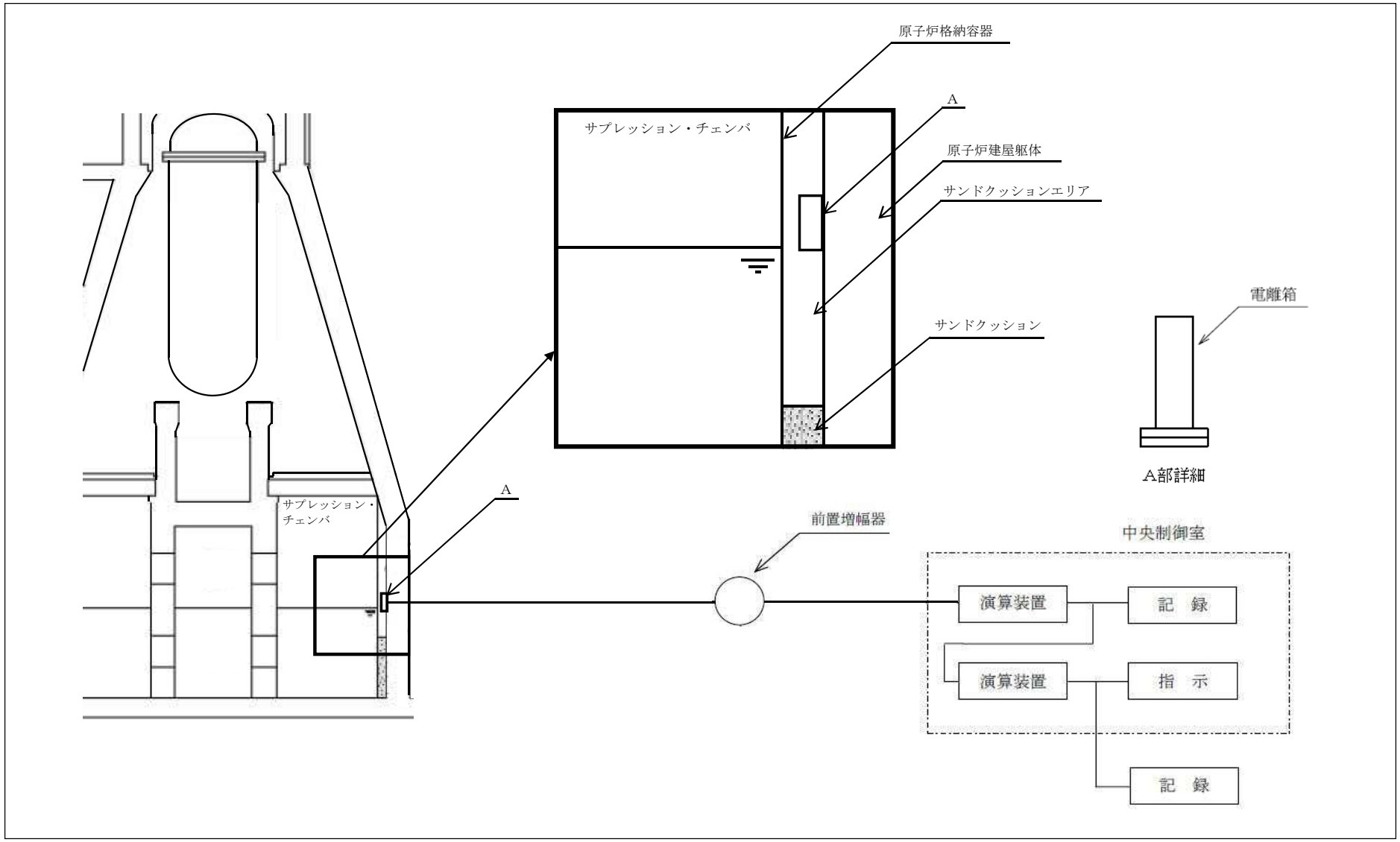


図 3.1.1-4　検出器の構造図（格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ））

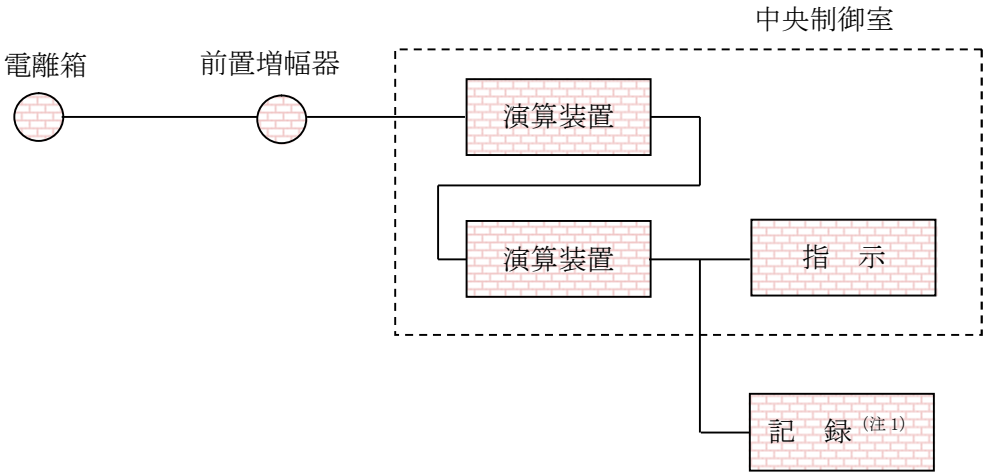
3.1.2　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置

(1)　フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換した後，線量当量率を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-1　フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び「図 3.1.2-2　検出器の構造図（フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ））」参照。）

直流電源が必要な場合には，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.1.2-5　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

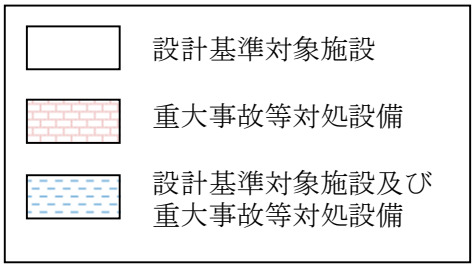


図 3.1.2-1　フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

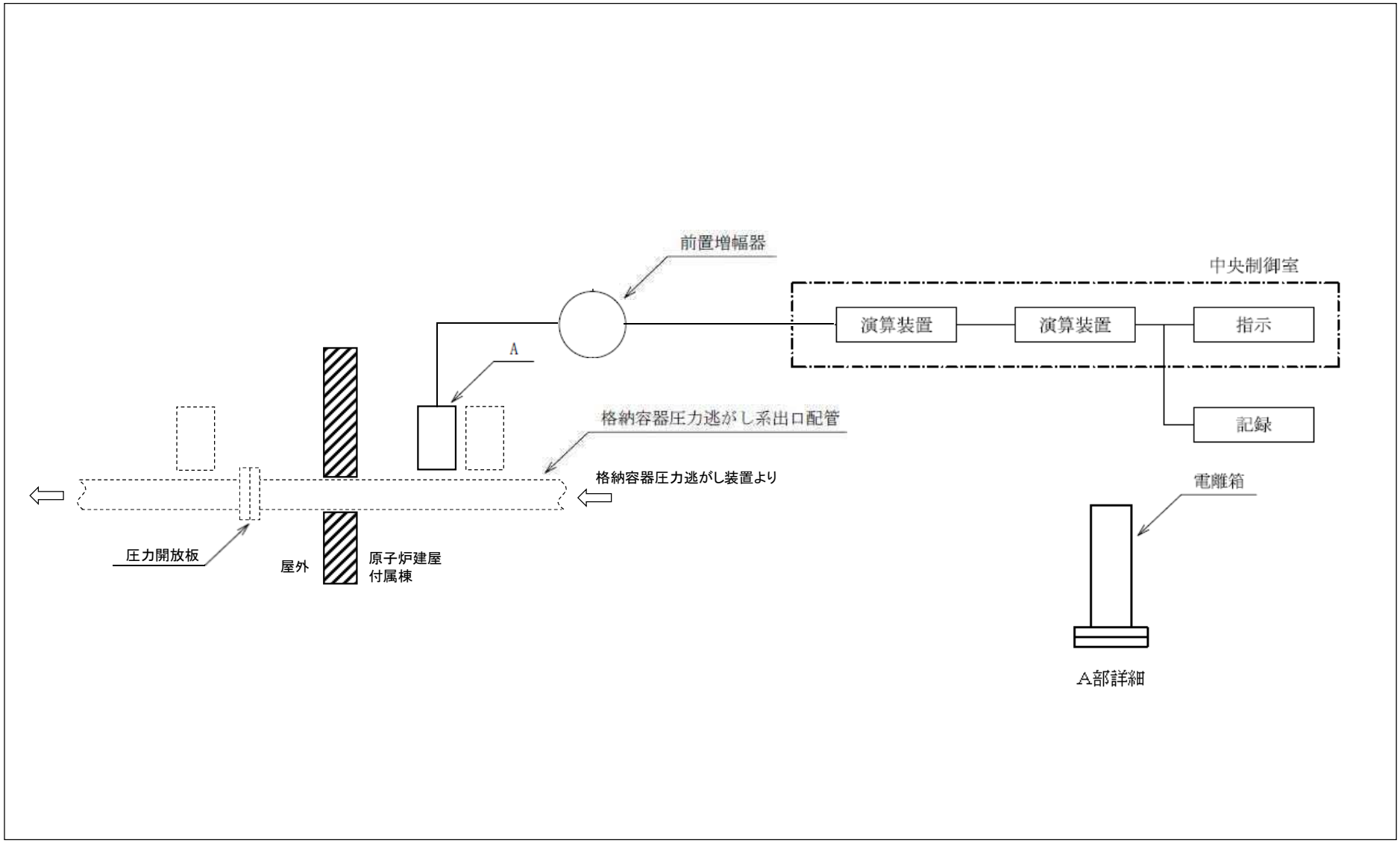


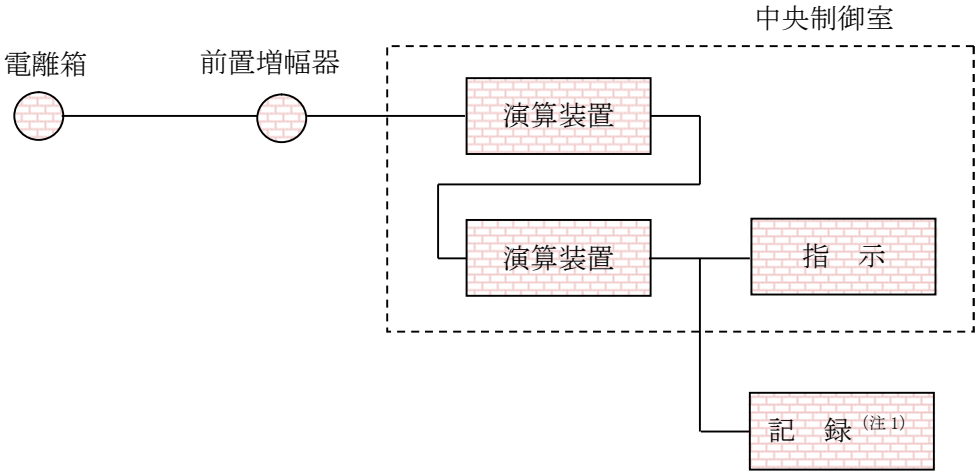
図 3.1.2-2　検出器の構造図（フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ））

(2)　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器圧力逃がし系出口配管の圧力開放板前後に1個ずつの2個を設置している。フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換した後，線量当量率を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-3　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び「図 3.1.2-4　検出器の構造図（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））」参照。）

直流電源が必要な場合には，常設代替直流電源設備である緊急用125 V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V計装分電盤を介して供給できる設計とする。(「図 3.1.2-5　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図（直流電源)」参照。)



（注1）緊急時対策支援システム伝送装置

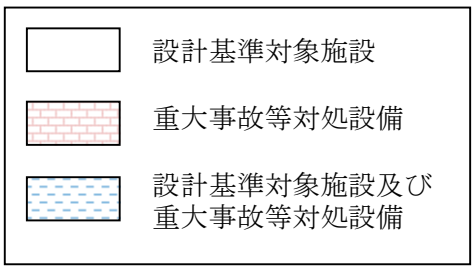


図 3.1.2-3　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図

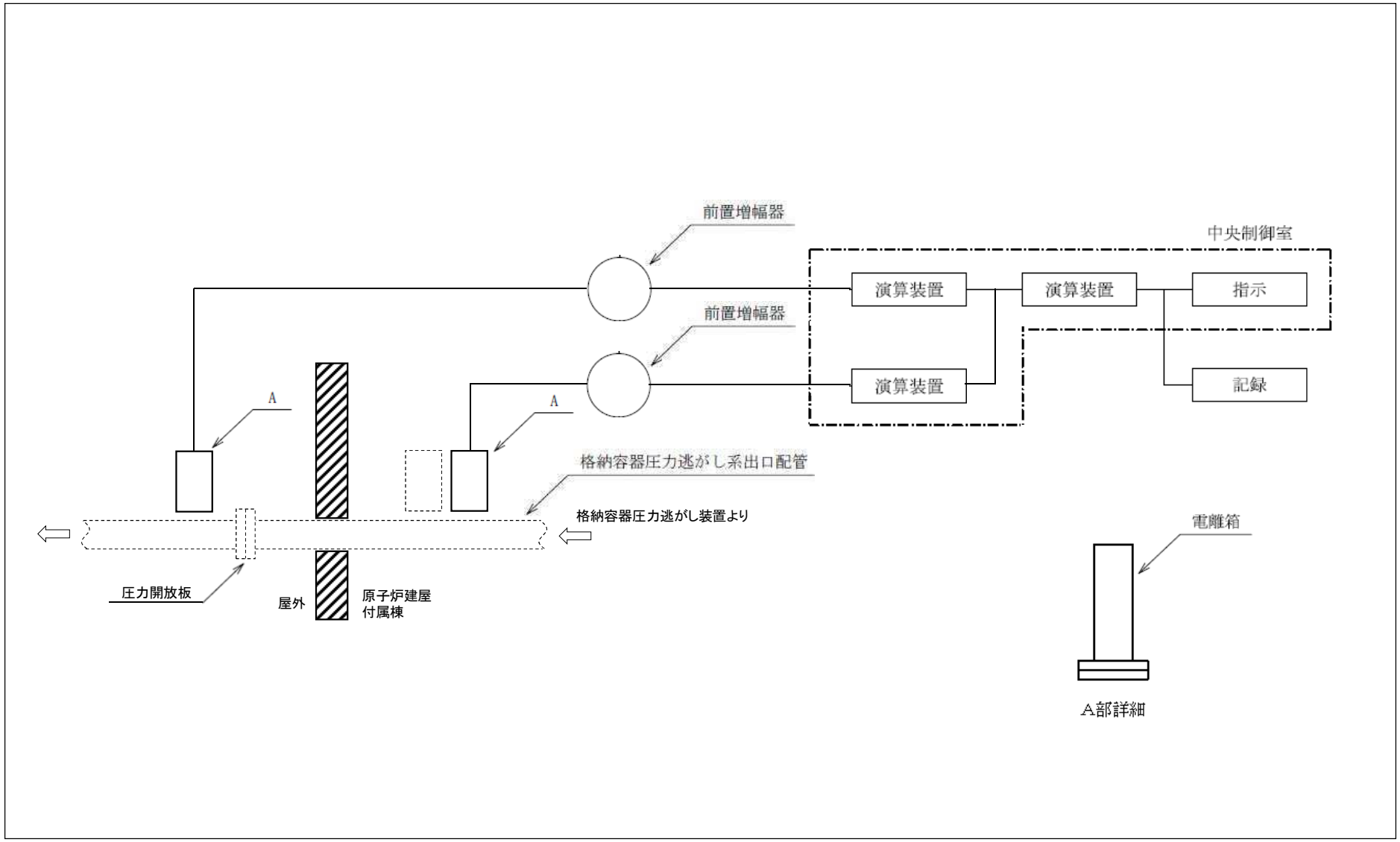


図 3.1.2-4　検出器の構造図（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））

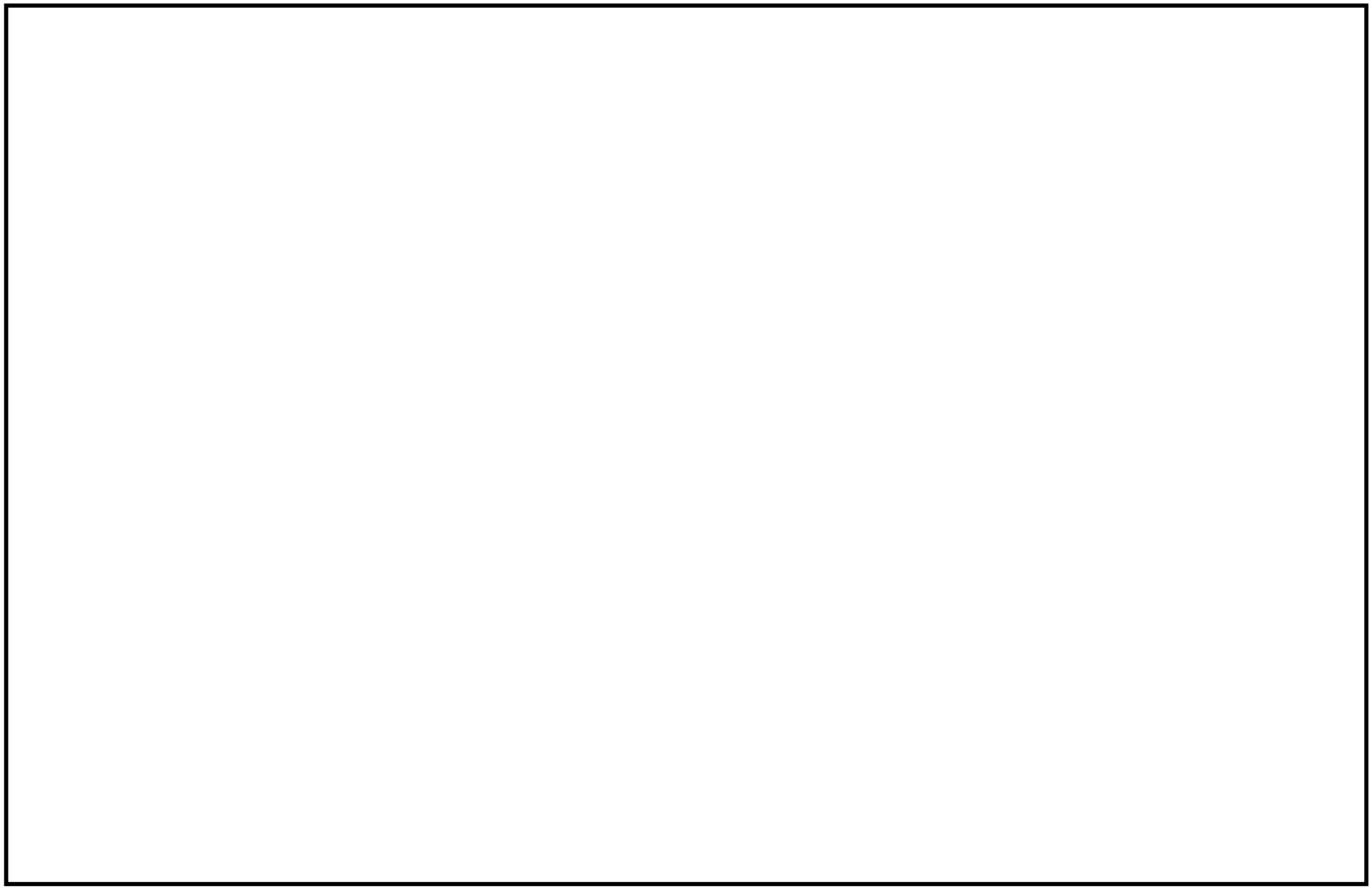
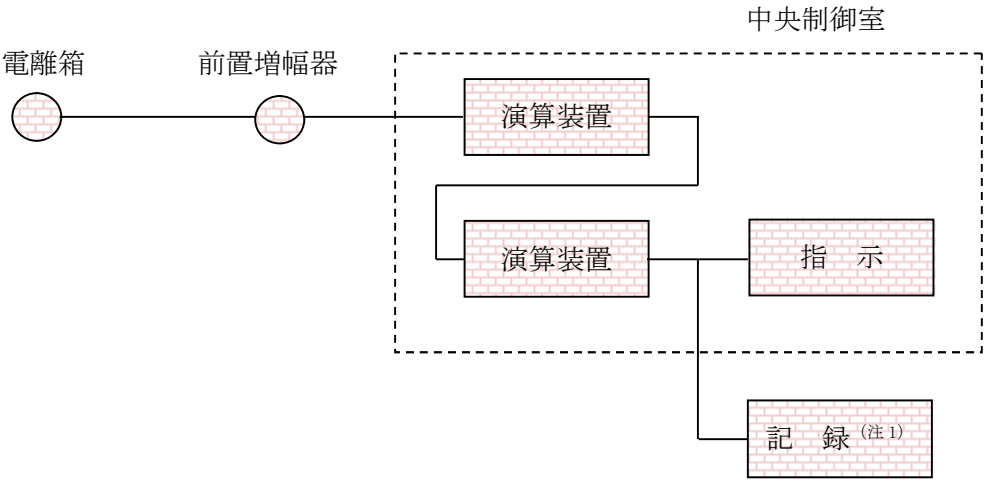


図3.1.2-5　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置の概略電源系統図（直流電源）

(3)　耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.1.2-6　耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-7　検出器の構造図（耐圧強化ベント系放射線モニタ）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

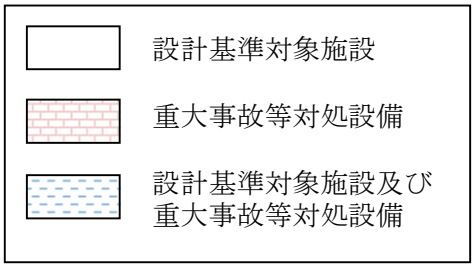


図 3.1.2-6　耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

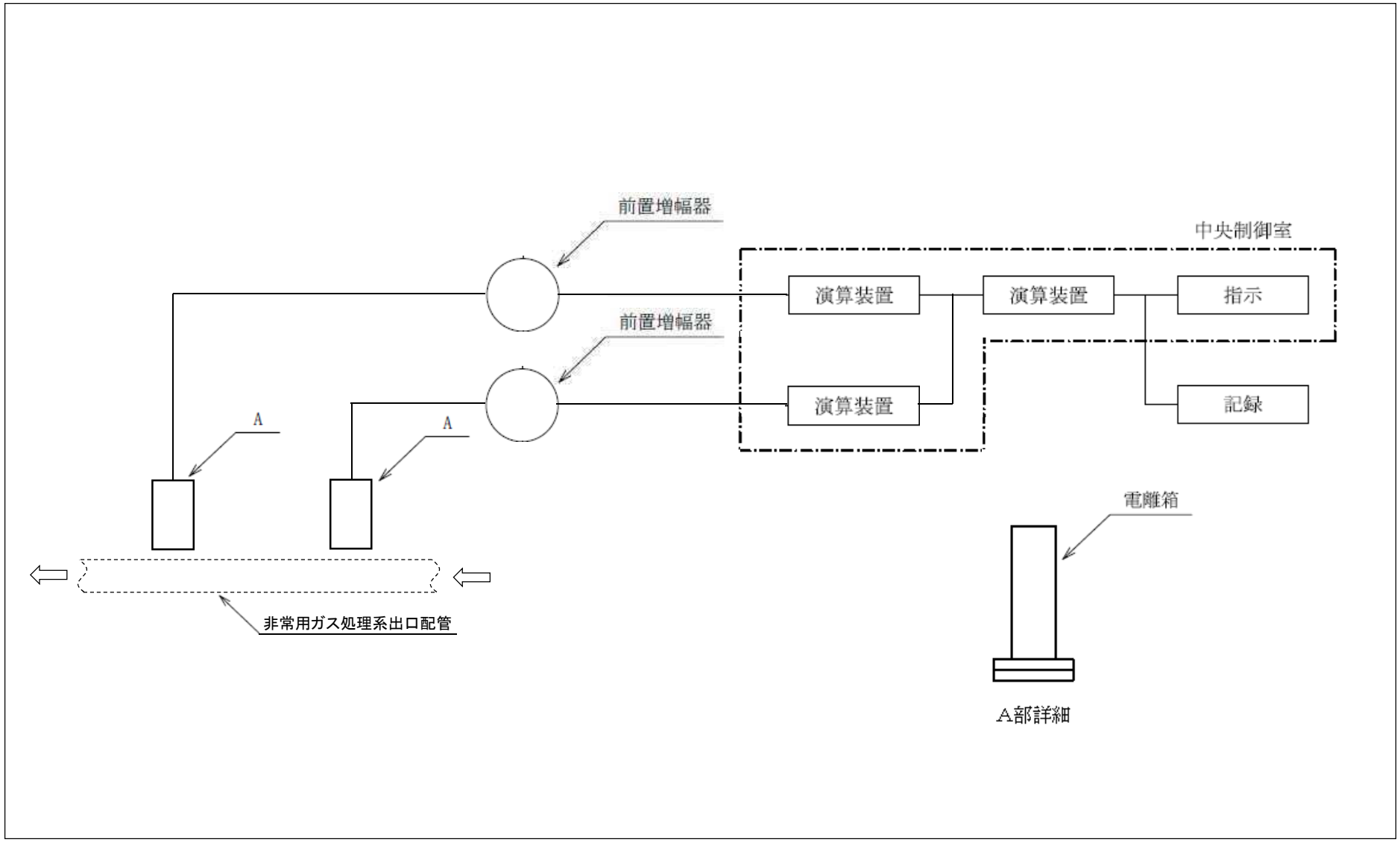


図 3.1.2-7　検出器の構造図（耐圧強化ベント系放射線モニタ）

3.2　エリアモニタリング設備

3.2.1　緊急時対策所の線量当量率を計測する装置

(1)　緊急時対策所エリアモニタ

重大事故等時に使用する緊急時対策所エリアモニタは，緊急時対策所内の線量当量率を半導体式を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を測定装置にて線量当量率へ変換する処理を行った後，線量当量率を表示する。計測結果は電磁的に記録し，保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.2.1-1　緊急時対策所エリアモニタの概略構成図」及び「図 3.2.1-2　検出器の構造図（緊急時対策所エリアモニタ）」参照。）

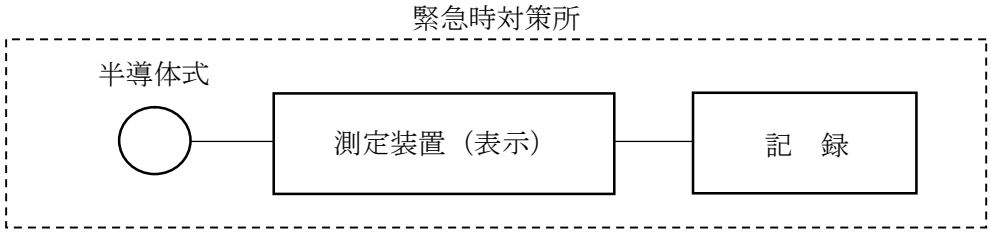


図 3.2.1-1　緊急時対策所エリアモニタの概略構成図

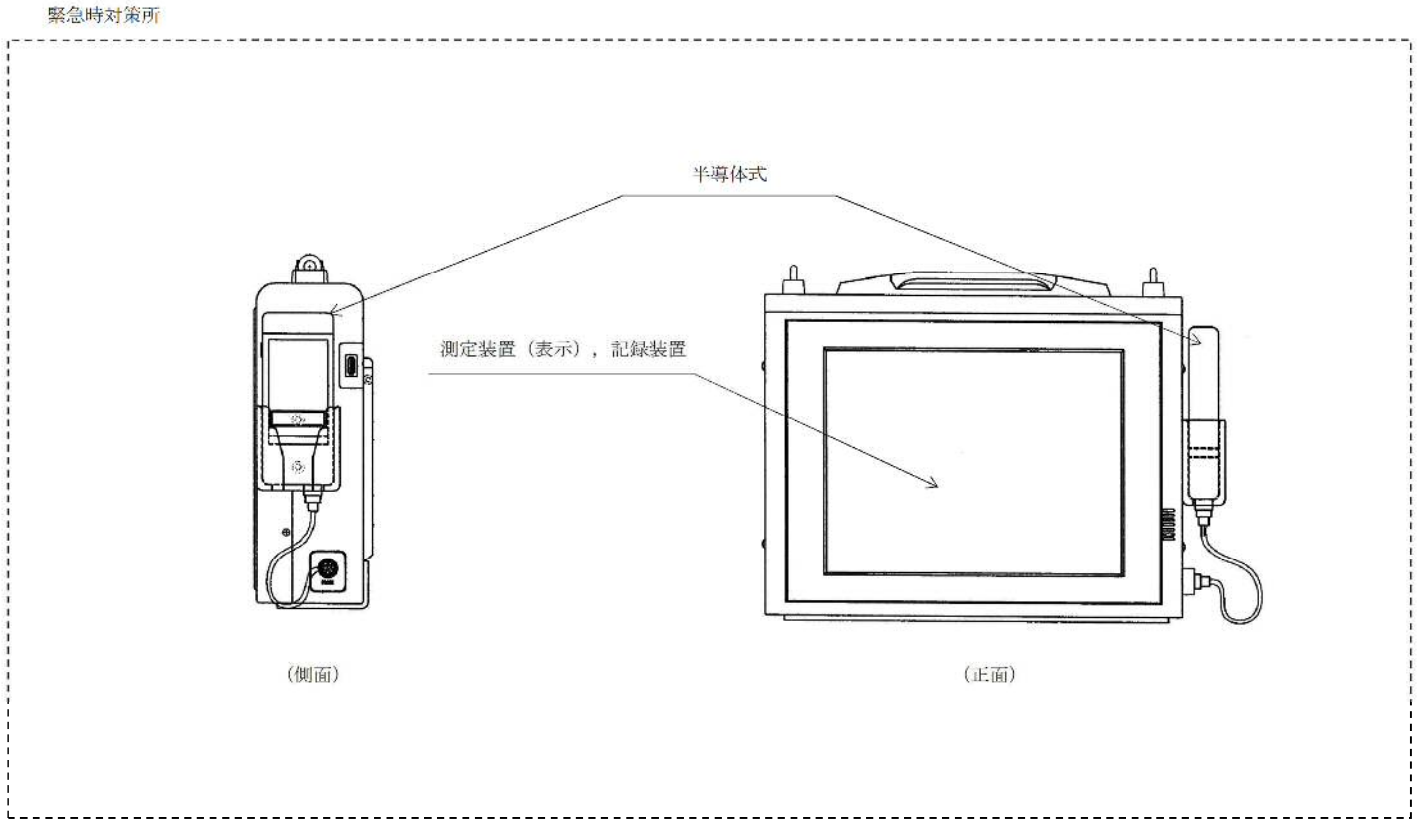


図 3.2.1-2　検出器の構造図（緊急時対策所エリアモニタ）

3.2.2　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1)　原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）

設計基準対象施設の原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は，外部電源が使用できない場合においても非常用所内電気設備である非常用ディーゼル発電機から120/240V 計装用主母線盤を介した電源供給により，使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる設計とする。

（「図 3.2.2-1　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）」参照。）

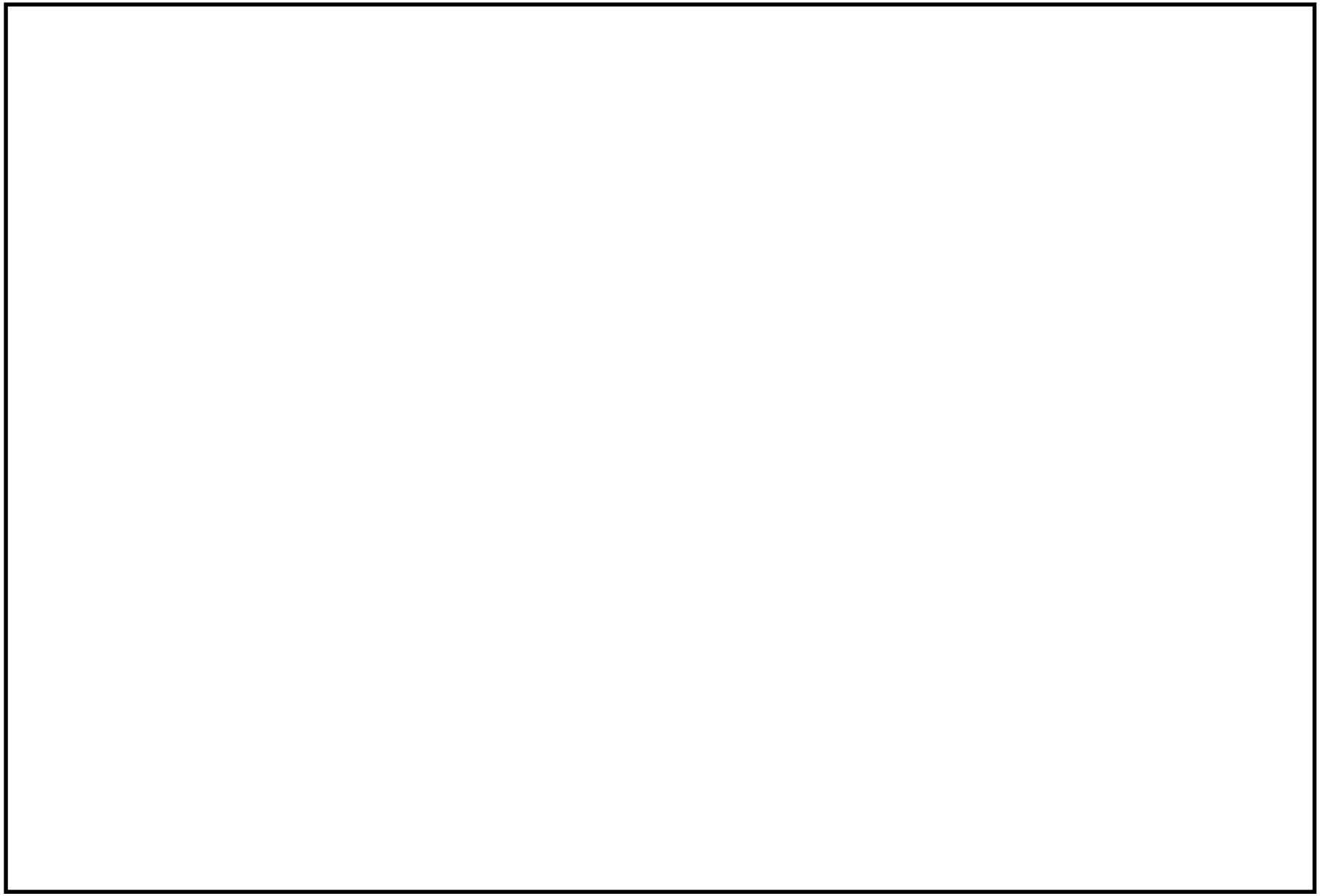


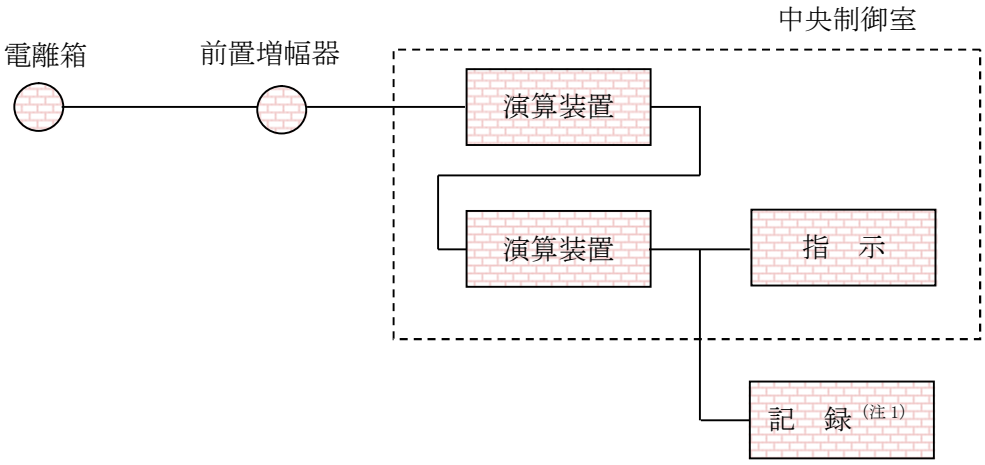
図 3.2.2-1　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）

(2)　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.2.2-2　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図」及び「図 3.2.2-3　検出器の構造図（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ））」参照。）

直流電源が必要な場合には，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.2.2-6　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

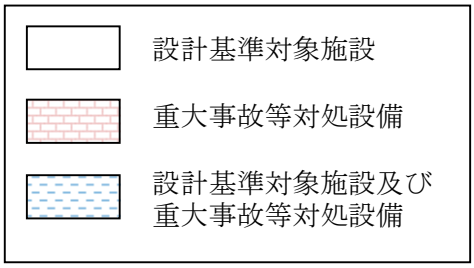


図 3.2.2-2　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の概略構成図

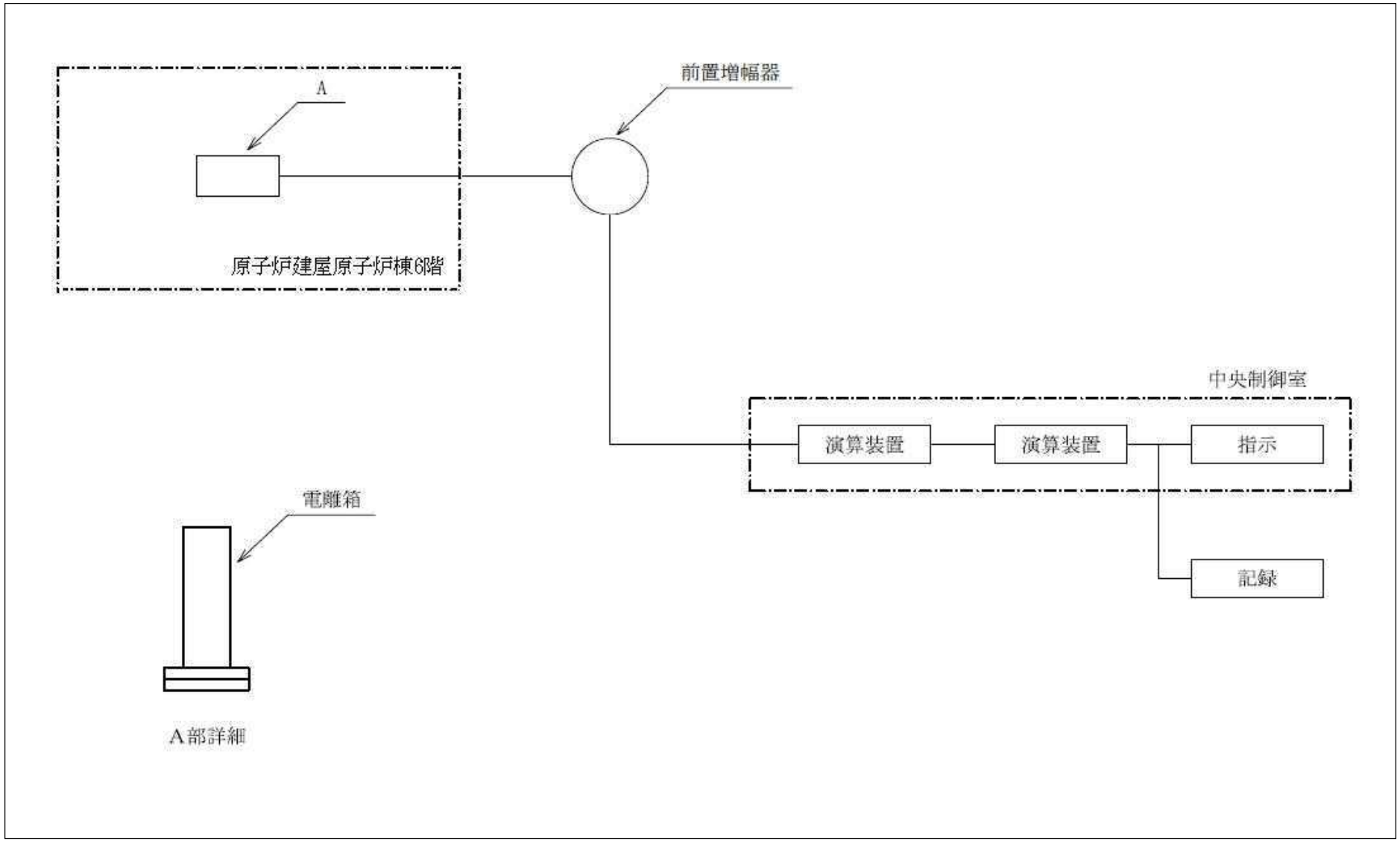


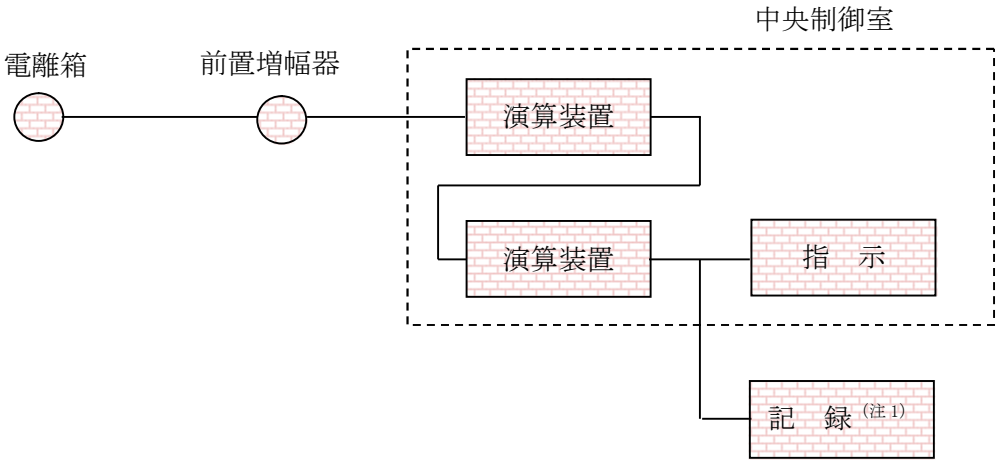
図 3.2.2-3　検出器の構造図（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ））

(3)　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の検出信号は，電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示する。また，緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.2.2-4　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図」及び「図 3.2.2-5「検出器の構造図（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ））」参照。）

直流電源が必要な場合には，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から緊急用直流 125 V 計装分電盤を介して供給できる設計とする。（「図 3.2.2-6　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

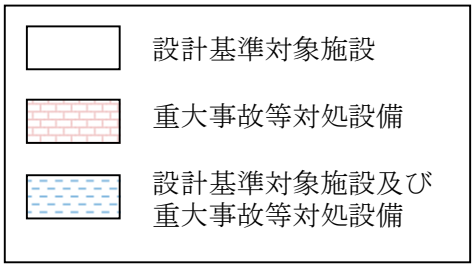


図 3.2.2-4　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の概略構成図

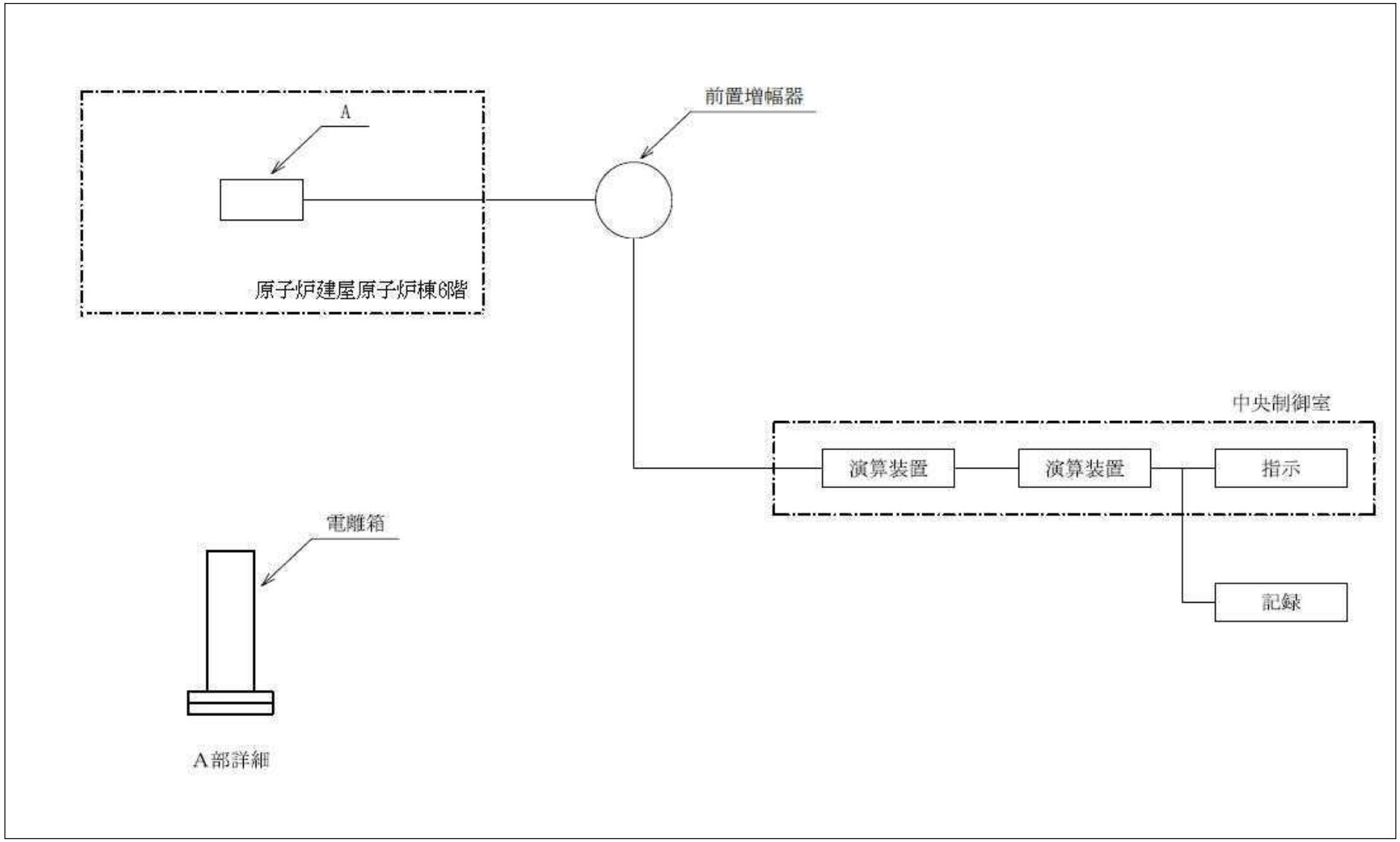


図 3.2.2-5　検出器の構造図（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ））

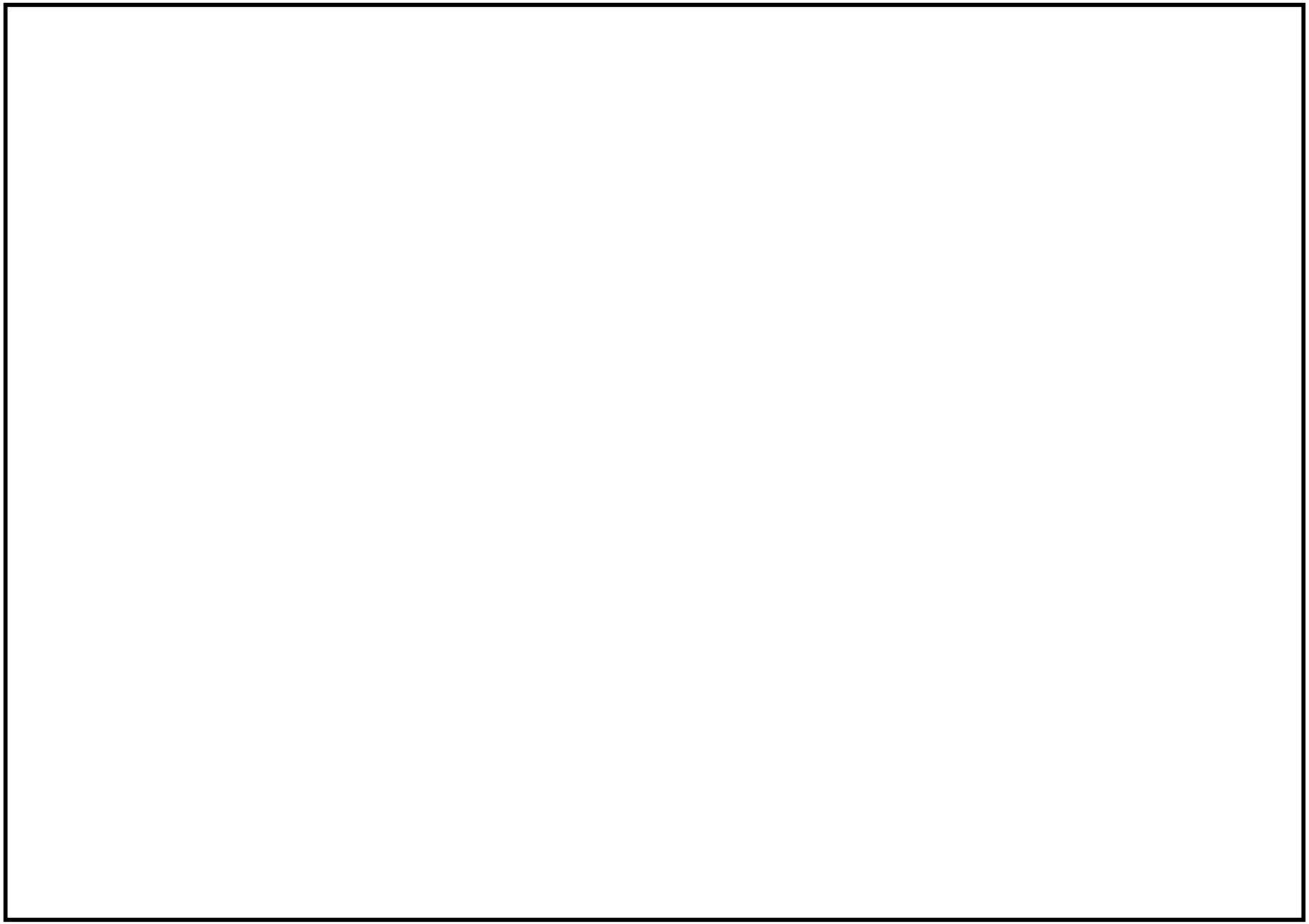


図 3.2.2-6　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）

3.3　固定式周辺モニタリング設備

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を監視，測定及び記録するために設置する固定式周辺モニタリング設備は，設計基準対象施設として，非常用所内電気設備である非常用ディーゼル発電機から 120/240V 計装用分電盤 常用を介した電源供給により，外部電源喪失時においても電源が復旧するまでの間，電源を供給できる設計とし，さらに専用の無停電電源装置（電源容量：約 3.0 kVA）を有し，電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。重大事故等が発生した場合，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から緊急用計装交流主母線盤を介して電源供給ができる設計とする。

なお，設計基準対象施設として，中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所建屋までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視できる設計とする。計測結果は，中央制御室の記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

（「図 3.3-1　固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び「図 3.3-2　固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。）

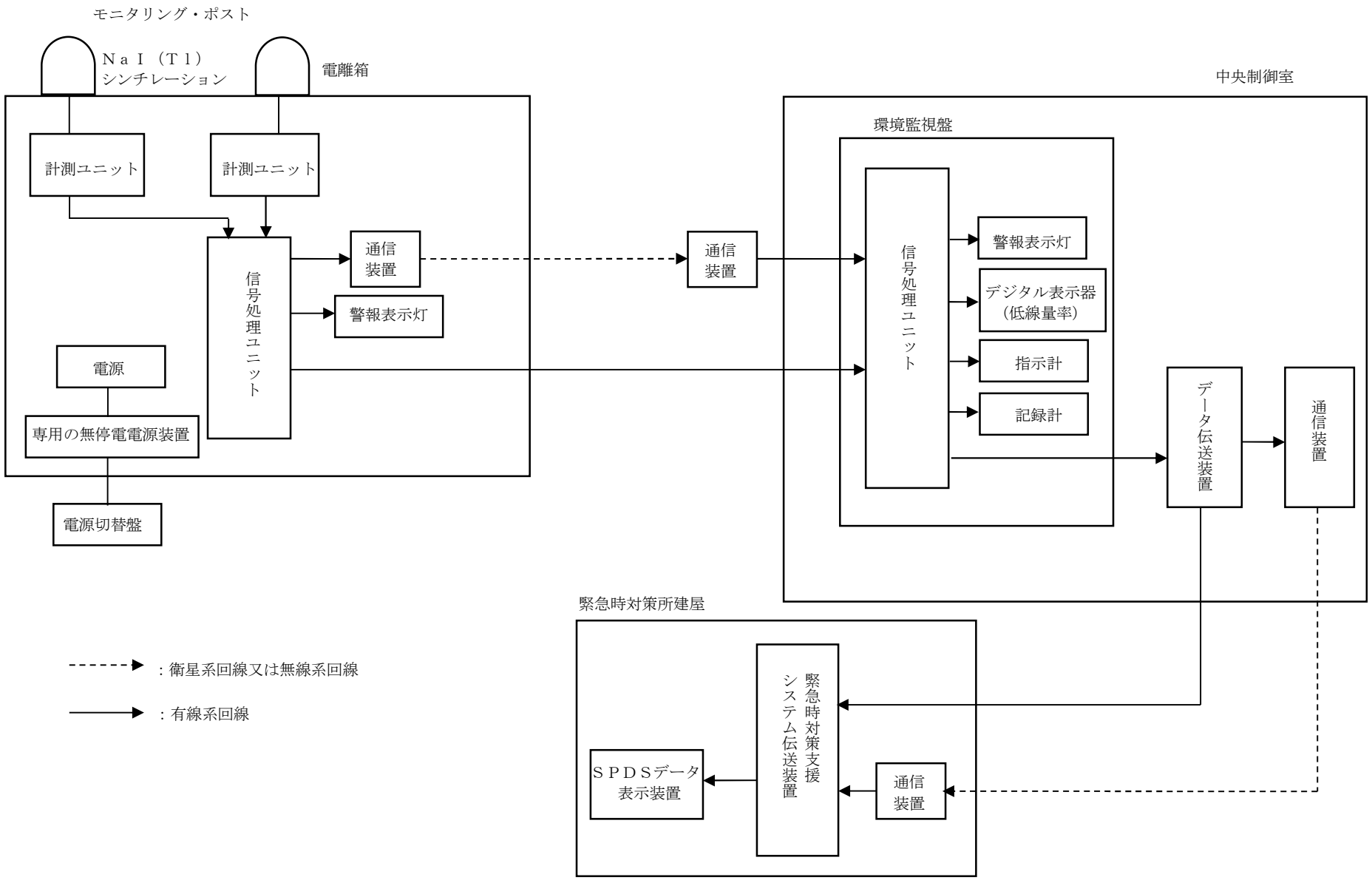


図 3.3-1　固定式周辺モニタリング設備の概略構成図

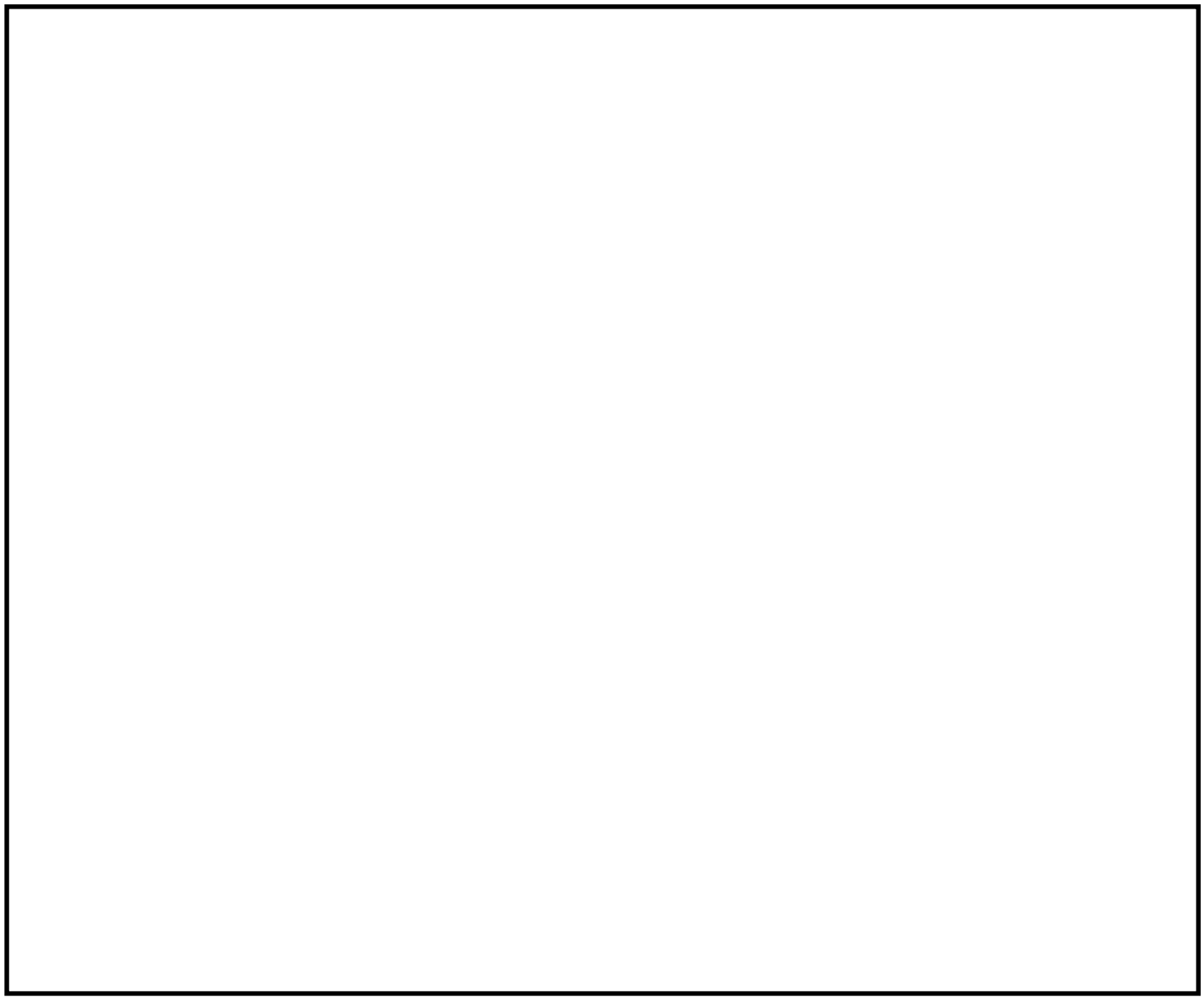


図 3.3-2　固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

3.4　移動式周辺モニタリング設備

(1)　可搬型モニタリング・ポスト

重大事故等が発生した場合に，固定式周辺モニタリング設備が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の空間線量率の監視，測定及び記録するための可搬型モニタリング・ポストは，2種類の検出器を用いて空気吸収線量率を測定する。

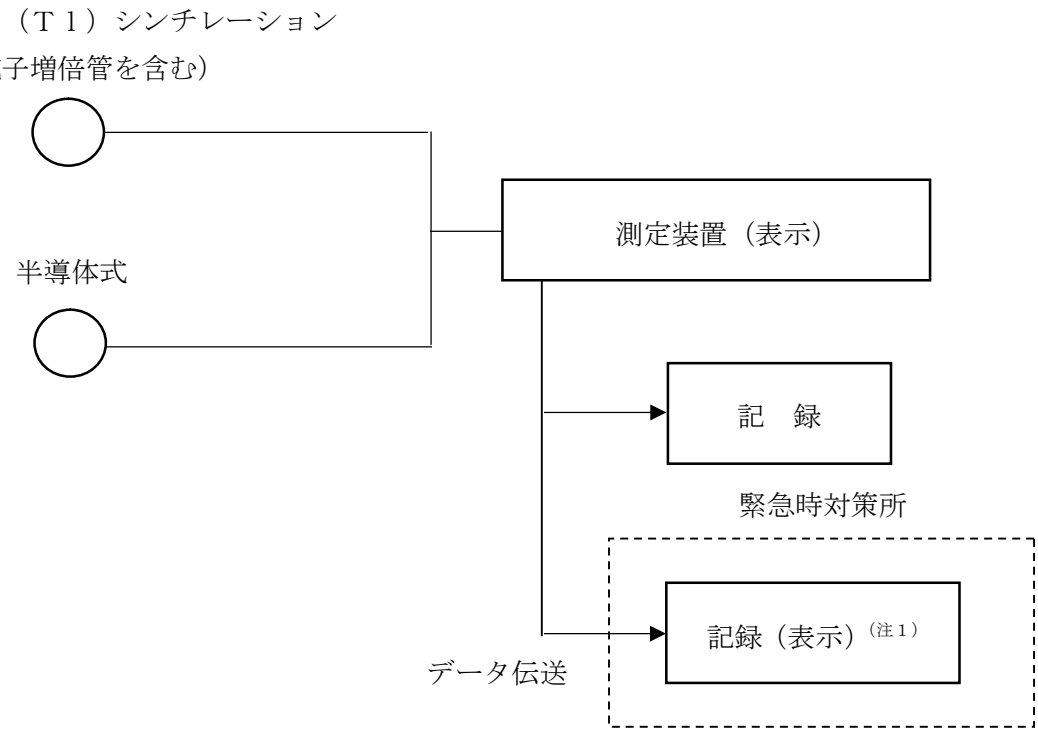
ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーションは，検出器に入射したγ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換,増幅した後,測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示する。

半導体式は，空間線量率を半導体式を用いて電気信号として検出し，検出した電気信号を測定装置にて空間線量率へ変換し表示する。また，表示される測定値は電磁的に記録し，保存する。

なお，測定値は伝送装置（衛星系回線）により，緊急時対策所へ伝送でき，緊急時対策所にて電磁的に記録し，保存できる設計とする。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図3.4-1　可搬型モニタリング・ポストの概略構成図」及び「図3.4-2　検出器の構造図（可搬型モニタリング・ポスト）」参照。）

可搬型モニタリング・ポストは，緊急時対策所の加圧判断用と一部兼用とし，その使用目的等については，添付書類「V-1-9-3-2　緊急時対策所の居住性に関する説明書」にて示し，設備の構成及び測定範囲に関する内容については，本資料にて示す。



（注１）可搬型モニタリング・ポスト端末

図3.4-1　可搬型モニタリング・ポストの概略構成図

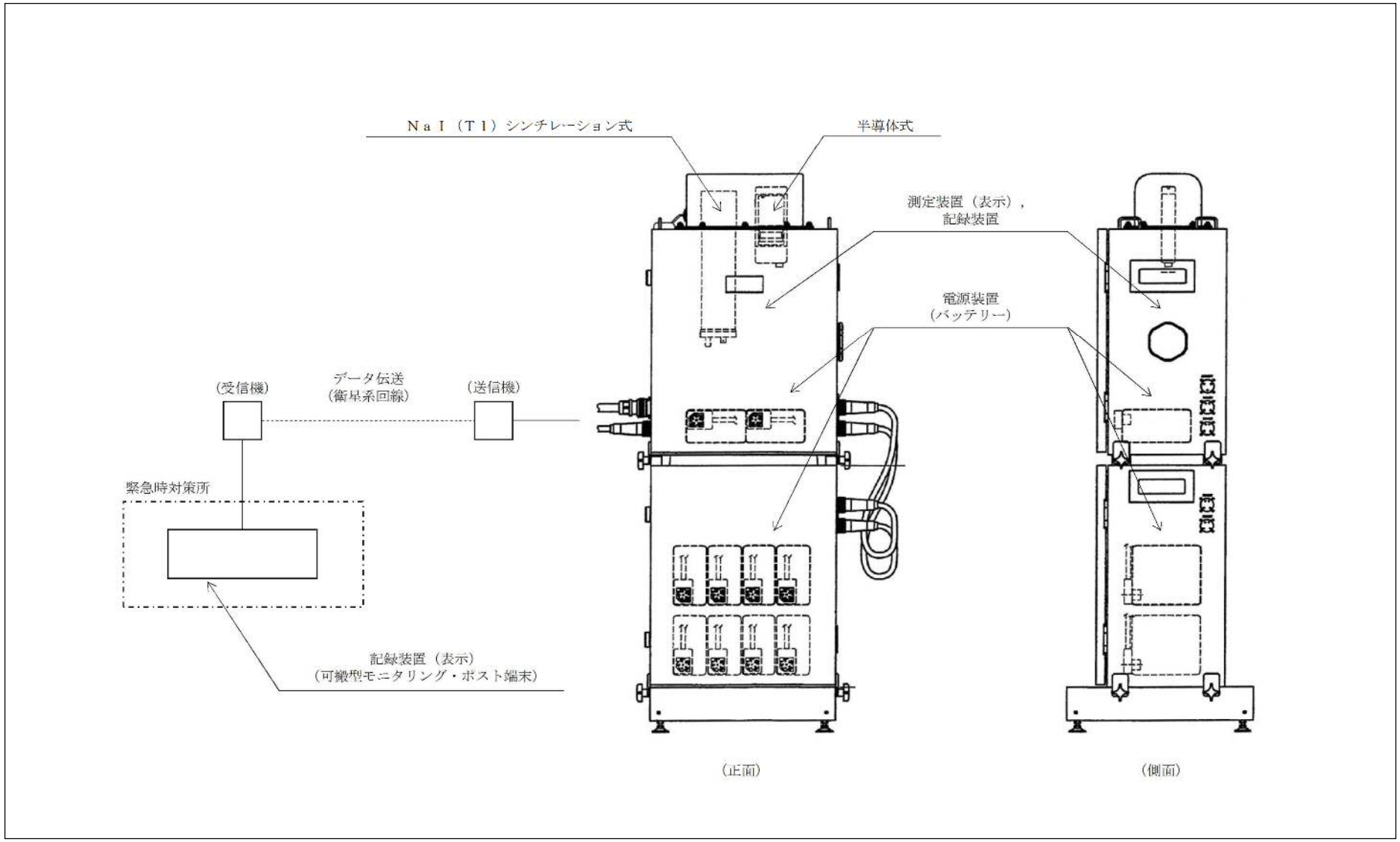


図 3.4-2　検出器の構造図（可搬型モニタリング・ポスト）

(2)　β線サーベイ・メータ

重大事故等が発生した場合に，空気中，水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視，測定及び記録するためのβ線サーベイ・メータは，β線をＧＭ管で検出し，β線の入射によりＧＭ管内に封入された不活性ガスが電離され，発生した電気信号を測定装置にて計数率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し，保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.4-3　β線サーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-4　検出器の構造図（β線サーベイ・メータ)」参照。）

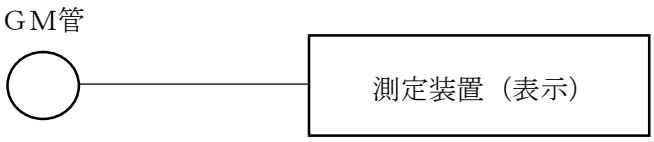


図 3.4-3　β線サーベイ・メータの概略構成図

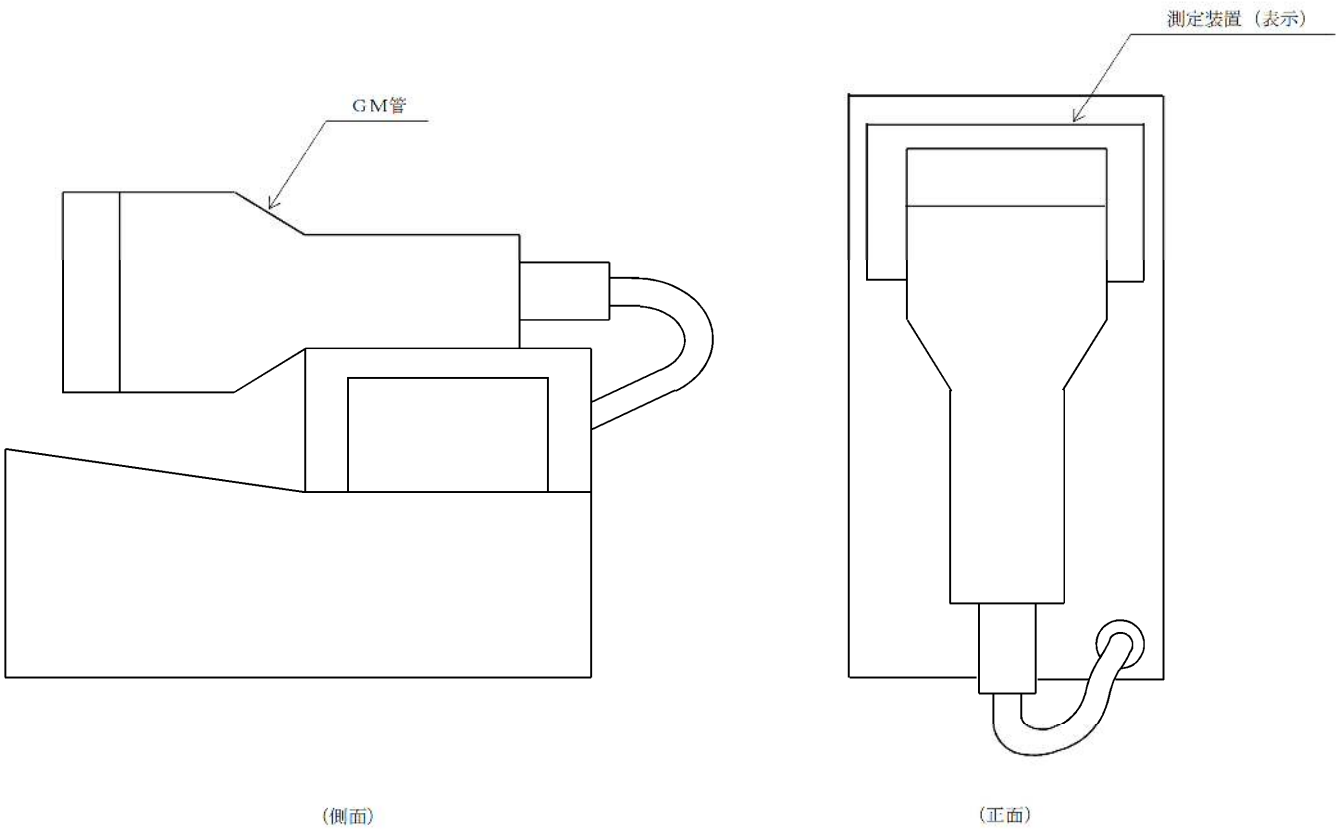


図 3.4-4　検出器の構造図（β線サーベイ・メータ）

(3)　ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ

重大事故等が発生した場合に，空気中，水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視，測定及び記録するためのＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーションサーベイ・メータは，ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーションに入射したγ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換，増幅した後，測定装置にて空間線量率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し，保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.4-5　ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-6　検出器の構造図（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ)」参照。）

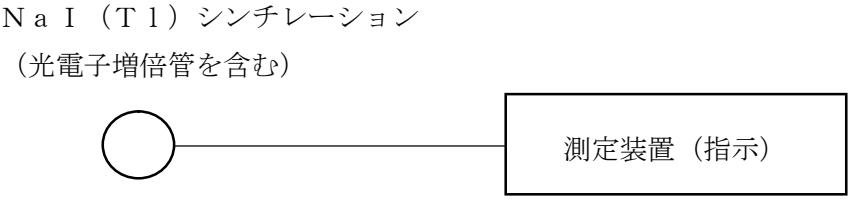


図 3.4-5　ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図

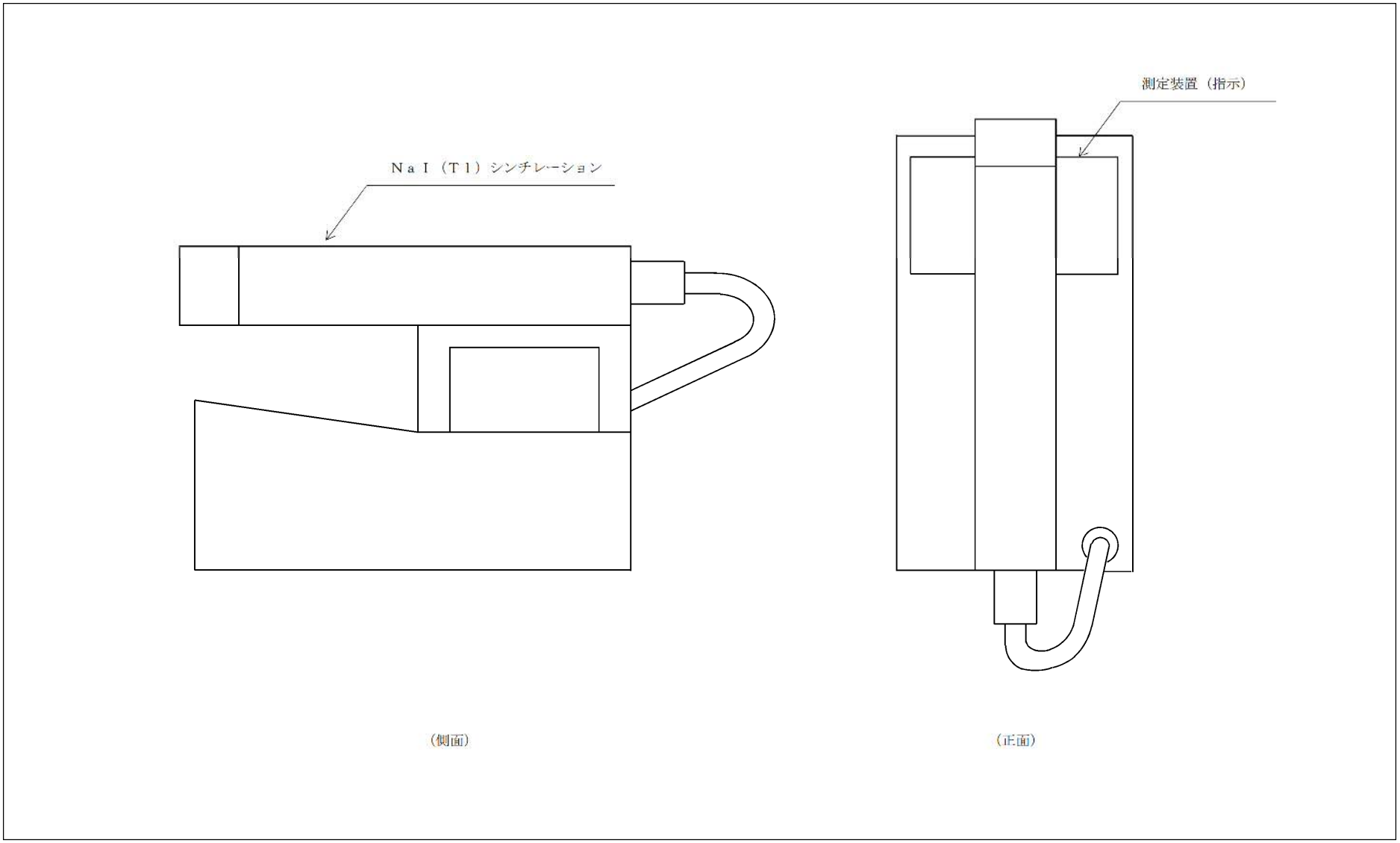


図 3.4-6　検出器の構造図（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ）

(4)　ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ

重大事故等が発生した場合に，空気中，水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視，測定及び記録するためのＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータは，ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーションに入射したα線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換，増幅した後，電気信号を測定装置にて計数率に変換し指示する。測定結果は従事者が記録し，保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.4-7　ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-8　検出器の構造図（ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）」参照。）

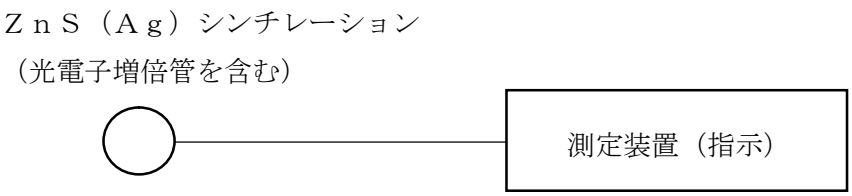


図 3.4-7　ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータの概略構成図

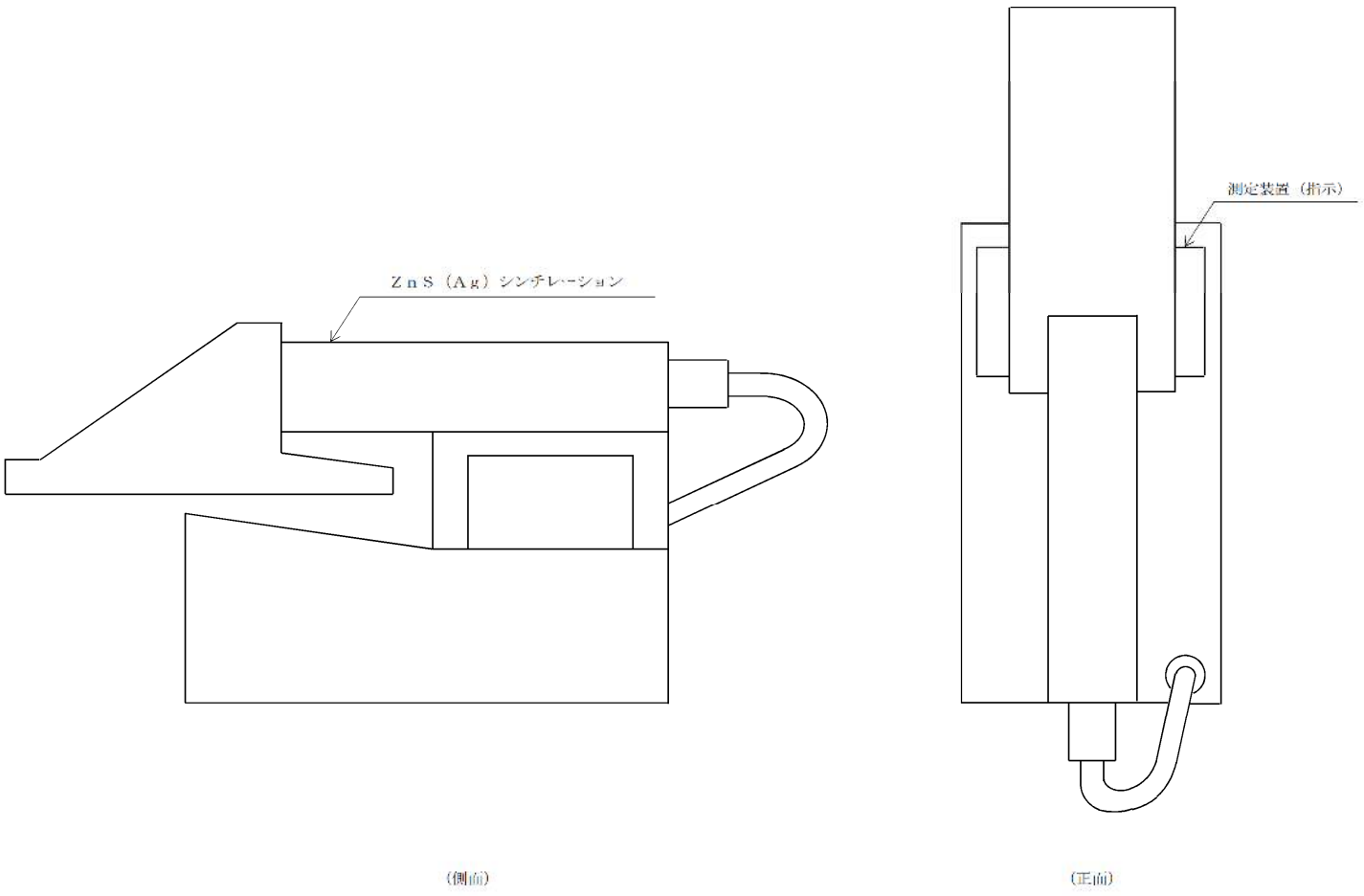


図 3.4-8　検出器の構造図（ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）

(5)　電離箱サーベイ・メータ

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の線量当量率を監視，測定及び記録するための電離箱サーベイ・メータは，線量当量率を電離箱を用いて電流信号として検出し，検出した電気信号を測定装置にて線量当量率へ変換し，指示する。測定結果は従事者が記録し，保存する。記録及び保存については，「3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存」に示す。

（「図 3.4-9　電離箱サーベイ・メータの概略構成図」及び「図 3.4-10　検出器の構造図（電離箱サーベイ・メータ）」参照。）

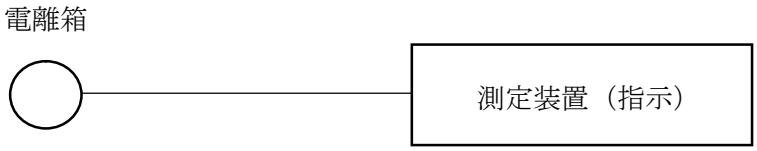


図 3.4-9　電離箱サーベイ・メータの概略構成図

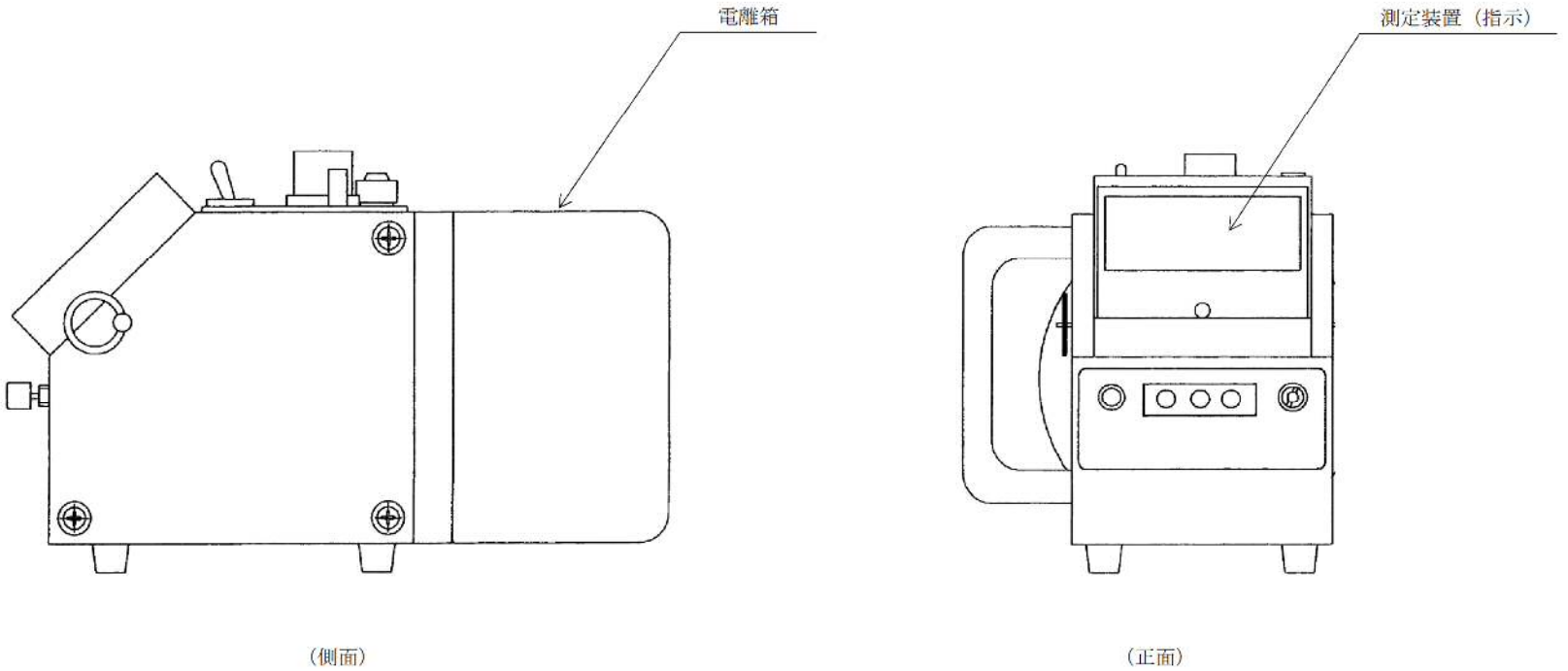


図 3.4-10　検出器の構造図（電離箱サーベイ・メータ）

3.5　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

3.5.1　計測結果の指示又は表示

プロセスモニタリング設備，エリアモニタリング設備の計測結果は，中央制御室あるいは緊急時対策所に指示又は表示し，記録する設計とする。移動式周辺モニタリング設備については，現場にて指示又は表示し，記録する設計とする。「表 3.5.1-1　放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録」に放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録場所を示す。

3.5.2　設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は，原則，確実に記録計にて継続的に記録し，記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

一次冷却材の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度，排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度及び周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度については，断続的な試料の分析を行い，従事者が測定結果を記録し，保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を「表 3.5.2-1　記録を保存する計測項目と計測装置等」に示す。

3.5.3　重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は，計測装置に応じた記録方法により記録し，保存できる設計とする。

格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C），フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ），フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ），耐圧強化ベント系放射線モニタ，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の計測結果は，緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録，保存し，全交流動力電源喪失時においても保存した記録が失われないとともに，帳票として出力し保存できる設計とする。また，その計測結果は，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分とするとともに記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう，14日以上保存できる設計とする。

緊急時対策所エリアモニタの計測結果は記録装置にて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

可搬型モニタリング・ポストによる計測結果は，プラント状態を適切に把握するためにデータ収集周期を1分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間，記録できるように7日間以上可搬型モニタリング・ポストの記録装置に電磁的に記録し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，計測結果は伝送装置（衛星系回線）により，緊急時対策所へ伝送でき，緊急時対策所にて電磁的に記録し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

β線サーベイ・メータ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータによる測定は，従事者が測定結果を記録し，保存できる設計とする。

表 3.5.1-1　放射線管理用計測装置の計測結果の指示，表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
プロセスモニタリング設備	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	中央制御室	中央制御室（記録計） 緊急時対策支援システム伝送装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
エリアモニタリング設備	緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所	緊急時対策所（電磁的記録）
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
移動式周辺モニタリング設備	可搬型モニタリング・ポスト	現場	現場（電磁的記録）
		緊急時対策所	緊急時対策所（電磁的記録）
	β線サーベイ・メータ	現場	現場（従事者が記録）
	ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場（従事者が記録）
	ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場（従事者が記録）
	電離箱サーベイ・メータ	現場	現場（従事者が記録）

表 3.5.2-1　記録を保存する計測項目と計測装置等（1/2）

計測項目	計測装置等
一次冷却材の放射性物質の濃度	γ線測定装置
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度および線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
	漏えい検出系核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	排ガス放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ
	非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ
	廃棄物処理建屋排気筒放射線モニタ
	γ線測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	γ線測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち，その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール)

表 3.5.2-1　記録を保存する計測項目と計測装置等（2/2）

計測項目	計測装置等
周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率	モニタリング・ポスト （東海，東海第二発電所共用）
周辺監視区域に隣接する地域における放射性物質の濃度	γ線測定装置
	放射能観測車（東海，東海第二発電所共用）
敷地内における風向及び風速	気象観測設備　風向（EL.18 m，148 m） （東海，東海第二発電所共用）
	気象観測設備　風速（EL.18 m，148 m） （東海，東海第二発電所共用）

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わるその他の計測項目については，添付書類「Ⅴ-1-5-1　計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び添付書類「Ⅴ-1-3-1　使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.6　その他

3.6.1　海上モニタリングについて

「3.4　移動式周辺モニタリング設備」の設備にて，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺における放射性物質の濃度及び線量当量率を測定する際，周辺海域においても測定するために，小型船舶を保管する。小型船舶の保管場所は「図 3.6.1-1　小型船舶の保管場所」に示すとおりとする。

3.6.2　放射線計測器の保有等について

重大事故等が発生した場合，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）のモニタリングを拡充する場合に備えて，放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する計測器を重大事故等対処設備以外にも保有しておくとともに，他の機関とも適切な連携を構築する。

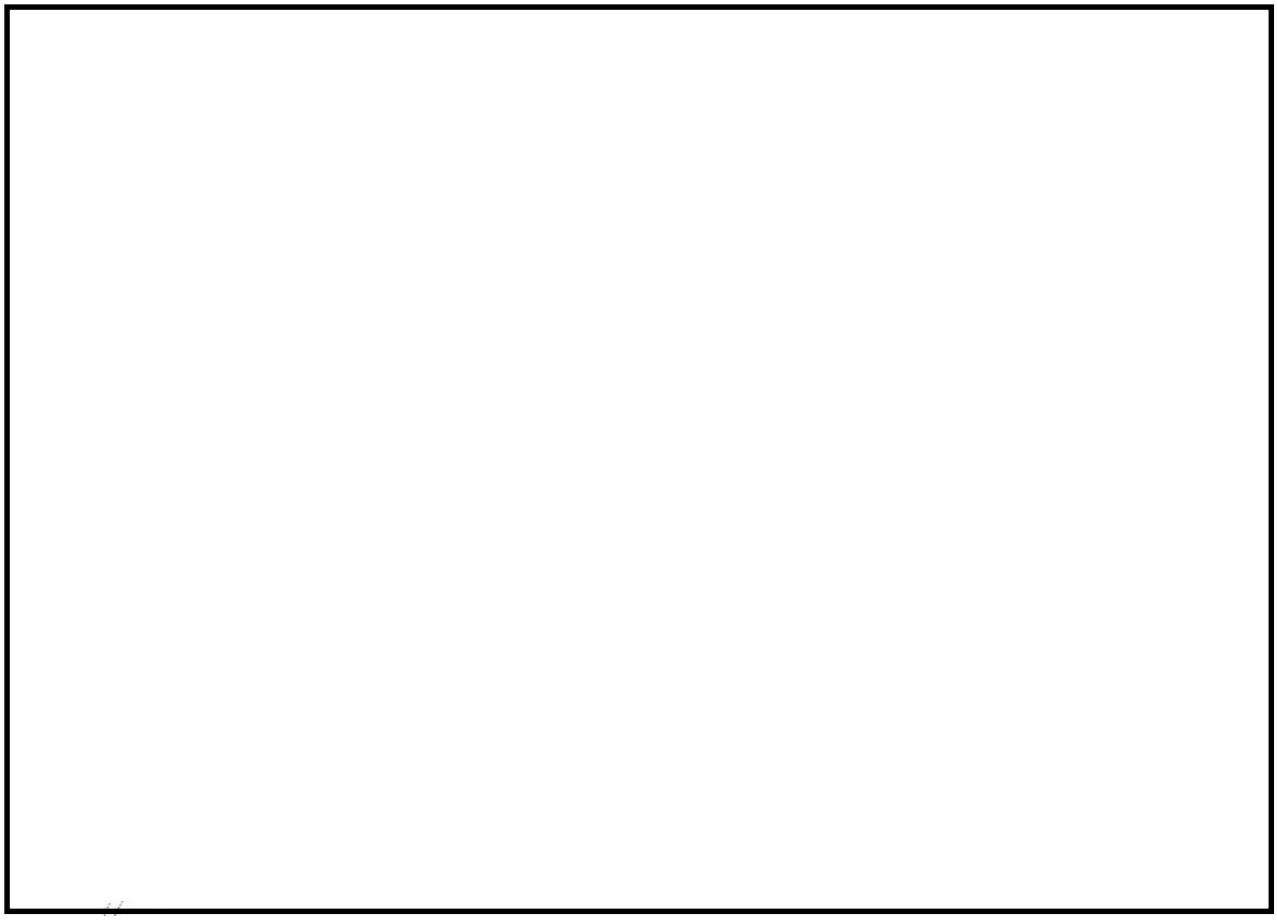


図 3.6.1-1　小型船舶の保管場所

4.　放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1　放射線管理用計測装置の計測範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は，バックグラウンドレベルを包絡し，監視上必要な線量当量率を考慮し，設定する。

監視上必要な線量当量率の考慮として，以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和 56 年 7 月 23 日原子力安全委員会決定，以下「事故時放射線計測指針」という。）にて測定上限値の要求があるものについては，これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には，複数のものによりオーバラップさせて計測が可能となるように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を「表 4.1-1　放射線管理用計測装置の計測範囲」に示す。

重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器内の放射線量率及び最終ヒートシンクの確保に必要なパラメータを計測することが困難となった場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については，添付書類「Ⅴ-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(計測可能範囲),パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等,複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし，確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管理する。

4.2　放射線管理用計測装置の警報動作範囲

重大事故等対処設備については，重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設ける必要はない。

表 4.1-1　放射線管理用計測装置の計測範囲（1/3）

（プロセスモニタリング設備）

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	10^{-2}～10^{5} Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は，「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	10^{-2}～10^{5} Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は，「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	10^{-3}～10^{4} mSv/h	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率（約 7×10^{0} mSv/h）を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は，重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の計測下限値とオーバラップするよう設定する。
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	10^{-2}～10^{5} Sv/h	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率（約 5×10^{1} Sv/h）を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は，重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）の計測上限値とオーバラップするよう設定する。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5} mSv/h	耐圧強化ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定される排気ラインの最大線量当量率（約 9×10^{4} mSv/h）を計測できる範囲として設定する。

表 4.1-1　放射線管理用計測装置の計測範囲（2/3）

（エリアモニタリング設備）

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
緊急時対策所エリアモニタ	B.G.～ 999.9 mSv/h	計測下限値は，通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は，重大事故時に直接線・スカイシャイン線及びプルーム放出以降のグランドシャイン線からの影響による緊急時対策所内の最大線量当量率約 0.1 μSv/h を計測でき，プルーム放出により希ガス等が緊急時対策所内に侵入した場合に侵入が判断できる範囲として設定する。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	10^{-3}～10^{4} mSv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。 計測上限値は，重大事故等時における計測に対して使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の計測下限値とオーバラップするよう設定する。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	10^{-2}～10^{5} Sv/h	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。 計測下限値は，重大事故等時における計測に対して使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の計測上限値とオーバラップするよう設定する。

表 4.1-1　放射線管理用計測装置の計測範囲（3/3）

（移動式周辺モニタリング設備）

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬型モニタリング・ポスト	B.G.～10^{9} nGy/h	計測下限値は，通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は，「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
β線サーベイ・メータ	B.G. ～99.9 $kmin^{-1}$	計測下限値は，通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は，放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～ 30 μGy/h	計測下限値は，通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は，放射線物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～ 99.9 $kmin^{-1}$	計測下限値は，通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は，放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
電離箱サーベイ・メータ	0.001～ 1000 mSv/h	計測下限値は，作業従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度（遮蔽区分Ⅰの上限線量当量率）から計測できるように設定する。 計測上限値は，「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。

Ⅴ-1-7-2　管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書

目次

1. 概要……1
2. 基本方針……1
3. 施設の詳細設計方針……1
3.1 出入管理設備……1
3.1.1 中央制御室チェンジングエリア……1
3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア……2
3.2 可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置……2
3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度……2
3.2.2 可搬型放射能測定装置等……2
3.2.3 環境試料分析装置……3

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 8 条，第 74 条及び第 76 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち，管理区域，中央制御室及び緊急時対策所建屋の出入管理設備について説明するものである。また，技術基準規則第 75 条及びその解釈並びに設置（変更）許可を受けた放出管理目標値の管理状況の確認に関わる環境試料分析装置について説明する。併せて環境試料の放射能測定に用いる可搬型放射能測定装置等についても説明する。

なお，設計基準対象施設として使用する出入管理設備，環境試料分析装置に関しては，要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，重大事故等時に使用する出入管理設備，可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置について説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第 74 条及び第 76 条並びにそれらの解釈に基づき，重大事故等が発生し中央制御室及び緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室及び緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行う区画を含む出入管理設備を設置する。

技術基準規則第 75 条及びその解釈に基づき，重大事故等が発生した場合において，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置を配備する。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 出入管理設備

3.1.1 中央制御室チェンジングエリア

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染持ち込みを防止するため，原子炉建屋付属棟内，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所にチェンジングエリアを設置する。中央制御室チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-1「中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は，防護具の脱衣エリア，放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び運転員等に放射性物質による汚染が確認された場合にクリーンウエスによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリア，中央制御室への出入口であるクリーンエリアで構成される。なお，除染で発生した汚染水は，必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し，GM汚染サーベイメータ，除染用資機材，可搬型照明（ＳＡ）を配備し，チェンジングエリア用資機材，防護具，GM汚染サーベイメータ，除染用資機材，可搬型照明（ＳＡ）は，迅速な対応を行うために原子炉建屋付属棟内に保管する。

NT2 補① V-1-7-2 R1

可搬型照明（ＳＡ）の電源，照度については，添付書類「Ⅴ-1-1-13　非常用照明に関する説明書」に示す。

3.1.2　緊急時対策所チェンジングエリア

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，緊急時対策所建屋入口にチェンジングエリアを設置する。緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-2「緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は，防護具の脱衣エリア，放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び要員等に放射性物質による汚染が確認された場合にクリーンウエスによる拭取りや簡易シャワーで除染を行う除染エリアで構成される。なお，除染で発生した汚染水は，必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し，除染用資機材，ＧＭ汚染サーベイメータを配備し，チェンジングエリア用資機材，防護具，除染用資機材，ＧＭ汚染サーベイメータは，迅速な対応を行うために緊急時対策所建屋内に保管する。

3.2　可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電所から放出される放射性物質の濃度を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置を配備する。可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置は，重大事故等時に迅速に対応するために緊急時対策所建屋又は可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側，西側）に保管する。（図 3-3「可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置の保管場所」参照。）

3.2.1　環境試料の種類及び測定頻度

採取する環境試料の種類及び測定頻度は表 3-1「環境試料の種類及び測定頻度」に示すとおりとする。

3.2.2　可搬型放射能測定装置等

可搬型放射能測定装置等は，環境試料の放射性物質の濃度を測定するために可搬型放射能測定装置等を配備する。

空気中の放射性物質の濃度を測定するために，可搬型ダスト・よう素サンプラ（個数 2（予備 1））により環境試料を採取した後，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータにてγ線，β線サーベイ・メータにてβ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

海水，排水に含まれる放射性物質の濃度を測定するために，採取用資機材により海水，排水を採取した後，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータにてγ線，β線サーベイ・メータにてβ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

なお，周辺海域においては小型船舶を使用する。

土壌に含まれる放射性物質の濃度を測定するために，土壌を採取した後，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータにてγ線，β線サーベイ・メータにてβ線，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータにてα線を監視・測定する。また，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

上記の可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的を表 3-2「可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的」に示す。

可搬型放射能測定装置の計測範囲及び測定結果の記録については，添付書類「Ⅴ-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.2.3 環境試料分析装置

海水，排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の種類及び使用目的は表 3-3「環境試料分析装置の種類及び使用目的」に示す。

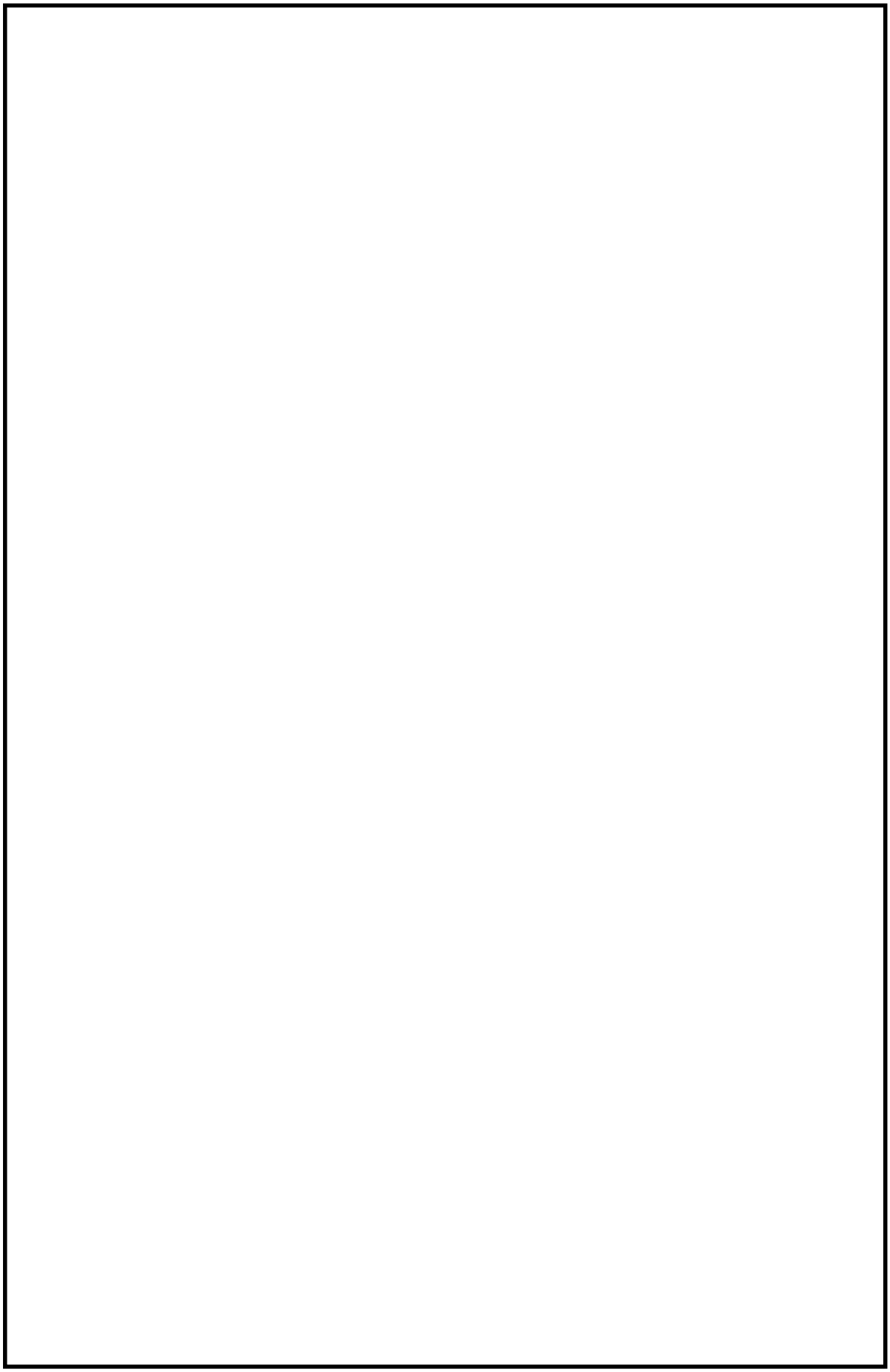


図 3-1　中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置

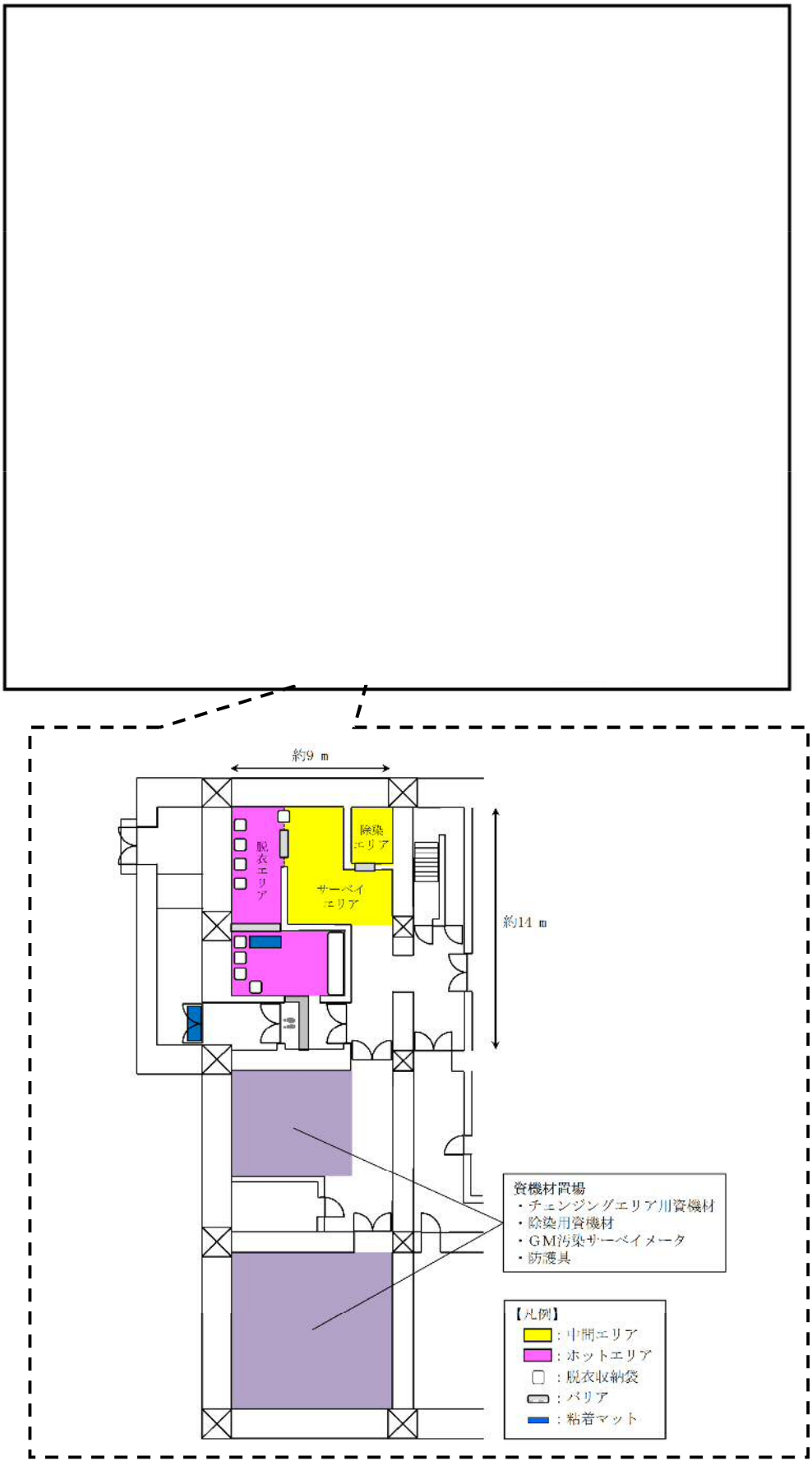


図 3-2　緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置

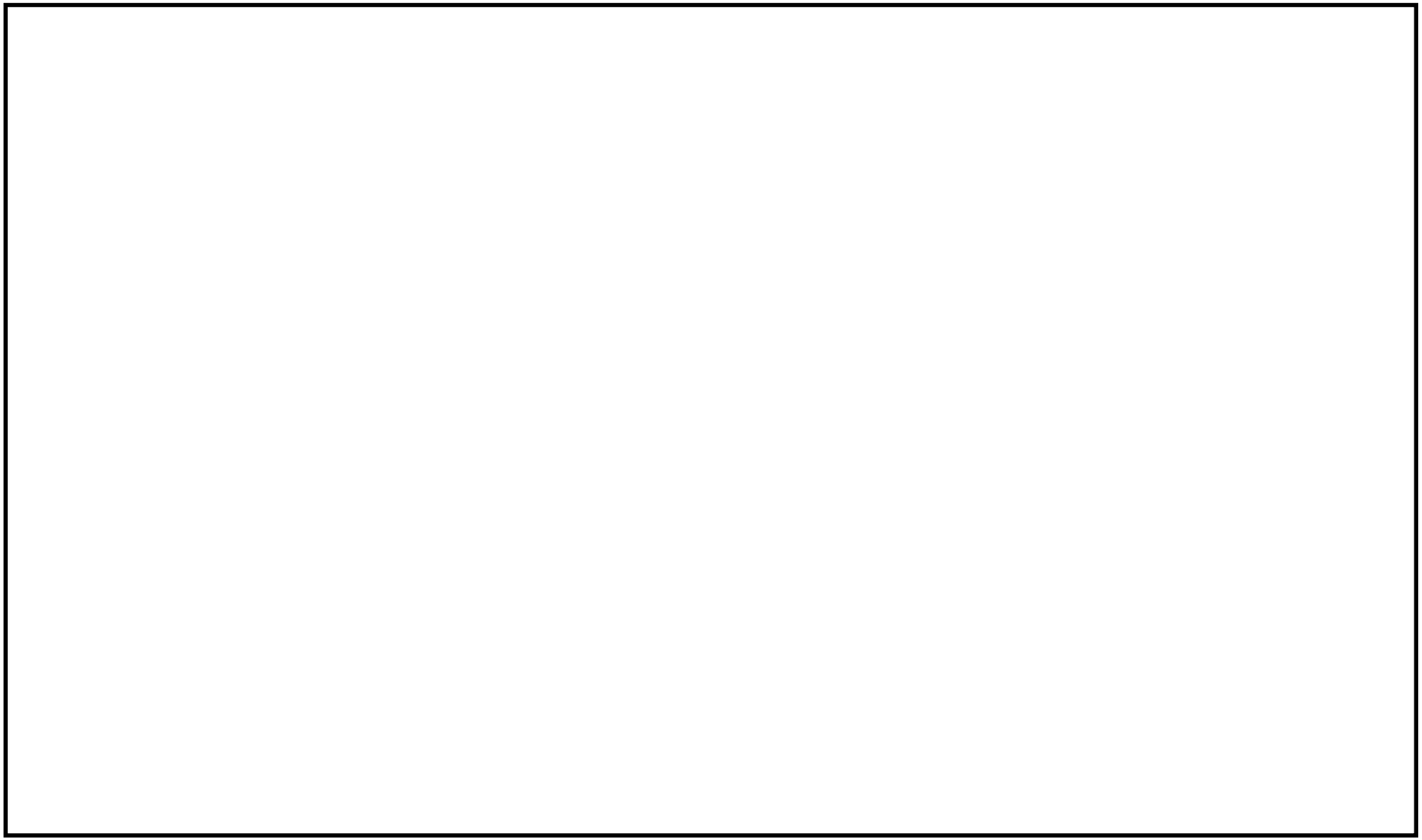


図 3-3　可搬型放射能測定装置等及び環境試料分析装置の保管場所

表 3-1　環境試料の種類及び測定頻度

種　類	測　定　頻　度
空気中の放射性ダスト及び放射性よう素， 海水，排水，土壌	1回／日以上*

注記　＊：測定頻度は発電所の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

表 3-2　可搬型放射能測定装置等の種類及び使用目的

種　類	使　用　目　的
可搬型ダスト・よう素サンプラ	放射性物質採取
ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	放射性よう素測定 全γ放射能測定
β線サーベイ・メータ	全β放射能測定
ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	全α放射能測定
小型船舶	放射性物質採取

表 3-3　環境試料分析装置の種類及び使用目的

種　類	使　用　目　的
赤外線ランプ	海水，排水の蒸発乾固

Ⅴ-1-7-3　中央制御室の居住性に関する説明書

目　　次

1.　概要 ····· 1
2.　中央制御室の居住性に関する基本方針 ····· 2
2.1　基本方針 ····· 2
2.2　適用基準，適用規格等 ····· 3
3.　中央制御室の居住性を確保するための防護措置 ····· 5
3.1　換気設備 ····· 5
3.2　生体遮蔽装置 ····· 8
3.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 ····· 8
3.4　資機材，要員の交替等 ····· 8
3.5　可搬型照明 ····· 8
3.6　代替電源 ····· 9
4.　中央制御室の居住性評価 ····· 10
4.1　線量評価 ····· 10
4.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 ····· 41
4.3　中央制御室の居住性評価のまとめ ····· 47
5.　熱除去の検討 ····· 48
5.1　中央制御室遮蔽壁の入射線量の設定方法 ····· 48
5.2　温度上昇の計算方法 ····· 48
5.3　温度上昇のまとめ ····· 48

別添１　空気流入率試験について
別添２　中央制御室換気空調設備のフィルタ除去性能の維持について
別添３　運転員の交替要員体制について
別添４　中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋外側ブローアウトパネルの取扱いについて
別紙１　計算機プログラム(解析コード)の概要

1. 概要

本説明書は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について，居住性を確保するための基本方針，居住性に係る設備の設計方針，放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2.　中央制御室の居住性に関する基本方針

2.1　基本方針

(1)　原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，中央制御室の気密性，遮蔽その他の適切な放射線防護装置，気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護装置を講じる。

(2)　炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は，換気設備（中央制御室換気系）及び生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽，中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽）により居住性を確保する。

また，その他の居住性に係る設備として，計測制御系統施設の可搬型の中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。さらに，計測制御計系施設の可搬型照明(SA)により，炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお，中央制御室換気系及び可搬型照明(SA)は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備，着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果から，中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に従って放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委員会決定（以下「審査ガイド」という。）を参照して，放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また，居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては，「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）事務所衛生基準規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号，最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 号）（以下「事務所衛生基準規則」という。），「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 42 号，最終改正平成 15 年 12 月 19 日厚生労働省令第 175 号）（以

下「酸素欠乏症等防止規則」という。）及び「鉱山保安法（昭和 24 年法律第 70 号）鉱山保安法施行規則」（平成 16 年 9 月 27 日経済産業省令第 94 号，最終改正平成 26 年 6 月 24 日経済産業省令第 32 号）（以下「鉱山保安法施行規則」という。）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し，許容基準を満足できることを評価する。

2.2　適用基準，適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

・解釈
・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成 17 年 12 月 16 日平成 17･12･15 原院第 5 号）
・被ばく評価手法（内規）
・鉱山保安法施行規則
・酸素欠乏症等防止規則
・事務所衛生基準規則
・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日）
・発電用軽水型原子炉施設の安全評価 に関する審査指針（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
・原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ４６２２-2009）（平成 21 年 6 月 23 日制定）
・技術基準規則
・Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M. E. Meek and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
・空気調和・衛生工学便覧 第 14 版（平成 22 年 2 月）
・沸騰水型原子力発電所　事故時の被ばく評価手法について　HLR-021 訂 9　株式会社日立製作所，平成 16 年 1 月
・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線)データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
・ICRP Publication 71, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients″, 1995

・ICRP Publication 72, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients″, 1996
・空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003(2004)
・審査ガイド
・JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003（1999 年 2 月））
・ JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ（JAERI-Data/Code 2000-036（2000 年 11 月））
・ BNWL-1244, ″Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report″, February 1970
・ L. Soffer, et al., ″Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants″, NUREG-1465, February 1995
・NUPEC 平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）
・NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
・米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters”, Fabruary 1994
・R.G.1.195“Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligth Water Nuclear Power Reactors”
・Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
・Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
・R.K. HILLIARD, A.K. POSTMA, J.D. McCORMACK and L.F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, April 1971
・NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.
・JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
・2007 年制定　コンクリート標準示方書　構造性能照査編, 土木学会
・2013 年改定　建築工事標準仕様書・同解説　JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会

3.　中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は，原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系設備及び中央制御室遮蔽及び二次遮蔽の機能とあいまって事故後 30 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また，炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が，全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し，その実施のための体制を整備することで，中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系設備及び中央制御室遮蔽，中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽の機能とあいまって事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

さらに，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が，事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備，着用等運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1　換気設備

中央制御室の換気設備は，通常時，中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系排気用ファンにより中央制御室の換気を行う設計とする。事故時は，外気を遮断し，中央制御室換気系フィルタ系ファンによりフィルタを通した閉回路循環運転とし，フィルタを通らない空気流入により放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても，運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及びフィルタ系ファンは，設計上の空気の流入率を 1.0 回/h を維持する設計とする。

よう素フィルタを通らない中央制御室内への空気流入率は，試験結果を踏まえ，基準地震動 S_s による地震力によるせん断ひずみを上回る建屋の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても，1.0 回/h を下回るように維持及び管理を行う。空気流入率試験結果の詳細については，別添１「空気流入率試験について」に示す。耐震に関する気密性の維持の基本方針を「Ⅴ-2-1-1　耐震設計の基本方針」に示す。また，中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については，「Ⅴ-2-8-4-1　中央制御室の耐震性に関する説明書」に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として，中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。ベント実施時には待避室内に待機可能とし，中央制御室待避室内は中央制御室待避室空気ボンベにより 5 時間加圧する設計とする。中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧を監視できる計測範囲として 0～60 Paを有する差圧計を 1 個設置する。

中央制御室待避室は，待避室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を隣接区画に対して+10 Pa[gage]に設定する。

中央制御室換気系設備は，外部電源が喪失した場合，非常用電源設備から給電される。また，炉心の著しい損傷が発生した場合にも，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の２Ｃ非常用ディーゼル発電機及び２Ｄ非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する。

中央制御室換気系設備は，中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し，閉回路循環運転に切り換えることにより，運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

また，中央制御室換気系設備は，閉回路循環運転による酸欠防止を考慮して外気取入れの再開が可能な設計とするが，設計基準事故時の被ばく評価期間であり，かつ，火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る 30 日間の中央制御室への換気系設備による空気の取込みを一時的に停止した場合においても，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

さらに，炉心の著しい損傷が発生した場合においても同様に，中央制御室換気系設備の閉回路循環運転により，炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である 7 日間の中央制御室への換気系設備による空気の取込みを一時的に停止した場合においても，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

(1)　中央制御室換気系高性能粒子フィルタ

中央制御室換気系高性能粒子フィルタのろ材は，ガラス繊維をシート状にしたもので，エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に，エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタによる微粒子の除去効率は，99.97 %となるよう設計する。この除去効率（設計値）は，線量の評価に用いるため，適切に維持及び管理を行う。

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの除去効率が，炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室は，格納容器から離れた位置にあるため，温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく，フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの保持容量は約 2250 g である。（別添 1 参照）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）シナリオにおいて大気中へ放出され，中央制御室内に流入する微粒子は約 7.5×10^{-4} g である。

これは，安定核種も踏まえて，保守的に格納容器圧力逃がし装置による除去効果を無視して評価したものである。また，微粒子は格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋から放出されるものとして，大気拡散効果を考慮し，中央制御室内に取り込まれた微粒子は，全量がフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり，炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても中央制御室換気系高性能粒子フィルタには，微粒子を十分に捕集できる容量があるので，粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率 99 %は確保できる。

(2) 中央制御室換気系チャコールフィルタ

中央制御室換気系チャコールフィルタによるよう素除去効率は 97 %となるよう設計する。この除去効率（設計値）は，線量の評価に用いるため，適切に維持及び管理を行う。

上記の中央制御室換気系チャコールフィルタの除去効率は，炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室は，原子炉格納容器から離れた位置にあるため，温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく，フィルタの性能が低下するような環境にはならない。

b. 保持容量

中央制御室換気系チャコールフィルタの保持容量は約 99 g である。（別添 1 参照）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）シナリオにおいて大気中へ放出され，中央制御室内に流入するよう素は約 1.4×10^{-1} g である。これは，「(1) 中央制御室換気系高性能粒子フィルタについて」と同様の評価手法で評価したものである。ただし，よう素の化学形態はすべて無機よう素及び有機よう素とし，中央制御室内に取り込まれたよう素は，全量が中央制御室換気系チャコールフィルタに捕集されるものとした。

以上のとおり，炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価条件下においても，中央制御室換気系チャコールフィルタには，よう素を十分に捕集できる容量があるので，フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

3.2　生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽，中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽は，中央制御室にとどまる運転員を放射性から防護するために十分な遮蔽厚さを有する設計とし，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5.　熱除去の検討」に示す。

3.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

計装制御系統施設の中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度の詳細については，添付書類「Ⅴ-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

3.4　資機材，要員の交替等

資機材は，運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し，炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は，運転員の被ばく低減のため，発電長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は，運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，また，長期的な保安の観点から運転員の交替要員体制を整備する。具体的には，通常時と同様の勤務形態を継続する。運転員の交替要員体制の詳細については，別添 3「運転員の交替要員体制について」に示す。

また，運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細については添付書類「Ⅴ-1-7-2　管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5　可搬型照明

計測制御系統施設の可搬型照明により，炉心の著しい損傷が発生した場合に常設の照明が使用できなくなった場合においても，中央制御室の制御盤での操作及びチェンジングエリアでの身体の汚染検査，防護具の着替え等に必要な照度を確保する。

可搬型照明(SA)の詳細については，添付書類「Ⅴ-1-1-12　非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6　代替電源

中央制御室換気系設備及び可搬型照明(SA)は，外部電源が喪失した場合，非常用電源設備から給電される。また，炉心の著しい損傷が発生した場合にも，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の２Ｃ非常用ディーゼル発電機及び２Ｄ非常用ディーゼル発電機を重大事故対処設備として使用する。

代替電源の詳細については，添付書類「Ⅴ-1-9-1-1　非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

4.　中央制御室の居住性評価

4.1　線量評価

4.1.1　評価方針

(1)　評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し，そのソースタームの設定により，被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い，中央制御室に入り，とどまる運転員の実効線量の計算結果を，居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり，図 4－1 に示す。

a.　評価事象は，設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。

b.　評価事象に対して，原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって，中央制御室に入り，とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。

c.　評価事象に対して，建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。

d.　原子炉建屋内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。

e.　発電用敷地内の気象データを用いて，大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。

f.　中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し，これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

(a)　中央制御室内での被ばく

イ．　d. の結果を用いて，建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを，中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。

ロ．　c. 及び e. の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを，中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。

ハ．　c. 及び e. の結果を用いて，中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を，中央制御室換気系設備による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し，放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

(b)　入退域時の被ばく

イ．　d. の結果を用いて，建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。

ロ．　c. 及び e. の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

NT2 補② V-1-7-3 R10

g.　f.の被ばく経路ごとの線量を合算し，判断基準と比較する。

(2)　評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から，評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

a.　設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について，これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物，系統及び機器の設計の妥当性を確認する知見から，沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして，代表的な事象を「設計基準事故」と選定し，想定された事象が生じた場合，炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく，かつ，事象の過程において他の異常状態の原因となるような２次的損傷が生じず，さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に，それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事象として，原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を，原子炉格納容器外放出に係る事故は事故は「主蒸気管破断」を選定し，被ばく評価手法（内規）に従い，中央制御室の重要性に鑑みて，設計基準事故より放射性物質の放出量が多くなる仮想事故相当のソースタームを想定する。なお，これらの事故は個別に評価する。

また，評価期間は，被ばく評価手法（内規）に従い事故後30日間とする。

b.　炉心の著しい損傷が発生した場合

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第37条の「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定する。

中央制御室等の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとしては，炉心損傷が早く，また，原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「格納容器過圧破損」とする。具体的には，「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」とし，全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。本発電用施設では，本事故シーケンスにおいても，格納容器ベントの実施を遅延することができるよう，代替循環冷却系を整備する。しかし，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用できず，格納容器ベントを実施した場合を想定する。

NT2 補② Ⅴ-1-7-3 R10

また，評価期間は，解釈に従い事故後 7 日間とする。

評価事象に係る設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の条件を表 4－1 に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において，運転員は，中央制御室にとどまり必要な操作，措置を行う。この時，大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより，中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また，運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ，この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より，運転員の被ばく経路は，以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。
また，評価事象ごとの対象とする被ばく経路は，それぞれの事故の形態，規模，事象進展，運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図 4-2 及び図 4-3 に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線(以下「直接ガンマ線」という。)及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線(以下「スカイシャインガンマ線」という。)が，中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線(以下「クラウドシャインガンマ線」という。)及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(以下「グランドシャインガンマ線」という。)が，中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。ただし，グランドシャインガンマ線が中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量は，設計基準事故においては，炉心溶融に至っておらず，放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると，線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が，中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量(ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく)。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が，入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が，入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし，グランドシャインガンマ線が入退域時の運転員に与える線量は，設計基準事故時においては，炉心溶融に至っておらず，放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると，線量への寄与はわずかと考えられるため考慮しない。

(4) 建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は，設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合において，それぞれの事故の形態，規模により，運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

事象発生直前まで，原子炉は定格出力の 105 %で長期間にわたって運転されていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表 4－2 に示す。

(a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉心内蓄積量は，原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105 %（熱出力 3440 MW）で十分長時間（2000 日）運転していたものとし，以下の式により算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4－3 に示す。

$$q_0^i = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_O \cdot Y_i \cdot \left\{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}\right\}$$

ここで，

q_0^i ：核種 i の炉心内蓄積量（Bq）

P_O ：原子炉熱出力（MWt）

T_{OP} ：原子炉運転時間（s）

Y_i ：核種 i の核分裂収率（%）

λ_R^i ：核種 i の崩壊定数（s^{-1}）

また，主蒸気管破断時においては，原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い，冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は，Ｉ－131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 4.44×10^{14} Bq が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め，希ガスについては，よう素の 2 倍の放出があるものとし，以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表 4－4 に示す。

$$q_f^i = Q_{I131} \cdot \frac{Y_i}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_R^i \cdot T_{OP}}}{1 - e^{\lambda_{I131} \cdot T_{OP}}} \cdot$$

ここで，

q_f^i　　：核種ｉの追加放出量（Bq）

Q_{I131}　：I-131 の追加放出量（Bq）

Y_i　　：核種ｉの核分裂収率（%）

Y_{I131}　：I-131 の核分裂収率（%）

λ_R^i　　：核種ｉの崩壊定数（s^{-1}）

T_{OP}　　：原子炉運転時間（s）

上記のうち，λ_R^i及びY_iは，「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」（（原子力安全委員会了承，平成元年 3 月 27 日）一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）記載値を用いる。

(b)　炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する炉心内蓄積量は，ウラン燃料の 9×9 燃料炉心を条件に，燃焼計算コードＯＲＩＧＥＮ２コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 4－5 に示す。

計算にあたっては，9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度，比出力，初期濃縮度及び運転履歴を考慮する。

- 燃焼度　　：55000 MWd/t（燃焼期間は，5 サイクルの平衡炉心を想定）
- 比出力　　：26 MW/t
- 初期濃縮度　　：3.8 %
- 核データライブラリ：JENDL3.2（BWR STEP-3 VR=0 %，60 GWd/t）

b.　評価の対象とする放射性核種

(a)　設計基準事故時

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。よう素は，有機よう素及び無機よう素を考慮する。

(b)　炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え，炉心損傷を想定していることを踏まえ，粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は，有機よう素，無機(元素状)よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに，大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し，大気中への放出量を計算する。

(5) 建屋内の線源強度の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①の計算については，設計基準事故時においては被ばく評価手法（内規）に従い，炉心の著しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量 は，「被ばく評価手法について（内規）」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定，一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は，ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T}\sum_{i=1}^{T}(\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d$$

ここで，

χ/Q ：実効放出継続時間中の相対濃度（s/m^3）

T ：実効放出継続時間（h）

$(\chi/Q)_i$ ：時刻 i における相対濃度（s/m^3）

δ_i^d ：時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $\delta_i^d = 1$

：時刻 i において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

（高所放出の場合）

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} U_i}$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{CA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{CA}{\pi}}$$

（地上放出の場合）

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \sum_{zi} U_i}$$

ここで，

U_i　：時刻 i の放出源を代表する風速（m/s）

$\sum_{yi}$　：時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向（y 方向）の拡がりのパラメータ（m）

$\sum_{zi}$　：時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向（z 方向）の拡がりのパラメータ（m）

σ_{yi}　：時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ（m）

σ_{zi}　：時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ（m）

C　：建屋の風向方向の投影面積（m^2）

A　：形状係数（－）

上記のうち，気象項目（風向，風速及びσ_{yi}，σ_{zi}を求めるために必要な大気安定度）については，「b.　気象データ」に示すデータを，建屋の投影面積については「a.　建屋投影面積」に示す値を，形状係数については「f.　形状係数」に示す値を用いることとし，これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の条件である。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから，個別に設定する。

σ_{yi}及びσ_{zi}については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b)　相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために，空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに，評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで,

D/Q　：評価地点$(x,y,0)$における相対線量（μGy/Bq）

(K_1/Q)　：単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数$\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot s}\right)$

E　：ガンマ線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_0　：空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数（1/m）

μ　：空気に対するガンマ線の線減衰係数（1/m）

r　：(x',y',z')から$(x,y,0)$までの距離（m）

$B(\mu r)$　：空気に対するガンマ線の再生係数（－）

$$B(\mu r)=1+\alpha(\mu r)+\beta(\mu r)^2+\gamma(\mu r)^3$$

ただし，$\mu_0,\mu,\alpha,\beta,\gamma$については，0.5 MeV のガンマ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$$\mu_0=3.84\times10^{-3}(m^{-1}),\quad \mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$$
$$\alpha=1.000,\quad \beta=0.4492,\quad \gamma=0.0038$$

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点(x',y',z')における濃度（Bq/m^3）

b.　気象データ

2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用する。なお，当該データの使用に当たっては，風向，風速データが不良標本の棄却検定により，過去 10 年間の気象状態と比較して異常でないことを確認している。

c.　相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。

(a)　中央制御室内滞在時

換気系設備は事故後検知後，通常運転時の排風機が停止し，中央制御室給気隔離弁，中央制御室排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止する。その後，フィルタユニット入口隔離弁が開き，チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する閉回路循環運転に切り替わることを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し，建屋巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので，相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表とする。

また，相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(b)　入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし，入退域時の評価点は，線量結果が厳し

くなる様，運転員の入退域時のアクセスルート中において原子炉建屋原子炉棟に近接する屋外（建屋入口）とする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図 4－5 に示し，炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図 4－6 に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように，事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては，建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について，以下の条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合

(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について，放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4－4 の領域 $A.n$）の中にある場合

(c) 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

巻き込みを生じる代表建屋として，放出源から最も近く，影響が最も大きいと考えられる原子炉建屋を選定する。そのため評価対象とする方位は，放出された放射性物質が原子炉建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位とする。具体的には，全 16 方位のうち以下の(a)～(b)の条件に該当する方位を選定し，すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a) 放出点が評価点の風上にあること。

(b) 放出点から放出された放射性物質が，原子炉建屋の風上側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。

(c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は，原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が，それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に 0.5L（L は対象となる複数の方位の投影面積の中の最小面積とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には，放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが，放出点は原子炉建屋に近接し，0.5L の拡散領域の内部にあるため，放出点が風上となる 180° を対象とする。その上で，選定条件(c)の条件に該

当する風向の方位の選定として，評価点から原子炉建屋＋0.5L を含む方位を対象とする。

以上より，選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は，設計基準事故時においては，評価点が中央制御室中心の場合で，放出源がブローアウトパネルの場合においては，9 方位（S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N）となり，評価点がサービス建屋入口の場合においては，9 方位（S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N）となる。評価対象とする風向を図 4－7～図 4－10 に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては，評価点が中央制御室中心の場合で，放出源が原子炉建屋の場合においては，9 方位（S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N）となり，格納容器圧力逃がし装置の場合においては，9 方位（SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE）となる。また，評価点が建屋入口の場合で，放出源が原子炉建屋の場合においては，9 方位（S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N）となり，格納容器圧力逃がし装置の場合においては，9 方位（SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE）となる。

なお，放出源が非常用ガス処理系排気筒の場合においては，放出源の高さが原子炉建屋の高さの 2.5 倍以上となることから建屋の影響を受けないものとして評価する。この場合，設計基準事故時時においては，評価点が中央制御室中心及びサービス建屋ともに W 方位となり，炉心の著しい損傷が発生した場合においては，評価点が中央制御室中心及び建屋入口ともに W 方位となる。評価対象とする風向を図 4－11～図 4－16 に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため，対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図 4－17 に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は 1/2※1 とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度 97 %※1 に当たる値を用いる。

※1 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の大気拡散評価条件を表4－6

に示す。

(7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては，交替要員体制を考慮し，被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し，実効線量を評価する。

一方，炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては，被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表 4-25 に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して，線量結果が厳しくなるように建屋入口に 15 分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路①　建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置及び形状等から評価する。

イ．評価条件

（イ） 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は，次のとおりとする。

① 原子炉冷却材喪失時においては，事故時に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は，格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され，二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

主蒸気管破断時においては，事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は，全量がタービン建屋から漏えいすることなく，保守的にタービン建屋（管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

② 事故後 30 日間の積算線源強度は，建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギ範囲（エネルギ群）に区分して計算する。

一方，炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は，次のとおりとする。

① 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は，格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され，二次格納施設内の自由空間内に均一に分布するものとする。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

評価に使用する積算線源強度は表4－26に示すように，7日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

ガンマ線エネルギ群構造は評価済核データライブラリＪＥＮＤＬ-3.3[*1]から作成した輸送計算用ライブラリＭＡＴＸＳＬＩＢ-J33[*2]の42群とする。

注記 ＊1：K. Shibata, et al., ″Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3″, J.Nucl.Sci.Technol., 39,1125 (2002)

＊2：K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, ″The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3″, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

（ロ） 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時の中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルをそれぞれ図4－18及び図4－19に示す。直接ガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋の地下1階以上[*1]とし，保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋運転階のみ[*2]とする。

原子炉建屋は保守的に二次遮蔽及び中央制御室遮蔽を考慮する。二次遮蔽及び中央制御室遮蔽において，評価で考慮する壁及び天井は，公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値とする。

注記 ＊1：地下階は外壁厚さが厚く，地面にも遮られるため十分無視できる。ただし，原子炉建屋に関しては，中央制御室が隣接するため保守的に地下1階を考慮する。

＊2：原子炉建屋運転階の床はコンクリート厚さが厚く，下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって，建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では，下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため，線源として無視できる。

直接ガンマ線の線源範囲は，タービン建屋の地上1階以上[*3]とし，保守的に各階の管理区域の東西南北最大幅をとることとする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し，タービン建屋は保守的に建屋の躯体を考慮しない。

なお，中央制御室遮蔽及び二次遮蔽は鉄筋コンクリートであるが，評価上コンクリートのみとし，コンクリート密度は東海第二発電所建設時の骨材（砂，砂利）配合記録より，日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（ＪＡＳＳ　５Ｎ）」に基づき乾燥単位容積質量として評価した 2.0 g/cm^{3}とする。また，評価で考慮する壁は，公称値からマイナス側許容差（-5 ㎜）を引いた値とする。

注記　＊3：地下階は外壁厚さが厚く，地面にも遮られるため十分無視できる。

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の直接ガンマ線評価モデルは，設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同一である。

（ハ）　評価点

原子炉冷却材喪失時における室内作業時の評価点は，線量結果が厳しくなる様，線源領域である原子炉建屋原子炉棟に囲まれる図 4－18 に示す位置とした。

また，主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は，線量結果が厳しくなる様，線源領域であるタービン建屋の中央に最も近接する図 4－20 に示す位置とした。

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点は，設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時と同一である。

（ニ）　計算機コード

直接ガンマ線については，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線は，ＡＮＩＳＮ及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードを用いる。

(b)　被ばく経路②（クラウドシャインガンマ線）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは，以下により計算する。

イ．　線量計算

（イ）　原子炉冷却材喪失時

原子炉冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は，以下により評価する。

$$H_\gamma = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma(t) \cdot F \, dt$$

ここで，

H_γ　：時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく（Sv）

K　：空気カーマから実効線量への換算係数（1 Sv/Gy）

D/Q　：相対線量（Gy/Bq）

$Q_\gamma(t)$　：時刻 t における大気への放射能放出率（Bq/s）
（ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）

F　：中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率（－）

（ロ） 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は，以下により評価する。

① 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は，破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通過する間の被ばくを考慮するものとし，以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_\gamma \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot \left\{1 - e^{-\mu \cdot \frac{\alpha}{2}}\right\} \cdot F$$

ここで，

$H_{\gamma 1}$　：放射性物質からの直接ガンマによる外部被ばく線量（Sv）

$Q_{\gamma 1}$　：主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質量（Bq）
（ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）

V　：半球状雲の体積（m^3）

E_γ　：ガンマ線エネルギ（0.5 MeV）

α　：半球状雲の直径（m）

u　：半球状雲の移動の評価のための風速（1 m/s）

μ　：空気に対するガンマ線のエネルギ吸収係数
（3.9×10^{-3} m^{-1}）

F　：中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率

② 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は，以下により評価する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F \, dt$$

ここで，

$H_{\gamma 2}$　：時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量（Sv）

K　：空気カーマから実効線量への換算係数（K＝1 Sv/Gy）

D/Q　：相対線量（Gy/Bq）

$Q_{\gamma 2}(t)$　：時刻 t における大気への放射能放出率（Bq/s）
（ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）

F　：中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率（－）

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばくの評価方法は，設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同一である。

(c)　被ばく経路③

中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ．　中央制御室内の放射性物質濃度計算

（イ）　計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては，以下の式を用いて，中央制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1-\eta)\cdot C_i^0(t)\cdot f_1 + C_i^0(t)\cdot f_2 - C_i(t)\cdot(f_1 + f_2 + \eta\cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで，

V　：中央制御室内バウンダリ体積（m^3）

$C_i(t)$　：時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度（Bq/m^3）

η　：チャコールフィルタの除去効率（－）

$C_i^0(t)$　：時刻 t における中央制御室換気系給気口での核種 i の濃度（Bq/m^3）

$$C_i^0(t) = Q_i(t)\cdot\chi/Q$$

$Q_i(t)$　：時刻 t における大気への核種 i の放出率（Bq/s）

χ/Q　：相対濃度（s/m^3）

f_1　　：中央制御室への外気取込量（m^3/s）

f_2　　：中央制御室への外気リークイン量（m^3/s）

F_F　　：再循環フィルタを通る流量（m^3/s）

λ_i　　：核種 i の崩壊定数（s^{-1}）

(ロ)　事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては，原子炉建屋放射能高の信号で，中央制御室の通常時換気系の隔離弁が閉止され，フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室フィルタ系ファンが起動する設計となっており，事故後運転員による外気取入れモード操作により隔離弁が開き，フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

一方，主蒸気管破断時においては，事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の隔離弁を閉止し，中央制御室フィルタ系ファンを起動する。

以上より，中央制御室は，事故後速やかに隔離が可能であるが，被ばく評価上は，保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し，隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に，非常用換気系（閉回路循環運転）が作動するものと仮定する。非常用換気系作動開始時間は，運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10 分）を見込んで事故発生後 15 分とし，その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

(ハ)　中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は，中央制御室，運転員控室等の中央制御室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して，中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて 2800 m^3 とする。

(二)　フィルタ除去効率

ⅰ．　設計基準事故時

中央制御室換気系設備のよう素フィルタの効率は，設計上 97 %以上期待できるが，評価上保守的に 90 %とする。

ⅱ．　炉心の著しい損傷が発生した場合

（ⅰ）中央制御室換気設備のよう素フィルタの効率は，設計上 97 %以上期待できるが，評価上保守的に 95 %とする。

（ⅱ）中央制御室換気系設備の高性能粒子フィルタの効率は，設計上 99.97 %以上期待できるが，評価上保守的に 99 %とする。

(ホ)　中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量

中央制御室非常用給気ファンの起動により，流量は設計上期待できる値として 5100m^3/h とする。

(ヘ)　空気流入量

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は，換気率換算で設計上期待できる値として 1.0 回/h とする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表 4－7 に示す。

ロ．　線量計算

中央制御室内の放射能濃度により，以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

（イ）　中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は，体積が等価な半球状とし，半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は，次式で計算する。

$$H_\gamma = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot C_\gamma(t) \cdot \{1 - e^{-\mu r}\}\, dt$$

ここで，

H_γ　：時刻 T までの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量（Sv）

E_γ　：ガンマ線エネルギ（0.5 MeV）

$C_\gamma(t)$　：時刻 t における中央制御室内の放射能濃度（Bq/m^3）
（ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）

μ　：空気に対するガンマ線のエネルギ吸収係数
（3.9×10^{-3} m^{-1}）

r　：中央制御室内バウンダリ体積と等価な半球の半径（m）

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V}{2 \cdot \pi}}$$

なお，設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された放射性物質による被ばく評価モデルは，蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近を風速 1 m/s の速度で通過する間，中央制御室換気系を通して蒸気雲中の放射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し，この取込み空気による被ばくを考慮する。この際，破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

（ロ）　中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは，次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H\infty \cdot C_I(t)\, dt$$

ここで,

H_I　：よう素の内部被ばくによる実効線量（Sv）

R　：呼吸率（m^3/s）

（成人活動時の呼吸率 1.2 m^3/h）

H∞　：よう素（Ｉ－131）を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量

（2.0×10^{-8} Sv/Bq）

$C_I(t)$　：時刻 t における中央制御室内の放射能濃度（Bq/m^3）

（Ｉ－131 等価量-成人実効線量係数換算）

b. 入退域時の被ばく

(a)　被ばく経路④

入退域時における建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくの評価方法は，被ばく経路①と同様である。ただし，入退域時は屋外を移動するため，スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b)　被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばくは以下により計算する。

イ．　線量計算

（イ）　放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，以下により計算する。

$$H_\gamma = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma(t)\, dt$$

ここで,

H_γ　：時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量（Sv）

K　：空気カーマから実効線量への換算係数（1 Sv/Gy）

D/Q　：相対線量（Gy/Bq）

$Q_\gamma(t)$　：時刻 t における大気への放射能放出率（Bq/s）
（ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）

（ロ） 放射性物質の吸入による内部被ばく

大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは，次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H\infty \cdot \chi/Q \cdot Q_I(t)\, dt$$

ここで，

H_I　：時刻 T までの放射性物質の吸入による内部被ばく（Sv）

R　：呼吸率（m^3/s）
（成人活動時の呼吸率 1.2 m^3/h）

$H\infty$　：よう素（Ｉ－131）を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量
（2.0×10^{-8} Sv/Bq）

χ/Q　：相対濃度（s/m^3）

$Q_I(t)$　：時刻 t における大気への放射性物質の放出率（Bq/s）
（Ｉ－131 等価量-成人実効線量係数換算）

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の線量計算条件を表 4－8 に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し，居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv と比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は，「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが，各々の評価事象の選定等に起因して，大気中への放射性物質の放出過程，中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間並びに中央制御室換気空調設備の起動時間等の条件が異なる。

したがって，設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において，それぞれ共通条件に加えて個別の条件を考慮して，線量を評価する。

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては，設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて，以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図 4－21 及び図 4－22 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

(a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105 %（熱出力 3440 MW）で十分長時間（2000 日）運転していたものとする。

(b) 事故発生後，格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %，よう素 50 %の割合とする。

(c) 格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は 10 %とし，残りの 90 %は無機よう素とする。

(d) 格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50 %が格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を無視するものとする。

(e) 格納容器スプレイによりサプレッション・チェンバのプール水に無機よう素が溶解する効果は，分配係数（気相濃度と液相濃度の比）で 100 とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を無視するものとする。

(f) 格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。

(g) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられる。原子炉建屋内の放射性物質については，床，壁等に沈着することによる除去効果は無視し，崩壊のみを考える。

(h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により，格納容器内圧力が低下するため格納容器から原子炉建屋内への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが，評価上の漏えい率は，設計上定められた最大値（0.5 %/d）で一定とする。なお，非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は，格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく，有意な寄与はないためその評価を省略する。

(i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率は，90 %以上であるが，ここでは余裕をとり，よう素の除去効率を 80 %とする。また，原子炉建屋原子炉棟から，非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率については，この 2 系統のよう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率はそれぞれ 90 %以上，97 %以上であるが，ここでは余裕をとり 90 %とする。

(j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は，それぞれ設計で定められた値(4.8 回/d 及び 1 回 /d)とする。

(k) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋ガス処理系で処理された後，排気筒から大気中へ放出されるものとする。

b. 主蒸気管破断

希ガス及び放射性ハロゲン等（以下「ハロゲン等」という。）の大気放出過程を図 4－23 及び図 4－24 に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

(a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は，事故解析により得られた次の値を使用する。

蒸　気　　1.3×10^{4} kg

水　　2.2×10^{4} kg

(b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は，運転上許容されるＩ－131 の最大濃度である 4.6×10^{3} Bq/g に相当するものとし，その組成を拡散組成とする。また，気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は，液相中の濃度の 1/50 とする。

(c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は，Ｉ－131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで 4.44×10^{14} Bq が冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め，希ガスについては，よう素の 2 倍の放出があるものとする。

(d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は，主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし，追加放出された放射性物質の 1 %が破断口から放出されるものとする。

(e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては，主蒸気隔離弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。

(f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは，120 %/d の漏えい率で事故評価期間中一定と仮定する。

(g) 主蒸気隔離弁閉止後，残留熱除去系，逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中に移行するものとし，その蒸気流量は原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/d とする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。

(h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち，希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行するものと考える。放出されたよう素のうち，有機よう素の割合は 10 %とし，残りの 90 %は無機よう素とする。有機よう素のうち 10 %は瞬時に気相部へ移行するものとする。有機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は 2 %とする。

(i)　主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。

主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は，大気中に地上放散されるものとする。

大気中への放出量評価条件の詳細について，表 4－9 及び表 4－10 に示す。

また，これらの条件による大気中への放出量評価結果を表 4－11 に示す。

(2)　大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a.　原子炉冷却材喪失時

(a)　実効放出継続時間は，希ガスについてガンマ線エネルギ 0.5MeV 換算値及びよう素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より，30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として，希ガス 24 時間，よう素 24 時間とする。

(b)　すべての放射性物質は，非常用ガス処理系排気筒から放出されるとする。

b.　主蒸気管破断時

(a)　実効放出継続時間は，希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギ 0.5MeV 換算値及びよう素について I-131 等価量（成人実効線量係数換算）について計算した結果より，30 日間の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として，希ガス及びハロゲン等 1 時間，よう素 20 時間とする。

(b)　すべての放射性物質は，原子炉建屋ブローアウトパネルから放出されるとする。

大気拡散評価条件の詳細について，表 4－12 に示す。

また，これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表 4－13 及び表 4－14 に示す。

(3)　線量評価

運転員の勤務形態としては 5 直 2 交替を仮定し，運転員一人当たりの評価期間中の平均的な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の線量は，被ばく評価期間中の運転員一人当たりの平均的な線量として評価する。直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は，以下による。運転員交替考慮条件を表 4－15 に示す。

①　中央制御室内での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は，中央制御室内に 30 日間連続滞在した場合の線量を求め，その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせることにより計算する。

30 日間の積算線量×直交替による滞在時間割合※1

※1 実際の交替勤務（5 直 2 交替）の 30 日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約 0.27222）を使用する。

② 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は，中央制御室内への建屋出入口に 30 日間連続滞在した場合の線量を求め，その値に入退域所要時間割合を掛け合わせることにより計算する。

30 日間の積算線量×入退域所要時間割合※2

※2 実際の交替勤務（5 直 2 交替）の 30 日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合（約 0.01111）を使用する。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 4－16 及び及び表 4－17 に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽によるコンクリート減衰率（F）は，以下の通りとする。

コンクリート厚さの減衰率は，「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線)データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）に記載される普通コンクリートの無限媒質中の点等方線源からの光子の実効線量透過率を使用する。

中央制御室遮蔽での減衰効果は，以下の条件により求める。

項　　目	数　値
コンクリート厚さ	[redacted]
コンクリート密度	2.0 g/cm^3
ガンマ線エネルギ	1.5 MeV

注記 ＊：評価で考慮する壁は，公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値とする。

これらより，被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率は，$F=9.3\times10^{-2}$ とする。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては，以下に示す中央制御室換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表 4－18 に示す。

イ．　事故時運転への切り替えは，保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し，隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に，非常用換気系（事故時外気取入モード）が作動するものと仮定する。非常用換気系作動開始時間は，運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10 分）を見込んで事故発生後 15 分とし，その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

ロ．　「3.4 資機材，要員の交替等」に示すとおり，事故の状況に応じて全面マスク等を着用することとしているが，設計基準事故時においては，保守的に評価期間中マスク着用は行わないものとして評価する。

b.　入退域時の被ばく

(a)　被ばく経路④　建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

評価期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばく評価手法は，被ばく経路①と同様であるが，入退域時は屋外を移動するため，スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b)　被ばく経路⑤　大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は，被ばく経路②と同様であるが，入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため，中央制御室遮蔽を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また，放射性物質の吸入による内部被ばく評価手法は，被ばく経路③と同様であるが，入退域時は中央制御室外を移動するため，大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

(4)　被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4－19 及び表 4－20 に示す。被ばく評価結果は，実効線量で原子炉冷却材喪失時において約 2.9mSv，主蒸気管破断時において約 1.7mSv であり，居住性に係る被ばく評価の判断基準 100mSv を超えない。

事故時における中央制御室の 運転員の実効線量（mSv）	
原子炉冷却材喪失 （仮想事故）	主蒸気管破断 （仮想事故）
2.9×10^{0}	1.7×10^{0}

4.1.2.2　炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては，設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて，以下の条件を考慮する。

(1)　大気中への放出量の評価

大気中に放出される放射性物質の量は，審査ガイドに従い設定する。放射性物質の大気放出過程を図 4－25～図 4－28 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表 4-21 に示す。

a.　有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として，4.1.1(2)項の想定事象で示した事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定し，格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉建屋から大気中への放出を考慮して実施したＭＡＡＰ解析結果を使用する。

有効性評価のＭＡＡＰ解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図 4－29 及び図 4－30 に示す。

被ばく評価においては，本評価から得られるＭＡＡＰ解析結果の，格納容器への放出割合，格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドを使用する。

b.　よう素の化学形態

よう素の化学形態は，下記を使用する。

	よう素の化学形態*1
有機よう素	4 %
無機よう素	91 %
粒子状よう素	5 %

注記　＊1：R.G.1.195“Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligth Water Nuclear Power Reactors”

c.　格納容器内での自然沈着

CSE 実験*2に基づき，無機よう素の格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4}（1/s）と設定し，カットオフ DF200 後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。本事故シーケンスでは，格納容器内の無機よう素の存在量が 1/200 になる時間は，事故後 4.6 時間となるため，4.6 時間までは自然沈着率 9×10^{-4}（1/s）を適用し，それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

注記　＊2：R.K. HILLIARD, A.K. POSTMA, J.D. McCORMACK and L.F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, April 1971

d. サプレッションチェンバのプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は，NUREG-0800*3を参考としてDF=10を仮定する。

注記　＊3：NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし装置による放射性物質の除染係数は，下記を使用する。

	除染係数
エアロゾル	1000
無機よう素	100
有機よう素	50

上記により評価した，原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を経由した放出量を表4－22に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

a. 実効放出継続時間は，評価結果が厳しくなるように，全核種1時間とする。

b. 放出源高さは，事故シーケンスに応じて，非常用ガス処理系排気筒放出時は排気筒高さ，格納容器圧力逃がし装置からの放出時は排気口高さ，原子炉建屋漏えい時は地上とする。

大気拡散評価条件の詳細について，表4－23に示す。

また，これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4－24に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては，5直2交替とし，被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表4－25に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路①　建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表4－26に示す。

(b) 被ばく経路②　大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）

中央制御室遮蔽厚さ（コンクリート 39.5 cm）における減衰率は，大気中への放出量を線源として，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードにより計算する。

被ばく評価に使用する減衰率（F）を下表に示す。

	対象核種	原子炉建屋からの放出	格納容器圧力逃がし装置からの放出
コンクリートの減衰率	希ガス	4×10^{-2}	8×10^{-3}
	希ガス以外	5×10^{-2}	4×10^{-2}

(c) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャインガンマ線）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による，中央制御室内での運転員の実効線量は，評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表沈着効果及び中央制御室遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

イ． 地表面沈着濃度の計算

（イ） 計算式

$$S_O^i(t)=\frac{V_G\cdot\chi/Q\cdot f\cdot Q_i(t)}{\lambda_i}\cdot\left(1-e^{-\lambda_i\cdot t}\right)$$

ここで，

$S_O^i(t)$ ：時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度（Bq/m^2）

V_G ：沈着速度（m/s）

χ/Q ：相対濃度（s/m^3）

f ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（1.0）

$Q_i(t)$ ：時刻 t における核種 i の大気への放出率（Bq/s）

λ_i ：核種 i の崩壊定数（s^{-1}）

（ロ） 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 4－27 に示す。

沈着速度は，有機よう素は NRPB-R322*1 を参考として 0.001 cm/s，有機よう素以外は NUREG/CR-4551*2 を参考として 0.3 cm/s と設定し，湿性沈着を考慮した沈着速度は，線量目標値評価指針の記載（降水時における沈着率は乾燥時の

2～3倍大きい値となる。）を参考に，保守的に乾性沈着速度の4倍として，有機よう素は0.004 cm/s，有機よう素以外は1.2 cm/sを設定する。

注記　＊1：NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

＊2：J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

ロ．　線量計算

（イ）　線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に，大気中へ放出され建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし，線源は建屋屋上に均一分布しているものとする。

なお，評価に使用する積算線源強度は表4－28に示すように，運転員の勤務形態に基づき，7日間の各班の中央制御室内の滞在期間ごとに求める。

（ロ）　幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図 4－31 に示す。グランドシャインの線源は，中央制御室と隣接建屋の屋上に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは800 m×800 m*とする。なお，地表面の線源は，建屋の床・天井・壁で遮蔽され影響は小さいが，屋上面に線源が存在するものとして取り扱う。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は，公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値とする。

（ハ）　評価点

評価点は，遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として，線量が最も厳しくなる天井の線源の影響が最大となりかつ同一フロアの線源に最も近接する位置とする。

（二）　計算コード

グランドシャインは，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い評価する。

(d)　被ばく経路③　外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては，以下に示す中央制御室換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4－29に示す。

イ．　中央制御室非常用給気ファンの起動時間については，全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ（事故発生後 120 分）を考慮し，流量 3400 m^3/h の中央制御室非常用給気ファンの起動を想定する。

ロ．　「3.4 資機材，要員の交替等」に示すとおり，炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は，全面マスク等を着用するため，一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき，マスクの除染係数は 50 とする。

ハ．　格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として，中央制御室内に中央制御室待避室（以下「待避室」という。）を設置する。ベント実施時には待避室内に待避する。また，待避室内は空気ボンベにより 5 時間加圧する。

被ばく評価に使用する待避室による減衰率は，事故時の中央制御室バウンダリ内の最大放射能濃度を線源として，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードにより計算する。

	対象核種	待避室 （コンクリート 39.5 cm）
減衰率	希ガス	6×10^{-3}
	希ガス以外	4×10^{-2}

b.　入退域時の被ばく

(a)　被ばく経路④　建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 4－30 に示す。

(b)　被ばく経路⑤　大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャインガンマ線）

入退域時における大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による外部被ばくの評価方法は，被ばく経路②と同様であるが，入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため，中央制御室遮蔽を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

①　大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし，線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお，評価に使用する積算線源強度は表 4－31 に示すように，運転員の勤務形態に基づき，7 日間の各班の入退域期間ごとに求める。

②　各建屋によるグランドシャインの遮蔽効果を期待しない。

③　評価点は図 4－32 に示す線源領域の中心上とする。

注記　＊：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から 400 m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1 %以下である。これより，評価点から片側 400 m まで線源領域とし，グランドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は，全体の線源領域として 800 m×800 m を設定した。

(4)　被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表 4－32（マスク着用あり）及び表 4－33（マスク着用なし）に示す。炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価結果のまとめを下表に，内訳を表 4－34（マスク着用あり）及び表 4－35（マスク着用なし）に示す。

これに示すように，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は，マスク着用の防護措置を講じる場合で約 60 mSv である。

したがって，評価結果は判断基準の「運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと」を満足している。

（マスク着用あり）

	実効線量（mSv）							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A班	6.0×10^{1}							6.0×10^{1}
B班			1.2×10^{1}	9.3×10^{0}		5.5×10^{0}	2.7×10^{0}	3.0×10^{1}
C班	4.0×10^{1}				7.5×10^{0}	6.2×10^{0}		5.4×10^{1}
D班		1.4×10^{1}	1.0×10^{1}				5.2×10^{0}	2.9×10^{1}
E班		2.4×10^{1}		8.0×10^{0}	6.6×10^{0}			3.9×10^{1}

（マスク着用なし）

	実効線量（mSv）							
	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A班	1.0×10^{3}							1.0×10^{3}
B班			1.2×10^{1}	9.3×10^{0}		5.5×10^{0}	2.7×10^{0}	3.0×10^{1}
C班	4.0×10^{1}				7.6×10^{0}	6.2×10^{0}		5.4×10^{1}
D班		1.4×10^{1}	1.0×10^{1}				5.2×10^{0}	2.9×10^{1}
E班		2.4×10^{1}		8.0×10^{0}	6.6×10^{0}			3.9×10^{1}

4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1　設計基準事故時における中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針

(1)　評価の概要

技術基準規則第 38 条第 5 項の解釈 13 に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護装置」として，中央制御室換気系設備は，外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により，中央制御室への空気の取込みを一時的に停止した場合の室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が，事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認する。

本評価における滞在人数，体積，評価期間等は，被ばく評価条件を参考に，保守的な結果となるよう設定する。また，酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は，中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し，設定する。

(2)　酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は，表 4-36 に示すとおり，中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室は，高い気密性を持った室内という限られた環境であるため，同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度 19 vol%以上及び原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（JEAC4622-2009）（以下、「JEAC4622-2009」という。）が準拠することとしている事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度 0.5 vol%以下を設計値とする。

(3)　酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数及び酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は，中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し，呼吸率等を踏まえ，中央制御室換気系隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下の JEAC4622-2009 の計算式を基に，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。

$$C_{\infty} = C + \frac{M}{N \cdot V}$$

M	：室内二酸化炭素発生量	(m^3/h)
V	：中央制御室内バウンダリ体積	(m^3)
C_{∞}	：平衡状態における二酸化炭素濃度	(vol%)
C	：外気の二酸化炭素濃度	(vol%)
N	：空気流入率	(回/h)

M，C_{∞}，Cについては，酸素の場合，二酸化炭素を酸素に置き換える。
また，Mは酸素の場合，負の値となり，酸素消費量と置き換える。

4.2.2　設計基準事故時における中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価結果

(1)　酸素濃度

計算の結果，中央制御室換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は20.8 vol%となり，限られた労働環境における許容基準濃度である19 vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2)　二酸化炭素濃度

計算の結果，中央制御室換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸素炭素濃度は0.09 vol%となり，事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である0.5 vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

4.2.3　炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針

(1)　評価の概要

技術基準規則第74条の解釈に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」として，中央制御室換気空調設備は，外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

閉回路循環運転により，中央制御室への空気の取込みを一時的に停止した場合の室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度が，事故対策のための活動に支障がない濃度である事を確認する。

本評価における滞在人数，体積，評価期間等は，被ばく評価条件を参考に，保守的な結果となるよう設定する。また酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は，設計基準事故時の評価と同様に，中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し，評価する。

(2)　酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は，設計基準事故時の評価と同様に，表 4-36 に示すとおり，中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

(3)　酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数，酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し，呼吸率等を踏まえ，中央制御室換気系隔離時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を設計基準事故時の評価と同様に JEAC4622-2009 の計算式を基に中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

ただし，本評価においては，事故後 2 時間のファンの停止を想定するため、空気流入率ゼロにおける 2 時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{2M}{V}$$

C	：2 時間後の二酸化炭素濃度	(vol%)
M	：室内二酸化炭素発生量	(m^3/h)
V	：中央制御室内バウンダリ体積	(m^3)
C_0	：外気の二酸化炭素濃度	(vol%)

M，C_∞，Cについては，酸素の場合，二酸化炭素を酸素に置き換える。
また、Mは酸素濃度の場合、負の値となり，酸素消費量と置き換える。

事故後 2 時間以降はファンの運転を想定するため，設計基準事故時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価と同様である。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を第 4-37 表に示す。

4.2.4　炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素及び二酸化炭素濃度評価結果

(1)　酸素濃度

a．事故後 2 時間

計算の結果，2 時間後の酸素濃度は，20.8 vol%となる。

b．2時間～7日間

計算の結果，中央制御室換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は約20.8 vol%となり，限られた労働環境における許容基準濃度である19 vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

a．事故後2時間

計算の結果，2時間後の二酸化炭素濃度は，0.08 vol%となる。

b．2時間～7日間

計算の結果，中央制御室換気系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃度は0.09 vol%となり，事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である0.5 vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針

(1) 評価の概要

中央制御室待避室空気ボンベによる加圧を実施した場合において，中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数，体積，評価期間等は，被ばく評価条件を基に，保守的な結果となるよう設定する。また，酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は，中央制御室の評価と同様に加圧設備の使用時における待避室内にとどまる要員の活動状況等を想定し，設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は，中央制御室の評価と同様に，表4-36に示すとおり，待避室で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室待避室空気ボンベによる加圧は，希ガス等の放射性物質を含む外気が待避室内に侵入しないように実施する防護措置であり，加圧時は，中央制御室待避室内を密閉するという限られた環境である。このため，中央制御室の評価条件と同様に，限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度19

vol％以上及びJEAC4622-2009が準拠することとしている事務所衛生基準規則に定める二酸化炭素濃度0.5 vol％以下を設計値とする。

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避室内を加圧し，中央制御室待避室内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し，その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を第4-38表に示す。

なお，被ばく評価にて，格納容器フィルタベント使用開始から5時間までボンベにて加圧した中央制御室待避室内に滞在することとしているため，加圧時間は5時間とする。

5時間連続で空気ボンベを加圧する場合において，中央制御室待避室内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足する必要がある。

a. 中央制御室待避室内の正圧維持

(a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は，配置上，風の影響を受けない中央制御室換気系の換気対象エリア内に設置されているため，待避室内へのインリークは，隣接区画との温度差によるものが考えられる。

炉心の著しい損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度48.9 ℃，隣接区画を外気の設計最低温度-12.7 ℃と仮定すると，中央制御室待避室の天井高さは最大2.75 mであることから，温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7\ ℃\text{の乾き空気の密度}) - (+48.9\ ℃\text{の乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= (1.3555 - 1.0963) \times 2.75 \\ &= 0.7128\ (kg/m^2) \\ &\rightarrow 0.7128 \times 9.8 \\ &\fallingdotseq 7.0\ (Pa)\end{aligned}$$

計算の結果，温度の影響を無視できる圧力差は約7.0 Paであるが，余裕を見込み，目標圧力は10 Pa[gage]に設定する。

(b) 必要最低換気量

中央制御室待避室内に供給する換気量は，次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な最低換気流量として14.2 m^3/hに設定するとともに，14.2 m^3/hの流量を流した場合，目標圧力に達し正圧維持を可能とする設計とする。

b. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$Q = \frac{k}{P_1 - P_0}$$

Q	：必要換気流量	(m^3/h)
k	：酸素消費量	(m^3/h)
P_1	：初期酸素濃度	(vol%)
P_0	：許容酸素濃度	(vol%)

計算の結果，必要な最低換気流量は 3.4 m^3/h となる。

c. 中央制御室待避室内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を下式により計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0}$$

L	：必要換気流量	(m^3/h)
M	：二酸化炭素発生量	(m^3/h)
C	：許容二酸化炭素濃度	(vol%)
C_0	：初期二酸化炭素濃度	(vol%)

計算の結果，必要な最低換気流量は 14.2 m^3/h となる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避室内空気の空気ボンベ使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は，JEAC4622-2009 の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式①を展開した式②により計算する。

$$V\frac{dC}{dt} = C_0 \cdot N \cdot V + M - C \cdot N \cdot V \quad \cdots\cdots\cdots\cdots ①$$

$$= (C_0 - C) \cdot N \cdot V + M$$

$$= (C_0 - C) \cdot L + M$$

$$C = -\left(C_0 - C' + \frac{M}{L}\right) \cdot e^{\left(-\frac{L}{V}t'\right)} + C_0 + \frac{M}{L} \cdots\cdots ②$$

M	：室内酸素消費量	(m^3/h)
V	：室内体積	(m^3)

C	：室内空気酸素濃度	(vol%)
C_0	：外気又は空気ボンベの酸素濃度	(vol%)
C’	：空気ボンベに切り替えた際の酸素濃度	(vol%)
N	：空気流入率	(回/h)
L	：換気量(＝N×V)	(m^3/h)
t	：時間	(h)

M，C，C_0，C’については，二酸化炭素の場合，酸素を二酸化炭素に置き換える。また，Mは酸素の場合，負の値となり，二酸化炭素の場合は，室内酸素消費量を二酸化炭素発生量と置き換える。

4.2.6　炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価結果

(1)　酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

空気ボンベからの流量を 14.2 m^3/h とすれば，空気ボンベによる加圧 5 時間後の酸素濃度は 20.4 vol%，二酸化炭素濃度は 0.50 vol%となり，中央制御室待避室内の正圧維持並びに限られた労働環境における酸素濃度及び事務所衛生規則に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 19 vol%以上及び 0.5 vol%以下をそれぞれ満足することができる。

(2)　必要空気ボンベ本数

4.2.5 節の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素及び二酸化炭素濃度評価方針より，必要な空気ボンベ本数は，1 本当たりの空気容量が 7 Nm^3 のもので，使用量を 5.5 m^3/本とした場合，約 13 本程度となる。なお，中央制御室待避室内を加圧するために必要な容量を確保するだけでなく，故障時及び保守点検による待機除外を考慮した予備を確保する。

4.3　中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果，それぞれ判断基準を満足していることから，中央制御室の居住性を確保できると評価する。

5.　熱除去の検討

熱除去の検討では，伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

5.1　中央制御室遮蔽壁の入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽の表面に入射するガンマ線は，直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線，クラウドシャイン及びグランドシャインがある。中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はグランドシャインが支配的であることから，遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグランドシャインの入射線量を設定する。

評価点は，遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として，入射線量が最大となる中央制御室中心の天井上面とし中央制御室及び中央制御室室遮蔽(待避室)を代表させる。

5.2　温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており，評価上，コンクリートのみとして評価する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における 7 日間積算のグランドシャイン線源に基づく，中央制御室遮蔽壁への入射線量は約 3.0 Gy であり，当該入射線量から中央制御室遮蔽壁表面の 7 日間積算のガンマ発熱量を求めると，約 6.0×10^{-6} kJ/cm^3*1 となる。これによる温度上昇は，次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000/(c \cdot \rho)$$

ΔT　：温度上昇(℃)
Q　：7 日間積算のガンマ発熱量(約 6.0×10^{-6} (kJ/cm^3))
c　：コンクリートの比熱（1.05（kJ/（kg･℃））*2)
ρ　：コンクリートの密度（2.0（g/cm^3））

これにより，中央制御室遮蔽の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても，遮蔽体（コンクリート）の温度上昇は 0.01 ℃以下となる。

注記　＊1：入射線量及びコンクリートの密度より算出（3.0（J/kg）×2.0（g/cm^3））
＊2：2007 年制定　コンクリート標準示方書　構造性能照査編，土木学会

5.3　温度上昇のまとめ

中央制御室のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は 0.01 ℃以下となり，「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977 年，日本原子力学会）」において示されてい

るガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度 177 ℃／周辺最高温度 149 ℃）以下であることを確認した。

表 4－1　評価事象に係る条件

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
事故の評価期間	［設計基準事故時］ 事故後 30 日間	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	被ばく評価手法（内規） 解析 3.2 評価期間は，事故発生後 30 日間とする。
	［炉心の著しい損傷が発生した場合］ 事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を設定	解釈 1 b）④ 判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと。
評価事象	［設計基準事故時］ 原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮する。	設置許可を受けた際の評価結果を参考に，それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故として，原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を，格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し，これらの事故について放射性物質の放出量がより多くなる仮想事故相当のソースタームを想定大気中への放射性物質の放出量の観点から，外部電源がない場合の方がより厳しい	被ばく評価手法（内規） 4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。 4.1.2(5) 事象発生と同時に，外部電源は喪失すると仮定する。
	［設計基準事故時］ 主蒸気管破断 （仮想事故相当） 外部電源喪失を考慮する。		
	［炉心の著しい損傷が発生した場合］ 大破断ＬＯＣＡ時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却失敗に失敗する事故 全交流動力電源喪失を考慮する。	被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用できず，格納容器ベントを実施した場合を想定する。	解釈 1 b）① 設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定すること。

表 4－2　炉心内蓄積量計算条件

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
炉心熱出力	[設計基準事故時] 100 %(3293 MWt)×1.05 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 3293MWt	[設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値を設定 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 定格値	被ばく評価手法（内規） 4.1.1(1) 原子炉は，定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。 審査ガイド 4.3.(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は，4.1.(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
運転時間	[設計基準事故時] 2000 日 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：10000 h 2 サイクル：20000 h 3 サイクル：30000 h 4 サイクル：40000 h 5 サイクル：50000 h	[設計基準事故時] － [炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	－
取替炉心の燃料装荷割合	[設計基準事故時] － [炉心の著しい損傷が発生した場合] 1 サイクル：0.229(200 本) 2 サイクル：0.229(200 本) 3 サイクル：0.229(200 本) 4 サイクル：0.229(200 本) 5 サイクル：0.084(72 本)	[設計基準事故時] － [炉心の著しい損傷が発生した場合] 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	－

表 4－3　炉心内蓄積量（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 3.2×10^{19}
よう素	約 3.1×10^{19}

表 4－4　追加放出量（主蒸気管破断）（設計基準事故時）

核種グループ	追加放出量(Bq) (gross 値)
希ガス	約 9.1×10^{15}
ハロゲン等	約 6.4×10^{15}

表 4－5　炉心内蓄積量（炉心の著しい損傷が発生した場合）

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross 値)
希ガス類	約 2.2×10^{19}
よう素類	約 2.8×10^{19}
ＣｓＯＨ類	約 1.1×10^{18}
Ｓｂ類	約 1.3×10^{18}
TeO_2類	約 6.7×10^{18}
ＳｒＯ類	約 1.2×10^{19}
ＢａＯ類	約 1.2×10^{19}
MoO_2類	約 2.4×10^{19}
CeO_2類	約 7.4×10^{19}
La_2O_3類	約 5.5×10^{19}

表 4－6　大気拡散評価条件（1／6）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針を参考として，放射性雲は風下に直線的に流され，放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1)　放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ，風向，風速，大気安定度に応じて，空間濃度分布が水平方向，鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。 審査ガイド 4.2(2)a. ・放射性物質の空気中濃度は，放出原高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料 （2005.4～2006.3） （地上風を代表する地上高 10 m（標高 18 m）及び排気筒付近を代表する地上高 140 m（標高 148 m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上高 10 m（標高 18 m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出の場合は，建屋影響を受けないため地上高 140 m（標高 148 m）の気象データを使用 過去 10 年間の気象状態と比較して異常がなく，気象データの代表性が確認された 2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間の気象データを使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c)　風向，風速，大気安定度の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d)　建屋影響は，放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため，地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上高 10m で測定）を採用するのは保守的かつ適切である。 審査ガイド 4.2(2)a. ・風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。

表 4－6　大気拡散評価条件（2／6）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
累積出現頻度	小さい方から 97 %	気象指針を参考として，年間の相対濃度又は相対線量を昇順に並べ替え，累積出現頻度が 97 %に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2)　評価点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97 %に当たる相対濃度とする。 審査ガイド 4.2(2)c. ・評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97 %に当たる値とする。
建屋影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a)　中央制御室のように，事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては，建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 審査ガイド 4.2(2)a. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散によるパラメータを用いる。

表 4－6　大気拡散評価条件（3／6）

<table>
<tr><th>項　目</th><th>評　価　条　件</th><th>選　定　理　由</th><th>備　考</th></tr>
<tr><td>巻き込みを生じる代表建屋</td><td>原子炉建屋</td><td>放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋として選定
また，建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため，単独建屋として設定</td><td>被ばく評価手法（内規）
5.1.2(3)a)3)　巻き込みを生じる代表的な建屋として，表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。

表 5.1　放射性物質の巻き込み対象とする代表建屋の選定例
<table><tr><th>原子炉施設</th><th>想定事故</th><th>建屋の種類</th></tr><tr><td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉建屋（建屋影響がある場合）</td></tr><tr><td>主蒸気管破断</td><td>原子炉他建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）</td></tr><tr><td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）
原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td></tr><tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）
原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋）</td></tr></table>
審査ガイド
4.2(2)b.
・巻き込みを生じる代表建屋
2）巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在する全ての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。</td></tr>
</table>

表 4－6　大気拡散評価条件（4／6）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 サービス建屋入口	【中央制御室内】 換気設備により外気間欠取入れ運転を前提とするが，フィルタを通らない空気が直接室内へ流入すると設定 評価期間中はフィルタを通らない空気が直接室内へ流入するとことを前提とするため，中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し，建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので，中央制御室中心を代表点として設定 【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定	被ばく評価手法（内規） 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3)ⅰ）　建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 7.5.1(5)b)　入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。 この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。 審査ガイド 【中央制御室内】 4.2(2)b. 放射性物質濃度の評価点 3) i)建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ 一 様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。 【入退域時】 ―

表 4－6　大気拡散評価条件（5／6）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
着目方位	【設計基準事故時】 （原子炉冷却材喪失） 中央制御室 W 方位（1 方位） サービス建屋入口 W 方位（1 方位） （主蒸気管破断） 中央制御室 S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N （9 方位） サービス建屋入口 S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N （9 方位） 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 原子炉建屋漏えい 中央制御室 S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N（9 方位） 建屋入口 S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N（9 方位） 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室 W（1 方位） 建屋入口 W（1 方位） 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室 SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE （9 方位） 建屋入口 SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE （9 方位）	原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる条件としては，放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について，次に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。 (a) 放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について，放出源の位置が風向と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合 (c) 評価点が巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し，以下の i)～iii）の条件に該当する方位を選定し，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i)放出点が評価点の風上にあること ii)放出点から放出された放射性物質が，建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること iii） 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では，代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく，図 5.4 に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく，図 5 に示すように， 建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

表 4－6　大気拡散評価条件（6／6）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
建屋投影面積	3000 m^3	建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため，対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積（原子炉建屋，短手方向）となる南（北）方向の断面積を切り下げた数値を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1)　図 5.9 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 審査ガイド 4.2(2)b. ・建屋投影面積 1）図 10 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)d)　形状係数 c の値は，特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。 審査ガイド －

表 4－7　中央制御室内放射性物質濃度評価条件（1／3）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	［非常時運転モード］ 外気間欠取入 （27 時間隔離，3 時間取入） ［外気取り込み量］ （通常時）3400 m^3/h （事故時）3400 m^3/h ［非常時運転モードへの切り替え時間］ 【設計基準事故時】 事故後 15 分 【炉心の著しい損傷が発生した場合】 事故後 2 時間	事故後，中央制御室換気系設備による外気間欠取入れを前提とし，更に，換気設備を通らずに直接室内に流入することを考慮する。	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から，次の a)及び b)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊時対策所の建屋の表面空気中から，次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り込まれること（外気取入） 二）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）
中央制御室バウンダリ体積	2800 m^3	中央制御室，運転員控室等の中央制御室換気空調設備の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ·原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。

表 4－7　中央制御室内放射性物質濃度評価条件（2／3）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	2800 m^3	保守側に中央制御室バウンダリ体積である2718.6 m^3を保守的に切り上げて設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.4(3)b）ガンマ線による被ばくの計算では，中央制御室と異なる階層部分のエンベロー ブについて，階層間の天井等による遮へいがあるので，中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室換気系チャコールフィルタによる除去効率	［設計基準事故時］ 90 ％	設計値（97 ％以上）に余裕を見込んだ値として設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(3) 中央制御室換気系フィ ルタの効率は，設計値又は管理値を用いる。 審査ガイド 4.2(1)a. 　よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 　なお，フィルタ効率の設定に際しては，ヨウ素類の性状を適切に考慮すう。
	［炉心の著しい損傷が発生した場合］ 95 ％	設計値（97 ％以上）に余裕を見込んだ値として設定	
中央制御室換気系高性能粒子フィルタによる除去効率	［炉心の著しい損傷が発生した場合］ 99 ％	設計値（99.97 ％以上）に余裕を見込んだ値として設定	
中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量	5100 m^3/h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 7.3.2(7)a）中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び転条件に従って計算する。

表 4－7　中央制御室内放射性物質濃度評価条件（3／3）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	備　考
空気流入率	1.0 回/h	設計上期待できる値を設定 気流入率試験については別添 1 参照	被ばく評価手法（内規） 7．3（1）なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。 審査ガイド 4.2(2)e. 既設の場合では，空気流入率は，気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 4－8　線量計算条件

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	備　考
線量換算係数	[設計基準事故時] よう素の吸入摂取に対して，成人実効線量換算係数を使用 Ⅰ－131：2.0×10^{-8} Sv/Bq Ⅰ－132：3.1×10^{-10} Sv/Bq Ⅰ－133：4.0×10^{-9} Sv/Bq Ⅰ－134：1.5×10^{-10} Sv/Bq Ⅰ－135：9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく	－
	[炉心の著しい損傷が発生した場合] 成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） Ⅰ－131：2.0×10^{-8} Sv/Bq Ⅰ－132：3.1×10^{-10} Sv/Bq Ⅰ－133：4.0×10^{-9} Sv/Bq Ⅰ－134：1.5×10^{-10} Sv/Bq Ⅰ－135：9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs－134：2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs－136：2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs－137：3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71，72 に基づく	ICRP Publication 71，72 に基づく	
呼吸率	1.2 m^3/h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	被ばく評価手法（内規） 7.3.3(4)　吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t)\, dt$ H_I：よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量（Sv） R：呼吸率（成人活動時）（m^3/s） H_∞：よう素（I-131）吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数（Sv/Bq） $C_I(t)$：時刻 t における中央制御室内の放射能濃度（I-131 等価量）（Bq/m^3） T：計算期間（30 日間）（S）

表 4－9　大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（1/2）

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100 % よう素： 50 %	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)b)　事故発生後，原子炉格納容器内に放出された放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %，よう素 50 %の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90 % 有機よう素：10 %	同上	4.1.1(2)c)　格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は 10 %とし，残りの 90 %は無機よう素とする。
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着する割合	50 % （有機よう素及び希ガスは，沈着効果を無視）	同上	4.1.1(2)d)　原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50 %が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視する。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配	無機よう素：100 有機よう素：　0 希ガス　　：　0	同上	4.1.1(2)e)　サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5 %/d 一定	設計上定められた最大値で一定として設定	4.1.1(2)f)　希ガス及びよう素は，原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えい率は，原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
原子炉建屋ガス処理系の起動時間	事故直後	通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられる。	4.1.1(2)g)　原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。
原子炉建屋ガス処理系の容量	（非常用ガス再循環系） 換気率：4.8 回/d （非常用ガス処理系） 換気率：1.0 回/d	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g)　非常用換気系等の容量は，設計で定められた値する
原子炉建屋ガス処理系フィルタの除去効率	（非常用ガス再循環系） 80 % （非常用ガス処理系） 90 %	非常用ガス再循環系の設計値（90 %）及び非常用ガス処理系の設計値（97 %以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g)　フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。

表 4－9　大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（2/2）

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉建屋内での沈着による除去効果	除去効果は無視し，崩壊のみを考慮	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)g)　原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し，自然崩壊のみを考慮
再循環水の漏えいによる寄与	評価を省略する	非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッションチェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は，格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく，有意な寄与はないためその評価を省略する。	4.1.1(2)h)　ECCS が再循環モードで運転され，原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には，原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には，事象発生直後，よう素の炉心内蓄積量の 50 %が溶解するとし，ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5 %，原子炉建屋でのよう素の沈着率は 50 %と仮定する。
放出位置	非常用ガス処理系排気筒	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)i)　原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後，排気筒を経由して環境に放出されるとする。

表 4－10　大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（1/2）

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
冷却材中のよう素濃度	I-131 を 4.6×10^{3} Bq/g とし，それに応じ他のよう素の組成を拡散組成として考慮 蒸気相中のハロゲン濃度は，液相の濃度の 1/50 とする	運転上許容される最大値として設定	4.1.2(7)b)　事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は，運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし，その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は，液相の濃度の 1/50 とする。
燃料棒から追加放出される放射性物質量	I-131 を 4.44×10^{4} Bq とし，それに応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡創生として考慮 希ガスについてはよう素の 2 倍とする。	先行炉等での実測値に基づく値に安全余裕を見込んで設定	4.1.2(7)c)　原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を，I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし，その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される核分裂生成物の量	1 %	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)d)　主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は，主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし，追加放出された放射性物質の 1 %が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後にすべて原子炉冷却材中に放出	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)e)　主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は，主蒸気隔離弁閉止直後に，これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素：10 % 無機よう素：90 %	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f)　燃料棒から放出されたよう素のうち，有機よう素は 10 %とし，残りの 90 %は無機よう素とする。
有機よう素が気相部に移行する割合	10 % なお，希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f)　有機よう素のうち 10 %は瞬時に気相部に移行する。 希ガスは，全て瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリーオーバー割合	2 %	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)f)　残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は，2 %とする。

表 4－10　大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（設計基準事故時）（2/2）

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
放射性物質の大気拡散	主蒸気隔離弁閉止前の蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積 ：3.44×10^{6} m^{3} 半球状雲の直径：236 m 移動速度：1 m/s	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.2(7)g)　主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は，大気中に地上放散する。
主蒸気隔離弁初期漏えい率	120 %/d （一定）	弁１個当たりの漏えい率（設計漏えい率の上限値 10 %/d(1 個あたり)）に４倍の余裕を取り，さらに１個閉を仮定して設定した値	4.1.2(7)h)　主蒸気隔離弁は，１個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは，蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし，この漏えい率は一定とする。
原子炉圧力容器からサプレッションチェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値	－

表 4－11　大気中への放出量評価結果（事故後 30 日間積算）（設計基準事故）

想定事象	核分裂生成物		放出量（Bq）
原子炉冷却材喪失	希ガス （ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）		2.7×10^{16}
	よう素 （Ｉ－131 等価量－成人実効線量係数換算）		2.3×10^{14}
主蒸気管破断	希ガス （ガンマ線実効エネルギ 0.5 MeV 換算値）	主蒸気隔離弁 閉止前	6.1×10^{13}
		主蒸気隔離弁 閉止後	1.2×10^{14}
	よう素 （Ｉ－131 等価量－成人実効線量係数換算）	主蒸気隔離弁 閉止前	－
		主蒸気隔離弁 閉止後	2.5×10^{12}

表 4－12　大気拡散評価条件（設計基準事故時）

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出 継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：24 時間 よう素：24 時間 【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 ：1 時間 よう素：20 時間	事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として設定	解析 5.13(3)　実効放出継続時間（T）は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
放出源及び 放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 非常用ガス処理系排気筒 95 m 【主蒸気管破断】 原子炉建屋ブローアウトパネル　0 m	原子炉冷却材喪失は，非常用ガス処理系排気筒から放出，主蒸気管破断は，保守的に地上放出として設定	【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)j)　原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後，排気筒を経由して環境に放出されるとする。 【主蒸気管破断】 4.1.2(2)g)　隔離弁閉止後に放出された放射性物質は，大気中に地上放散する。
大気拡散評価地点及び評価距離	【原子炉冷却材喪失】 中央制御室中心 評価距離：100 m サービス建屋入口 評価距離：110 m 【主蒸気管破断】 中央制御室中心 評価距離：10 m サービス建屋入口 評価距離：15 m	放出源から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離として設定	－

表 4－13　相対濃度及び相対線量の評価結果（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故）

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ／Q (s/m^3)	相対線量 D／Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	100	1.2×10^{-6}（希ガス） 1.2×10^{-6}（よう素）	4.9×10^{-20}
入退域時	サービス建屋入口	110	1.2×10^{-6}	5.0×10^{-20}

表 4－14　相対濃度及び相対線量の評価結果（主蒸気管破断）（設計基準事故）

評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ／Q (s/m^3)	相対線量 D／Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	10	8.3×10^{-4}（希ガス*） 4.9×10^{-4}（よう素）	2.9×10^{-18}
入退域時	サービス建屋入口	15	4.9×10^{-4}	2.9×10^{-18}

注記　*：主蒸気管破断においては，希ガス及びハロゲン等を示す。

表 4－15　運転員交替考慮条件（設計基準事故時）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室 滞在時間割合	0.27222	運転員の勤務形態として5直2交替とし，事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した滞在時間割合として設定	7.1.1(2)e)　中央制御室内の滞在期間を運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域 所要時間割合	0.01111	運転員の勤務形態として5直2交替とし，事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平均化が図られることを仮定した入退域所要時間割合として設定 周辺監視区域境界からサービス建屋入口までの移動を考慮して，原子炉建屋に近い建屋入口に15分間とどまるものとして評価	7.1.1(2)d)　入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.5.2(5)a)　管理区域の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。

表 4－16　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の原子炉建屋内の放射性物質からのエネルギ群別ガンマ線積算線源強度（30 日間積算値）

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (－)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (－)
1	0.01	1.2×10^{17}	22	1.5	1.5×10^{19}
2	0.02	2.3×10^{15}	23	1.66	5.5×10^{18}
3	0.03	7.2×10^{17}	24	2.0	4.5×10^{18}
4	0.045	1.0×10^{15}	25	2.5	2.6×10^{19}
5	0.06	0.0	26	3.0	1.1×10^{18}
6	0.07	0.0	27	3.5	2.9×10^{16}
7	0.075	0.0	28	4.0	0.0
8	0.1	6.2×10^{21}	29	4.5	0.0
9	0.15	4.6×10^{17}	30	5.0	0.0
10	0.2	4.8×10^{19}	31	5.5	0.0
11	0.3	4.9×10^{20}	32	6.0	0.0
12	0.4	1.5×10^{20}	33	6.5	0.0
13	0.45	7.7×10^{18}	34	7.0	0.0
14	0.51	7.8×10^{18}	35	7.5	0.0
15	0.512	7.0×10^{17}	36	8.0	0.0
16	0.6	6.2×10^{19}	37	10.0	0.0
17	0.7	1.8×10^{20}	38	12.0	0.0
18	0.8	1.1×10^{20}	39	14.0	0.0
19	1.0	4.5×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	2.2×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{16}	42	50.0	0.0

表 4－17　主蒸気管破断（仮想事故）時のタービン建屋内の放射性物質からのエネルギ群別ガンマ線積算線源強度（30 日間積算値）

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (－)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (－)
1	0.01	9.0×10^{14}	22	1.5	1.8×10^{16}
2	0.02	8.0×10^{13}	23	1.66	3.0×10^{16}
3	0.03	3.6×10^{15}	24	2.0	2.8×10^{16}
4	0.045	7.7×10^{16}	25	2.5	1.2×10^{17}
5	0.06	0.0	26	3.0	8.9×10^{15}
6	0.07	0.0	27	3.5	3.7×10^{14}
7	0.075	0.0	28	4.0	8.2×10^{13}
8	0.1	5.6×10^{18}	29	4.5	3.1×10^{12}
9	0.15	6.3×10^{16}	30	5.0	0.0
10	0.2	1.3×10^{18}	31	5.5	0.0
11	0.3	1.1×10^{18}	32	6.0	0.0
12	0.4	2.0×10^{18}	33	6.5	0.0
13	0.45	4.6×10^{16}	34	7.0	0.0
14	0.51	1.2×10^{16}	35	7.5	0.0
15	0.512	5.4×10^{15}	36	8.0	0.0
16	0.6	3.1×10^{17}	37	10.0	0.0
17	0.7	2.4×10^{17}	38	12.0	0.0
18	0.8	2.5×10^{17}	39	14.0	0.0
19	1.0	9.5×10^{16}	40	20.0	0.0
20	1.33	9.3×10^{16}	41	30.0	0.0
21	1.34	4.8×10^{14}	42	50.0	0.0

表 4－18　中央制御室換気系設備等条件（設計基準事故時）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常時運転モードへの切替時間	15 分	運転員による手動隔離操作を仮定し，隔離操作に要する時間を十分見込んだ後に，閉回路循環運転に切り替わるものとして設定	7.3.2(6)　中央制御室の自動隔離を期待する場合には，その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む

表 4－19　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路＼被ばく部位		実効線量 (mSv) 希ガスのガンマ線による外部被ばく	実効線量 (mSv) よう素の吸入による内部被ばく	実効線量 (mSv) 合計	備考
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.6×10^{0}	－	1.6×10^{0}	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.4×10^{-2}	－	3.4×10^{-2}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.1×10^{-2}	1.9×10^{-1}	2.0×10^{-1}	
	小　　計	1.6×10^{0}	1.9×10^{-1}	1.8×10^{0}	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.0×10^{0}	－	1.0×10^{0}	事故後30日まで5直2交替で入退域するものとする。入退域所要時間は，片道15分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	
	小　　計	1.0×10^{0}	2.0×10^{-2}	1.1×10^{0}	
合　　計		2.7×10^{0}	2.1×10^{-1}	2.9×10^{0}	

表4－20　主蒸気管破断（仮想事故）時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳

被ばく経路 ＼ 被ばく部位		実効線量 (mSv) 希ガスのガンマ線による外部被ばく	実効線量 (mSv) よう素の吸入による内部被ばく	実効線量 (mSv) 合計	備考
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	4.3×10^{-3}	－	4.3×10^{-3}	事故後30日まで5直2交替で室内作業を行うものとする。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.3×10^{-2}	－	1.3×10^{-2}	
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	3.9×10^{-2}	1.4×10^{0}	1.5×10^{0}	
	小　　計	5.7×10^{-2}	1.4×10^{0}	1.5×10^{0}	
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.6×10^{-1}	－	1.6×10^{-1}	事故後30日まで5直2交替で入退域するものとする。入退域所要時間は，片道15分を仮定する。
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	3.8×10^{-3}	9.0×10^{-2}	9.4×10^{-2}	
	小　　計	1.7×10^{-1}	9.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}	
合　　計		2.2×10^{-1}	1.5×10^{0}	1.7×10^{0}	

表 4－21　大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1/4）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	審査ガイドの記載
評価事象	「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却が使用できない場合）（全交流電力電源喪失の重畳を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a.　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合，格納容器破損防止対策が有効に働くため，格納容器は健全である）のソースターム解析を基に，大気中への放射性放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3293MW	定格熱出力	－
運転時間	１サイクルあたり 10000 時間（約 416 日）	１サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して設定	－
取替炉心の装荷割合	１サイクル：0.229 ２サイクル：0.229 ３サイクル：0.229 ４サイクル：0.229 ５サイクル：0.084	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	－
炉心内蔵量	希ガス類　：2.2×10^{19} Bq ＣｓＩ類　：2.8×10^{19} Bq ＣｓＯＨ類：1.1×10^{18} Bq Ｓｂ類　：1.3×10^{18} Bq TeO_2類：6.7×10^{18} Bq ＳｒＯ類　：1.2×10^{19} Bq ＢａＯ類　：1.2×10^{19} Bq MoO_2類：2.4×10^{19} Bq CeO_2類：7.4×10^{19} Bq La_2O_3類：5.5×10^{19} Bq （核種毎の炉心内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量（Bq/MW）」×「3293 MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉心蓄積量（Bq/MW）は，BWR 共通条件として，東海第二と同じ装荷燃料（9×9 燃料（Ａ型）），運転時間（10000 時間）で算出したＡＢＷＲのサイクル末期の値を使用）	4.3.(1)a.　希ガス類，ヨウ素類，Ｃｓ類，Ｔｅ類，Ｂａ類，Ｒｕ類，Ｃｅ類及びＬａ類を考慮する。
放出開始時間	格納容器漏えい： 　事故発生直後 格納容器ベント： 　事故発生から約 19 時間後	ＭＡＡＰ解析結果	4.3.(4)a.　放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。

表 4－21　大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2/4）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	審査ガイドの記載
格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	格納容器内ｐＨ制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため，保守的に設定	4.3(1)a.　原子炉格納容器への放出割合の設定に際し，ヨウ素の性状を適切に考慮する。
よう素の形態	粒子状よう素：　5 % 無機よう素　：91 % 有機よう素　：　4 %	Ｒ．Ｇ．1.195[*1]に基づき設定	4.3(1)a.　原子炉格納容器への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	1Pd 以下： 0.9Pd で 0.5 %/日 1Pd 超過： 2Pd で 1.3 %/日	ＭＡＡＰ解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし，格納容器の設計漏えい率（0.9pd で 0.5 %／日）及びＡＥＣの式等に基づき設定	4.3(1)e.　原子炉格納容器漏えい率は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1.5h 後～19.5h 後： 1.3 %/日 上記以外の時間： 0.5 %/日	格納容器の設計漏えい率及びＡＥＣの式等に基づき設定（格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3 %／日の漏えい率を設定）	
格納容器内での除去効果（エアロゾル）	ＭＡＡＰ解析に基づく（沈着，サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	ＭＡＡＰのＦＰ挙動モデル	4.3(3)c.　原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d.　原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	－
格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率：9×10^{-4}（1/s）（格納容器内の最大存在量から 1/200 まで）	ＣＳＥ実験及び Standard Review Plan 6.5.2[*2]に基づき設定	4.3(3)d.　原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッション・プールのスクラビングによる除去効果：10	Standard Review Plan 6.5.5[*3]に基づき設定	－

表 4－21　大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（3/4）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	審査ガイドの記載
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類　：4.3×10^{-3} ＣｓＩ類　：6.2×10^{-5} ＣｓＯＨ類：3.1×10^{-5} Ｓｂ類　：6.7×10^{-6} TeO_2類：6.7×10^{-6} ＳｒＯ類　：2.7×10^{-6} ＢａＯ類　：2.7×10^{-6} MoO_2類：3.4×10^{-7} CeO_2類：6.7×10^{-8} La_2O_3類：2.7×10^{-8}	ＭＡＡＰ解析結果及びNUREG-1465*4の知見に基づき設定	－
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大/日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座にすべて大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	－
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	１回/日（排気筒放出）	設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a.　非常用ガス処理系（ＢＷＲ）又はアニュラス空気浄化設備（ＰＷＲ）の作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事故発生から２時間	起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として５分を想定）	
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	4.3(3)b.　ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため	－

表 4－21　大気中への放出量評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）（4/4）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	審査ガイドの記載
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類　：9.5×10^{-1} ＣｓＩ類　：1.1×10^{-6} ＣｓＯＨ類：4.0×10^{-7} Ｓｂ類　：9.0×10^{-8} TeO_2類：9.0×10^{-8} ＳｒＯ類　：3.6×10^{-8} ＢａＯ類　：3.6×10^{-8} MoO_2類：4.5×10^{-9} CeO_2類：9.0×10^{-10} La_2O_3類：3.6×10^{-10}	ＭＡＡＰ解析結果及びNUREG-1465*4の知見に基づき設定	－
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル：1000	設計値に基づき設定	－
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す７日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3.（解釈）第 74 条（原子炉制御室） 1 b）④判断基準は，運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。

注記　＊1：R.G.1.195“Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligth Water Nuclear Power Reactors”

＊2：Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

＊3： Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

＊4：NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

表 4－22　大気中への放出量評価結果（事故後 7 日間積算）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

（単位:Bq）

核種グループ	原子炉建屋から 大気中へ放出	格納容器圧力逃がし 装置を経由した放出	合　計
希ガス類	約 3.6×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 2.8×10^{15}	約 7.3×10^{15}	約 1.0×10^{16}
ＣｓＯＨ類	約 3.8×10^{13}	約 5.0×10^{8}	約 3.8×10^{13}
Ｓｂ類	約 4.5×10^{12}	約 2.6×10^{7}	約 4.5×10^{12}
TeO_2類	約 3.7×10^{13}	約 4.4×10^{8}	約 3.7×10^{13}
ＳｒＯ類	約 2.0×10^{13}	約 1.7×10^{8}	約 2.0×10^{13}
ＢａＯ類	約 2.0×10^{13}	約 2.1×10^{8}	約 2.0×10^{13}
MoO_2類	約 6.9×10^{12}	約 8.4×10^{7}	約 6.9×10^{12}
CeO_2類	約 4.3×10^{12}	約 5.4×10^{7}	約 4.3×10^{12}
La_2O_3類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^{7}	約 1.2×10^{12}

表 4－23　大気拡散評価条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項　目	評　価　条　件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	原子炉建屋漏えい（地上放出） 地上：0 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 地上：95 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 地上：57 m	排気筒放出は有効高さ及び格納容器圧力逃がし装置からの放出は原子炉建屋屋上，地上放出時は地上高さを使用	4.3(4)b.　放出原高さは， 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスに応じて放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に放出エネルギーを考慮してもよい。
大気拡散評価地点及び評価距離	原子炉建屋漏えい 中央制御室中心 評価距離：10 m 建屋入口 評価距離：15 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室中心 評価距離：100 m 建屋入口 評価距離：110 m 格納容器圧力逃がし装置からの放出 中央制御室中心 評価距離：55 m 建屋入口 評価距離：45 m	放出源から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離として設定	－

表 4－24　相対濃度及び相対線量の評価結果（炉心の著しい損傷が発生した場合）

放出位置		中央制御室中心	建屋入口
原子炉建屋	χ／Q (s/m^3)	8.3×10^{-4}	8.2×10^{-4}
	D／Q (Gy/Bq)	2.9×10^{-18}	2.9×10^{-18}
非常用ガス処理系排気筒	χ／Q (s/m^3)	3.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}
	D／Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-20}	9.0×10^{-20}
格納容器圧力逃がし装置排気口	χ／Q (s/m^3)	3.7×10^{-4}	3.7×10^{-4}
	D／Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-19}	9.4×10^{-19}

表 4－25　運転員交替考慮条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A班*	1 直						
B班			1 直	1 直		2 直	2 直
C班	2 直				1 直	1 直	
D班		2 直	2 直				1 直
E班*		1 直		2 直	2 直		

注記　＊：被ばくの平均化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班（A班）に代わり，2 日目以降は日勤勤務の班（E 班）が滞在するものとする。

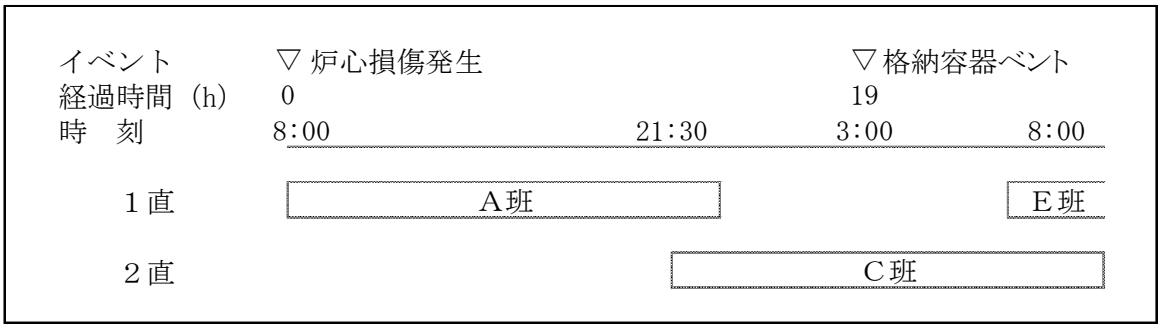


表 4－26　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度（室内作業時）

群	代表エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度（－）													
		1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日	
		A班	C班	E班	D班	B班	D班	B班	E班	C班	E班	C班	B班	D班	B班
		0 h ～ 13.75 h	13.5 h ～ 24.25 h	24 h ～ 37.75 h	37.5 h ～ 48.25 h	48 h ～ 61.75 h	61.5 h ～ 72.25 h	72 h ～ 85.75 h	85.5 h ～ 96.25 h	96 h ～ 109.75 h	109.5 h ～ 120.25 h	120 h ～ 133.75 h	133.5 h ～ 144.25 h	144 h ～ 157.75 h	157.5 h ～ 168 h
1	0.01	3.6×10^{18}	1.2×10^{19}	1.1×10^{19}	4.5×10^{18}	3.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1.0×10^{18}	4.5×10^{17}	3.3×10^{17}	1.5×10^{17}	1.1×10^{17}	4.7×10^{16}	3.5×10^{16}	1.5×10^{16}
2	0.02	4.0×10^{18}	1.4×10^{19}	1.2×10^{19}	5.0×10^{18}	3.6×10^{18}	1.6×10^{18}	1.1×10^{18}	5.0×10^{17}	3.7×10^{17}	1.6×10^{17}	1.2×10^{17}	5.3×10^{16}	3.9×10^{16}	1.7×10^{16}
3	0.03	4.9×10^{18}	1.6×10^{19}	1.4×10^{19}	5.7×10^{18}	4.0×10^{18}	1.7×10^{18}	1.2×10^{18}	5.1×10^{17}	3.6×10^{17}	1.5×10^{17}	1.1×10^{17}	4.6×10^{16}	3.3×10^{16}	1.4×10^{16}
4	0.045	5.7×10^{19}	2.6×10^{20}	2.5×10^{20}	1.1×10^{20}	8.2×10^{19}	3.6×10^{19}	2.7×10^{19}	1.2×10^{19}	8.7×10^{18}	3.9×10^{18}	2.8×10^{18}	1.2×10^{18}	9.1×10^{17}	3.9×10^{17}
5	0.06	2.7×10^{17}	7.4×10^{17}	5.2×10^{17}	1.8×10^{17}	1.1×10^{17}	4.3×10^{16}	3.0×10^{16}	1.3×10^{16}	9.3×10^{15}	4.1×10^{15}	3.0×10^{15}	1.3×10^{15}	9.5×10^{14}	4.1×10^{14}
6	0.07	1.8×10^{17}	4.9×10^{17}	3.5×10^{17}	1.2×10^{17}	7.3×10^{16}	2.9×10^{16}	2.0×10^{16}	8.6×10^{15}	6.2×10^{15}	2.8×10^{15}	2.0×10^{15}	8.6×10^{14}	6.4×10^{14}	2.8×10^{14}
7	0.075	8.0×10^{18}	3.7×10^{19}	3.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.2×10^{19}	5.4×10^{18}	4.0×10^{18}	1.8×10^{18}	1.3×10^{18}	5.8×10^{17}	4.2×10^{17}	1.9×10^{17}	1.4×10^{17}	5.9×10^{16}
8	0.1	4.0×10^{19}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	8.1×10^{19}	6.1×10^{19}	2.7×10^{19}	2.0×10^{19}	8.8×10^{18}	6.5×10^{18}	2.9×10^{18}	2.1×10^{18}	9.3×10^{17}	6.8×10^{17}	2.9×10^{17}
9	0.15	2.7×10^{17}	4.9×10^{17}	3.3×10^{17}	1.1×10^{17}	6.8×10^{16}	2.7×10^{16}	1.8×10^{16}	7.7×10^{15}	5.4×10^{15}	2.4×10^{15}	1.6×10^{15}	6.9×10^{14}	5.0×10^{14}	2.2×10^{14}
10	0.2	2.5×10^{19}	8.5×10^{19}	4.9×10^{19}	1.1×10^{19}	4.1×10^{18}	9.0×10^{17}	3.7×10^{17}	9.8×10^{16}	5.2×10^{16}	1.9×10^{16}	1.2×10^{16}	4.5×10^{15}	3.3×10^{15}	1.4×10^{15}
11	0.3	4.9×10^{19}	1.7×10^{20}	9.8×10^{19}	2.2×10^{19}	8.2×10^{18}	1.8×10^{18}	7.3×10^{17}	2.0×10^{17}	1.0×10^{17}	3.8×10^{16}	2.4×10^{16}	9.0×10^{15}	6.5×10^{15}	2.8×10^{15}
12	0.4	3.5×10^{18}	8.8×10^{18}	7.4×10^{18}	3.2×10^{18}	2.3×10^{18}	1.0×10^{18}	7.6×10^{17}	3.4×10^{17}	2.5×10^{17}	1.2×10^{17}	8.2×10^{16}	3.1×10^{16}	2.3×10^{16}	1.0×10^{16}
13	0.45	1.8×10^{18}	4.4×10^{18}	3.7×10^{18}	1.6×10^{18}	1.1×10^{18}	5.1×10^{17}	3.8×10^{17}	1.7×10^{17}	1.3×10^{17}	5.8×10^{16}	4.1×10^{16}	1.6×10^{16}	1.2×10^{16}	5.2×10^{15}
14	0.51	5.8×10^{18}	1.4×10^{19}	1.0×10^{19}	3.6×10^{18}	2.3×10^{18}	9.1×10^{17}	6.2×10^{17}	2.6×10^{17}	1.7×10^{17}	7.8×10^{16}	4.7×10^{16}	1.8×10^{16}	1.3×10^{16}	5.4×10^{15}
15	0.512	1.9×10^{17}	4.7×10^{17}	3.4×10^{17}	1.2×10^{17}	7.7×10^{16}	3.0×10^{16}	2.1×10^{16}	8.5×10^{15}	5.8×10^{15}	2.6×10^{15}	1.6×10^{15}	6.0×10^{14}	4.3×10^{14}	1.8×10^{14}
16	0.6	8.4×10^{18}	2.1×10^{19}	1.5×10^{19}	5.3×10^{18}	3.4×10^{18}	1.3×10^{18}	9.0×10^{17}	3.7×10^{17}	2.6×10^{17}	1.1×10^{17}	6.8×10^{16}	2.6×10^{16}	1.9×10^{16}	7.9×10^{15}
17	0.7	9.6×10^{18}	2.4×10^{19}	1.7×10^{19}	6.0×10^{18}	3.8×10^{18}	1.5×10^{18}	1.0×10^{18}	4.3×10^{17}	2.9×10^{17}	1.3×10^{17}	7.8×10^{16}	3.0×10^{16}	2.1×10^{16}	8.9×10^{15}
18	0.8	2.9×10^{18}	6.9×10^{18}	5.8×10^{18}	2.4×10^{18}	1.7×10^{18}	7.0×10^{17}	4.9×10^{17}	2.1×10^{17}	1.4×10^{17}	6.5×10^{16}	3.9×10^{16}	1.5×10^{16}	1.1×10^{16}	4.4×10^{15}
19	1.0	5.9×10^{18}	1.4×10^{19}	1.2×10^{19}	4.8×10^{18}	3.3×10^{18}	1.4×10^{18}	9.7×10^{17}	4.1×10^{17}	2.9×10^{17}	1.3×10^{17}	7.7×10^{16}	3.0×10^{16}	2.1×10^{16}	8.8×10^{15}
20	1.33	3.1×10^{18}	4.9×10^{18}	3.2×10^{18}	1.1×10^{18}	7.4×10^{17}	3.0×10^{17}	2.1×10^{17}	8.8×10^{16}	6.1×10^{16}	2.7×10^{16}	1.6×10^{16}	6.2×10^{15}	4.4×10^{15}	1.8×10^{15}
21	1.34	9.2×10^{16}	1.5×10^{17}	9.6×10^{16}	3.4×10^{16}	2.3×10^{16}	9.2×10^{15}	6.4×10^{15}	2.7×10^{15}	1.8×10^{15}	8.3×10^{14}	4.9×10^{14}	1.9×10^{14}	1.3×10^{14}	5.6×10^{13}
22	1.5	1.5×10^{18}	2.4×10^{18}	1.5×10^{18}	5.5×10^{17}	3.6×10^{17}	1.5×10^{17}	1.0×10^{17}	4.3×10^{16}	2.9×10^{16}	1.3×10^{16}	7.8×10^{15}	3.0×10^{15}	2.1×10^{15}	8.9×10^{14}
23	1.66	5.2×10^{17}	5.0×10^{17}	2.0×10^{17}	5.4×10^{16}	3.3×10^{16}	1.3×10^{16}	9.0×10^{15}	3.8×10^{15}	2.6×10^{15}	1.2×10^{15}	7.0×10^{14}	2.7×10^{14}	1.9×10^{14}	7.8×10^{13}
24	2.0	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	4.2×10^{17}	1.1×10^{17}	6.9×10^{16}	2.8×10^{16}	1.9×10^{16}	8.0×10^{15}	5.6×10^{15}	2.5×10^{15}	1.5×10^{15}	5.7×10^{14}	4.0×10^{14}	1.7×10^{14}
25	2.5	3.5×10^{18}	2.1×10^{18}	4.2×10^{17}	1.1×10^{17}	7.6×10^{16}	3.2×10^{16}	2.2×10^{16}	9.3×10^{15}	6.5×10^{15}	3.0×10^{15}	1.7×10^{15}	6.6×10^{14}	4.6×10^{14}	1.9×10^{14}
26	3.0	1.2×10^{17}	2.9×10^{16}	7.9×10^{15}	2.6×10^{15}	1.8×10^{15}	7.7×10^{14}	5.4×10^{14}	2.3×10^{14}	1.6×10^{14}	7.3×10^{13}	4.3×10^{13}	1.6×10^{13}	1.2×10^{13}	4.8×10^{12}
27	3.5	1.4×10^{15}	3.4×10^{13}	3.4×10^{11}	9.2×10^{10}	7.1×10^{10}	3.3×10^{10}	2.6×10^{10}	1.2×10^{10}	9.5×10^{9}	4.5×10^{9}	3.7×10^{9}	1.9×10^{9}	1.6×10^{9}	7.9×10^{8}
28	4.0	1.4×10^{15}	3.4×10^{13}	3.4×10^{11}	9.2×10^{10}	7.1×10^{10}	3.3×10^{10}	2.6×10^{10}	1.2×10^{10}	9.5×10^{9}	4.5×10^{9}	3.7×10^{9}	1.9×10^{9}	1.6×10^{9}	7.9×10^{8}
29	4.5	3.9×10^{5}	2.5×10^{5}	1.9×10^{5}	9.3×10^{4}	7.3×10^{4}	3.5×10^{4}	2.8×10^{4}	1.3×10^{4}	1.1×10^{4}	5.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.3×10^{3}	2.0×10^{3}	1.0×10^{3}
30	5.0	3.9×10^{5}	2.5×10^{5}	1.9×10^{5}	9.3×10^{4}	7.3×10^{4}	3.5×10^{4}	2.8×10^{4}	1.3×10^{4}	1.1×10^{4}	5.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.3×10^{3}	2.0×10^{3}	1.0×10^{3}
31	5.5	3.9×10^{5}	2.5×10^{5}	1.9×10^{5}	9.3×10^{4}	7.3×10^{4}	3.5×10^{4}	2.8×10^{4}	1.3×10^{4}	1.1×10^{4}	5.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.3×10^{3}	2.0×10^{3}	1.0×10^{3}
32	6.0	3.9×10^{5}	2.5×10^{5}	1.9×10^{5}	9.3×10^{4}	7.3×10^{4}	3.5×10^{4}	2.8×10^{4}	1.3×10^{4}	1.1×10^{4}	5.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.3×10^{3}	2.0×10^{3}	1.0×10^{3}
33	6.5	4.5×10^{4}	2.8×10^{4}	2.2×10^{4}	1.1×10^{4}	8.4×10^{3}	4.0×10^{3}	3.2×10^{3}	1.5×10^{3}	1.2×10^{3}	6.0×10^{2}	5.0×10^{2}	2.6×10^{2}	2.3×10^{2}	1.2×10^{2}
34	7.0	4.5×10^{4}	2.8×10^{4}	2.2×10^{4}	1.1×10^{4}	8.4×10^{3}	4.0×10^{3}	3.2×10^{3}	1.5×10^{3}	1.2×10^{3}	6.0×10^{2}	5.0×10^{2}	2.6×10^{2}	2.3×10^{2}	1.2×10^{2}
35	7.5	4.5×10^{4}	2.8×10^{4}	2.2×10^{4}	1.1×10^{4}	8.4×10^{3}	4.0×10^{3}	3.2×10^{3}	1.5×10^{3}	1.2×10^{3}	6.0×10^{2}	5.0×10^{2}	2.6×10^{2}	2.3×10^{2}	1.2×10^{2}
36	8.0	4.5×10^{4}	2.8×10^{4}	2.2×10^{4}	1.1×10^{4}	8.4×10^{3}	4.0×10^{3}	3.2×10^{3}	1.5×10^{3}	1.2×10^{3}	6.0×10^{2}	5.0×10^{2}	2.6×10^{2}	2.3×10^{2}	1.2×10^{2}
37	10.0	1.4×10^{4}	8.7×10^{3}	6.9×10^{3}	3.3×10^{3}	2.6×10^{3}	1.2×10^{3}	9.8×10^{2}	4.7×10^{2}	3.8×10^{2}	1.9×10^{2}	1.5×10^{2}	8.0×10^{1}	6.9×10^{1}	3.6×10^{1}
38	12.0	6.9×10^{3}	4.4×10^{3}	3.4×10^{3}	1.6×10^{3}	1.3×10^{3}	6.2×10^{2}	4.9×10^{2}	2.4×10^{2}	1.9×10^{2}	9.3×10^{1}	7.7×10^{1}	4.0×10^{1}	3.5×10^{1}	1.8×10^{1}
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4－27　地表面への沈着速度の条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	審査ガイドでの記載
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2 cm/s 無機よう素：1.2 cm/s 有機よう素： 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針*1を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3 cm/s）の 4 倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol2*2より設定 有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322*3より設定	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

注記　＊1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

＊2：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters”, Fabruary 1994

＊3：英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report

表 4－28　グランドシャイン線評価用線源強度（室内作業時）

群	代表エネルギ (MeV)	ガンマ積算線源強度（単位：cm^{-2}）													
		1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日	
		A班	C班	E班	D班	B班	D班	B班	E班	C班	E班	C班	B班	D班	B班
		0 h ～ 13.75 h	13.5 h ～ 24.25 h	24 h ～ 37.75 h	37.5 h ～ 48.25 h	48 h ～ 61.75 h	61.5 h ～ 72.25 h	72 h ～ 85.75 h	85.5 h ～ 96.25 h	96 h ～ 109.75 h	109.5 h ～ 120.25 h	120 h ～ 133.75 h	133.5 h ～ 144.25 h	144 h ～ 157.75 h	157.5 h ～ 168 h
1	0.01	3.5×10^{8}	2.2×10^{8}	2.4×10^{8}	1.6×10^{8}	1.8×10^{8}	1.2×10^{8}	1.4×10^{8}	9.8×10^{7}	1.1×10^{8}	8.2×10^{7}	9.6×10^{7}	6.9×10^{7}	8.2×10^{7}	5.8×10^{7}
2	0.02	3.8×10^{8}	2.5×10^{8}	2.7×10^{8}	1.8×10^{8}	2.0×10^{8}	1.4×10^{8}	1.6×10^{8}	1.1×10^{8}	1.3×10^{8}	9.1×10^{7}	1.1×10^{8}	7.7×10^{7}	9.1×10^{7}	6.4×10^{7}
3	0.03	9.0×10^{8}	7.0×10^{8}	8.3×10^{8}	6.0×10^{8}	7.0×10^{8}	5.1×10^{8}	6.0×10^{8}	4.4×10^{8}	5.2×10^{8}	3.8×10^{8}	4.5×10^{8}	3.3×10^{8}	4.0×10^{8}	2.8×10^{8}
4	0.045	2.5×10^{8}	1.9×10^{8}	2.2×10^{8}	1.6×10^{8}	1.8×10^{8}	1.3×10^{8}	1.6×10^{8}	1.2×10^{8}	1.4×10^{8}	1.0×10^{8}	1.2×10^{8}	9.2×10^{7}	1.1×10^{8}	8.1×10^{7}
5	0.06	1.2×10^{8}	8.2×10^{7}	9.0×10^{7}	6.2×10^{7}	7.0×10^{7}	4.9×10^{7}	5.6×10^{7}	4.0×10^{7}	4.6×10^{7}	3.3×10^{7}	3.9×10^{7}	2.8×10^{7}	3.3×10^{7}	2.3×10^{7}
6	0.07	7.9×10^{7}	5.5×10^{7}	6.0×10^{7}	4.1×10^{7}	4.6×10^{7}	3.2×10^{7}	3.7×10^{7}	2.6×10^{7}	3.1×10^{7}	2.2×10^{7}	2.6×10^{7}	1.8×10^{7}	2.2×10^{7}	1.5×10^{7}
7	0.075	3.9×10^{7}	3.0×10^{7}	3.6×10^{7}	2.6×10^{7}	3.2×10^{7}	2.3×10^{7}	2.8×10^{7}	2.1×10^{7}	2.5×10^{7}	1.9×10^{7}	2.3×10^{7}	1.7×10^{7}	2.0×10^{7}	1.5×10^{7}
8	0.1	1.9×10^{8}	1.5×10^{8}	1.8×10^{8}	1.3×10^{8}	1.6×10^{8}	1.2×10^{8}	1.4×10^{8}	1.0×10^{8}	1.3×10^{8}	9.3×10^{7}	1.1×10^{8}	8.4×10^{7}	1.0×10^{8}	7.4×10^{7}
9	0.15	1.9×10^{8}	1.1×10^{8}	1.2×10^{8}	7.8×10^{7}	8.8×10^{7}	6.0×10^{7}	6.9×10^{7}	4.8×10^{7}	5.5×10^{7}	3.8×10^{7}	4.4×10^{7}	3.1×10^{7}	3.6×10^{7}	2.5×10^{7}
10	0.2	6.0×10^{8}	4.1×10^{8}	4.6×10^{8}	3.2×10^{8}	3.8×10^{8}	2.7×10^{8}	3.2×10^{8}	2.3×10^{8}	2.7×10^{8}	2.0×10^{8}	2.4×10^{8}	1.7×10^{8}	2.1×10^{8}	1.5×10^{8}
11	0.3	1.2×10^{9}	8.1×10^{8}	9.1×10^{8}	6.4×10^{8}	7.5×10^{8}	5.4×10^{8}	6.4×10^{8}	4.6×10^{8}	5.5×10^{8}	4.0×10^{8}	4.7×10^{8}	3.4×10^{8}	4.1×10^{8}	2.9×10^{8}
12	0.4	3.6×10^{9}	2.9×10^{9}	3.6×10^{9}	2.7×10^{9}	3.3×10^{9}	2.5×10^{9}	3.0×10^{9}	2.2×10^{9}	2.7×10^{9}	2.0×10^{9}	2.5×10^{9}	1.9×10^{9}	2.3×10^{9}	1.7×10^{9}
13	0.45	1.8×10^{9}	1.5×10^{9}	1.8×10^{9}	1.3×10^{9}	1.6×10^{9}	1.2×10^{9}	1.5×10^{9}	1.1×10^{9}	1.4×10^{9}	1.0×10^{9}	1.3×10^{9}	9.3×10^{8}	1.1×10^{9}	8.4×10^{8}
14	0.51	5.7×10^{9}	4.1×10^{9}	4.6×10^{9}	3.1×10^{9}	3.4×10^{9}	2.3×10^{9}	2.6×10^{9}	1.8×10^{9}	2.1×10^{9}	1.5×10^{9}	1.7×10^{9}	1.2×10^{9}	1.4×10^{9}	9.9×10^{8}
15	0.512	1.9×10^{8}	1.4×10^{8}	1.5×10^{8}	1.0×10^{8}	1.1×10^{8}	7.7×10^{7}	8.7×10^{7}	6.1×10^{7}	7.0×10^{7}	4.9×10^{7}	5.7×10^{7}	4.0×10^{7}	4.7×10^{7}	3.3×10^{7}
16	0.6	8.4×10^{9}	6.1×10^{9}	6.7×10^{9}	4.5×10^{9}	5.0×10^{9}	3.4×10^{9}	3.8×10^{9}	2.7×10^{9}	3.1×10^{9}	2.2×10^{9}	2.5×10^{9}	1.8×10^{9}	2.1×10^{9}	1.4×10^{9}
17	0.7	9.5×10^{9}	6.9×10^{9}	7.7×10^{9}	5.1×10^{9}	5.7×10^{9}	3.9×10^{9}	4.4×10^{9}	3.0×10^{9}	3.5×10^{9}	2.5×10^{9}	2.8×10^{9}	2.0×10^{9}	2.4×10^{9}	1.6×10^{9}
18	0.8	3.9×10^{9}	2.8×10^{9}	3.2×10^{9}	2.2×10^{9}	2.6×10^{9}	1.8×10^{9}	2.1×10^{9}	1.5×10^{9}	1.7×10^{9}	1.2×10^{9}	1.4×10^{9}	9.9×10^{8}	1.2×10^{9}	8.0×10^{8}
19	1.0	7.9×10^{9}	5.5×10^{9}	6.4×10^{9}	4.5×10^{9}	5.2×10^{9}	3.6×10^{9}	4.2×10^{9}	2.9×10^{9}	3.4×10^{9}	2.4×10^{9}	2.8×10^{9}	2.0×10^{9}	2.3×10^{9}	1.6×10^{9}
20	1.33	4.6×10^{9}	2.0×10^{9}	1.8×10^{9}	1.1×10^{9}	1.2×10^{9}	7.9×10^{8}	9.0×10^{8}	6.3×10^{8}	7.3×10^{8}	5.1×10^{8}	5.9×10^{8}	4.2×10^{8}	4.8×10^{8}	3.4×10^{8}
21	1.34	1.4×10^{8}	6.1×10^{7}	5.3×10^{7}	3.2×10^{7}	3.5×10^{7}	2.4×10^{7}	2.7×10^{7}	1.9×10^{7}	2.2×10^{7}	1.5×10^{7}	1.8×10^{7}	1.3×10^{7}	1.5×10^{7}	1.0×10^{7}
22	1.5	2.2×10^{9}	9.8×10^{8}	8.5×10^{8}	5.2×10^{8}	5.6×10^{8}	3.9×10^{8}	4.4×10^{8}	3.1×10^{8}	3.5×10^{8}	2.5×10^{8}	2.9×10^{8}	2.0×10^{8}	2.3×10^{8}	1.6×10^{8}
23	1.66	5.2×10^{8}	1.6×10^{8}	1.0×10^{8}	4.9×10^{7}	4.9×10^{7}	3.3×10^{7}	3.7×10^{7}	2.6×10^{7}	2.9×10^{7}	2.1×10^{7}	2.4×10^{7}	1.7×10^{7}	1.9×10^{7}	1.3×10^{7}
24	2.0	1.1×10^{9}	3.5×10^{8}	2.2×10^{8}	1.0×10^{8}	1.0×10^{8}	6.9×10^{7}	7.8×10^{7}	5.5×10^{7}	6.3×10^{7}	4.4×10^{7}	5.0×10^{7}	3.5×10^{7}	4.1×10^{7}	2.8×10^{7}
25	2.5	3.0×10^{8}	1.6×10^{8}	1.5×10^{8}	1.0×10^{8}	1.1×10^{8}	7.9×10^{7}	9.0×10^{7}	6.3×10^{7}	7.3×10^{7}	5.1×10^{7}	5.9×10^{7}	4.1×10^{7}	4.7×10^{7}	3.3×10^{7}
26	3.0	4.6×10^{6}	2.8×10^{6}	3.4×10^{6}	2.4×10^{6}	2.7×10^{6}	1.9×10^{6}	2.2×10^{6}	1.6×10^{6}	1.8×10^{6}	1.3×10^{6}	1.4×10^{6}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	8.0×10^{5}
27	3.5	1.2×10^{4}	3.2×10^{2}	2.8×10^{2}	1.8×10^{2}	1.9×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	7.8×10^{1}	8.2×10^{1}	5.2×10^{1}	5.4×10^{1}	3.4×10^{1}	3.6×10^{1}	2.2×10^{1}
28	4.0	1.2×10^{4}	3.2×10^{2}	2.8×10^{2}	1.8×10^{2}	1.9×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	7.8×10^{1}	8.2×10^{1}	5.2×10^{1}	5.4×10^{1}	3.4×10^{1}	3.6×10^{1}	2.2×10^{1}
29	4.5	4.0×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.3×10^{-4}
30	5.0	4.0×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.3×10^{-4}
31	5.5	4.0×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.3×10^{-4}
32	6.0	4.0×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	3.3×10^{-4}
33	6.5	4.6×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.8×10^{-5}
34	7.0	4.6×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.8×10^{-5}
35	7.5	4.6×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.8×10^{-5}
36	8.0	4.6×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	4.0×10^{-5}	5.1×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	3.8×10^{-5}
37	10.0	1.4×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.5×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.5×10^{-5}	1.2×10^{-5}
38	12.0	7.1×10^{-6}	6.1×10^{-6}	7.8×10^{-6}	6.1×10^{-6}	7.8×10^{-6}	6.1×10^{-6}	7.8×10^{-6}	6.1×10^{-6}	7.8×10^{-6}	6.1×10^{-6}	7.7×10^{-6}	6.1×10^{-6}	7.7×10^{-6}	5.9×10^{-6}
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4－29　中央制御室換気系設備等条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

項　目	評　価　条　件	選　定　理　由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流電力電源喪失を考慮し，代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f.　原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 4－30　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度（入退域時）

群	代表エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度（－）													
		日	1日		2日		3日		4日		5日		6日		7日	
		班	A班	C班	E班	D班	B班	D班	B班	E班	C班	E班	C班	B班	D班	B班
		入域	－	13.25 h ～ 13.5 h	23.75 h ～ 24 h	37.25 h ～ 37.5 h	47.75 h ～ 48 h	61.25 h ～ 61.5 h	71.75 h ～ 72 h	85.25 h ～ 85.5 h	95.75 h ～ 96 h	109.25 h ～ 109.5 h	119.75 h ～ 120 h	133.25 h ～ 133.5 h	143.75 h ～ 144 h	157.25 h ～ 157.5 h
		退域	13.75 h ～ 14 h	24.25 h ～ 24.5 h	37.75 h ～ 38 h	48.25 h ～ 48.5 h	61.75 h ～ 62 h	72.25 h ～ 72.5 h	85.75 h ～ 86 h	96.25 h ～ 96.5 h	109.75 h ～ 110 h	120.25 h ～ 120.5 h	133.75 h ～ 134 h	144.25 h ～ 144.5 h	157.75 h ～ 158 h	－
1	0.01	1.8×10^{17}	4.4×10^{17}	4.1×10^{17}	2.1×10^{17}	1.2×10^{17}	6.7×10^{16}	3.9×10^{16}	2.2×10^{16}	1.3×10^{16}	7.0×10^{15}	4.1×10^{15}	2.1×10^{15}	1.4×10^{15}	4.5×10^{14}
2	0.02	2.0×10^{17}	4.9×10^{17}	4.5×10^{17}	2.4×10^{17}	1.4×10^{17}	7.4×10^{16}	4.3×10^{16}	2.4×10^{16}	1.4×10^{16}	7.8×10^{15}	4.5×10^{15}	2.4×10^{15}	1.5×10^{15}	5.0×10^{14}
3	0.03	2.4×10^{17}	5.8×10^{17}	5.3×10^{17}	2.7×10^{17}	1.5×10^{17}	8.1×10^{16}	4.5×10^{16}	2.4×10^{16}	1.4×10^{16}	7.2×10^{15}	4.0×10^{15}	2.1×10^{15}	1.2×10^{15}	4.4×10^{14}
4	0.045	3.5×10^{18}	9.2×10^{18}	9.4×10^{18}	5.3×10^{18}	3.1×10^{18}	1.7×10^{18}	1.0×10^{18}	5.7×10^{17}	3.3×10^{17}	1.8×10^{17}	1.1×10^{17}	5.6×10^{16}	3.6×10^{16}	1.2×10^{16}
5	0.06	1.2×10^{16}	2.6×10^{16}	2.1×10^{16}	8.6×10^{15}	4.2×10^{15}	2.1×10^{15}	1.1×10^{15}	6.2×10^{14}	3.6×10^{14}	2.0×10^{14}	1.1×10^{14}	5.9×10^{13}	3.7×10^{13}	1.2×10^{13}
6	0.07	8.0×10^{15}	1.7×10^{16}	1.4×10^{16}	5.8×10^{15}	2.8×10^{15}	1.4×10^{15}	7.7×10^{14}	4.1×10^{14}	2.4×10^{14}	1.3×10^{14}	7.6×10^{13}	3.9×10^{13}	2.5×10^{13}	8.2×10^{12}
7	0.075	4.9×10^{17}	1.3×10^{18}	1.4×10^{18}	7.7×10^{17}	4.6×10^{17}	2.6×10^{17}	1.5×10^{17}	8.4×10^{16}	4.9×10^{16}	2.7×10^{16}	1.6×10^{16}	8.3×10^{15}	5.3×10^{15}	1.8×10^{15}
8	0.1	2.5×10^{18}	6.6×10^{18}	6.8×10^{18}	3.9×10^{18}	2.3×10^{18}	1.3×10^{18}	7.5×10^{17}	4.2×10^{17}	2.5×10^{17}	1.4×10^{17}	8.0×10^{16}	4.2×10^{16}	2.7×10^{16}	8.9×10^{15}
9	0.15	9.1×10^{15}	1.8×10^{16}	1.3×10^{16}	5.4×10^{15}	2.6×10^{15}	1.3×10^{15}	6.9×10^{14}	3.7×10^{14}	2.1×10^{14}	1.2×10^{14}	6.5×10^{13}	3.2×10^{13}	1.9×10^{13}	6.0×10^{12}
10	0.2	1.4×10^{18}	2.8×10^{18}	2.0×10^{18}	5.6×10^{17}	1.8×10^{17}	4.7×10^{16}	1.6×10^{16}	5.2×10^{15}	2.1×10^{15}	1.1×10^{15}	4.2×10^{14}	2.2×10^{14}	1.2×10^{14}	4.1×10^{13}
11	0.3	2.8×10^{18}	5.7×10^{18}	4.1×10^{18}	1.1×10^{18}	3.5×10^{17}	9.3×10^{16}	3.1×10^{16}	1.0×10^{16}	4.2×10^{15}	2.2×10^{15}	8.4×10^{14}	4.3×10^{14}	2.5×10^{14}	8.2×10^{13}
12	0.4	1.4×10^{17}	3.2×10^{17}	2.8×10^{17}	1.5×10^{17}	8.7×10^{16}	4.9×10^{16}	2.9×10^{16}	1.6×10^{16}	9.4×10^{15}	5.2×10^{15}	2.9×10^{15}	1.5×10^{15}	9.3×10^{14}	2.8×10^{14}
13	0.45	7.2×10^{16}	1.6×10^{17}	1.4×10^{17}	7.5×10^{16}	4.3×10^{16}	2.4×10^{16}	1.4×10^{16}	8.0×10^{15}	4.7×10^{15}	2.6×10^{15}	1.5×10^{15}	7.5×10^{14}	4.7×10^{14}	1.4×10^{14}
14	0.51	2.5×10^{17}	5.1×10^{17}	4.0×10^{17}	1.7×10^{17}	8.9×10^{16}	4.4×10^{16}	2.3×10^{16}	1.2×10^{16}	6.8×10^{15}	3.7×10^{15}	2.0×10^{15}	8.6×10^{14}	4.4×10^{14}	1.5×10^{14}
15	0.512	8.2×10^{15}	1.7×10^{16}	1.3×10^{16}	5.8×10^{15}	3.0×10^{15}	1.5×10^{15}	7.8×10^{14}	4.1×10^{14}	2.3×10^{14}	1.2×10^{14}	6.8×10^{13}	2.9×10^{13}	1.5×10^{13}	4.9×10^{12}
16	0.6	3.6×10^{17}	7.5×10^{17}	5.9×10^{17}	2.6×10^{17}	1.3×10^{17}	6.4×10^{16}	3.4×10^{16}	1.8×10^{16}	9.9×10^{15}	5.5×10^{15}	3.0×10^{15}	1.3×10^{15}	6.4×10^{14}	2.1×10^{14}
17	0.7	4.1×10^{17}	8.5×10^{17}	6.7×10^{17}	2.9×10^{17}	1.5×10^{17}	7.3×10^{16}	3.9×10^{16}	2.0×10^{16}	1.1×10^{16}	6.2×10^{15}	3.4×10^{15}	1.4×10^{15}	7.3×10^{14}	2.4×10^{14}
18	0.8	1.1×10^{17}	2.5×10^{17}	2.2×10^{17}	1.1×10^{17}	6.3×10^{16}	3.3×10^{16}	1.8×10^{16}	9.8×10^{15}	5.5×10^{15}	3.1×10^{15}	1.7×10^{15}	7.1×10^{14}	3.6×10^{14}	1.2×10^{14}
19	1.0	2.3×10^{17}	5.1×10^{17}	4.4×10^{17}	2.3×10^{17}	1.3×10^{17}	6.6×10^{16}	3.6×10^{16}	2.0×10^{16}	1.1×10^{16}	6.2×10^{15}	3.4×10^{15}	1.4×10^{15}	7.2×10^{14}	2.4×10^{14}
20	1.33	9.8×10^{16}	1.8×10^{17}	1.3×10^{17}	5.5×10^{16}	2.9×10^{16}	1.5×10^{16}	7.9×10^{15}	4.2×10^{15}	2.3×10^{15}	1.3×10^{15}	7.1×10^{14}	3.0×10^{14}	1.5×10^{14}	5.0×10^{13}
21	1.34	3.0×10^{15}	5.5×10^{15}	3.8×10^{15}	1.7×10^{15}	8.7×10^{14}	4.4×10^{14}	2.4×10^{14}	1.3×10^{14}	7.1×10^{13}	4.0×10^{13}	2.2×10^{13}	9.0×10^{12}	4.6×10^{12}	1.5×10^{12}
22	1.5	4.7×10^{16}	8.8×10^{16}	6.2×10^{16}	2.7×10^{16}	1.4×10^{16}	7.0×10^{15}	3.8×10^{15}	2.0×10^{15}	1.1×10^{15}	6.4×10^{14}	3.5×10^{14}	1.4×10^{14}	7.3×10^{13}	2.4×10^{13}
23	1.66	1.3×10^{16}	2.0×10^{16}	8.9×10^{15}	2.7×10^{15}	1.3×10^{15}	6.2×10^{14}	3.4×10^{14}	1.8×10^{14}	1.0×10^{14}	5.7×10^{13}	3.1×10^{13}	1.3×10^{13}	6.4×10^{12}	2.1×10^{12}
24	2.0	2.8×10^{16}	4.2×10^{16}	1.9×10^{16}	5.7×10^{15}	2.7×10^{15}	1.3×10^{15}	7.1×10^{14}	3.8×10^{14}	2.2×10^{14}	1.2×10^{14}	6.6×10^{13}	2.7×10^{13}	1.4×10^{13}	4.6×10^{12}
25	2.5	7.2×10^{16}	9.0×10^{16}	2.2×10^{16}	5.5×10^{15}	2.9×10^{15}	1.5×10^{15}	8.3×10^{14}	4.4×10^{14}	2.5×10^{14}	1.4×10^{14}	7.7×10^{13}	3.1×10^{13}	1.6×10^{13}	5.2×10^{12}
26	3.0	1.1×10^{15}	1.4×10^{15}	3.7×10^{14}	1.3×10^{14}	7.0×10^{13}	3.7×10^{13}	2.0×10^{13}	1.1×10^{13}	6.2×10^{12}	3.5×10^{12}	1.9×10^{12}	7.8×10^{11}	4.0×10^{11}	1.3×10^{11}
27	3.5	2.9×10^{12}	3.5×10^{12}	3.0×10^{10}	4.3×10^{9}	2.7×10^{9}	1.6×10^{9}	9.6×10^{8}	5.7×10^{8}	3.5×10^{8}	2.2×10^{8}	1.4×10^{8}	8.9×10^{7}	6.0×10^{7}	2.3×10^{7}
28	4.0	2.9×10^{12}	3.5×10^{12}	3.0×10^{10}	4.3×10^{9}	2.7×10^{9}	1.6×10^{9}	9.6×10^{8}	5.7×10^{8}	3.5×10^{8}	2.2×10^{8}	1.4×10^{8}	8.9×10^{7}	6.0×10^{7}	2.3×10^{7}
29	4.5	7.0×10^{3}	1.2×10^{4}	7.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.7×10^{3}	1.6×10^{3}	1.0×10^{3}	6.3×10^{2}	4.0×10^{2}	2.5×10^{2}	1.6×10^{2}	1.1×10^{2}	7.5×10^{1}	2.9×10^{1}
30	5.0	7.0×10^{3}	1.2×10^{4}	7.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.7×10^{3}	1.6×10^{3}	1.0×10^{3}	6.3×10^{2}	4.0×10^{2}	2.5×10^{2}	1.6×10^{2}	1.1×10^{2}	7.5×10^{1}	2.9×10^{1}
31	5.5	7.0×10^{3}	1.2×10^{4}	7.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.7×10^{3}	1.6×10^{3}	1.0×10^{3}	6.3×10^{2}	4.0×10^{2}	2.5×10^{2}	1.6×10^{2}	1.1×10^{2}	7.5×10^{1}	2.9×10^{1}
32	6.0	7.0×10^{3}	1.2×10^{4}	7.3×10^{3}	4.4×10^{3}	2.7×10^{3}	1.6×10^{3}	1.0×10^{3}	6.3×10^{2}	4.0×10^{2}	2.5×10^{2}	1.6×10^{2}	1.1×10^{2}	7.5×10^{1}	2.9×10^{1}
33	6.5	8.0×10^{2}	1.3×10^{3}	8.3×10^{2}	5.0×10^{2}	3.1×10^{2}	1.9×10^{2}	1.2×10^{2}	7.2×10^{1}	4.6×10^{1}	2.9×10^{1}	1.9×10^{1}	1.2×10^{1}	8.6×10^{0}	3.3×10^{0}
34	7.0	8.0×10^{2}	1.3×10^{3}	8.3×10^{2}	5.0×10^{2}	3.1×10^{2}	1.9×10^{2}	1.2×10^{2}	7.2×10^{1}	4.6×10^{1}	2.9×10^{1}	1.9×10^{1}	1.2×10^{1}	8.6×10^{0}	3.3×10^{0}
35	7.5	8.0×10^{2}	1.3×10^{3}	8.3×10^{2}	5.0×10^{2}	3.1×10^{2}	1.9×10^{2}	1.2×10^{2}	7.2×10^{1}	4.6×10^{1}	2.9×10^{1}	1.9×10^{1}	1.2×10^{1}	8.6×10^{0}	3.3×10^{0}
36	8.0	8.0×10^{2}	1.3×10^{3}	8.3×10^{2}	5.0×10^{2}	3.1×10^{2}	1.9×10^{2}	1.2×10^{2}	7.2×10^{1}	4.6×10^{1}	2.9×10^{1}	1.9×10^{1}	1.2×10^{1}	8.6×10^{0}	3.3×10^{0}
37	10.0	2.5×10^{2}	4.1×10^{2}	2.6×10^{2}	1.5×10^{2}	9.7×10^{1}	5.8×10^{1}	3.7×10^{1}	2.2×10^{1}	1.4×10^{1}	8.8×10^{0}	5.7×10^{0}	3.8×10^{0}	2.6×10^{0}	1.0×10^{0}
38	12.0	1.2×10^{2}	2.1×10^{2}	1.3×10^{2}	7.7×10^{1}	4.8×10^{1}	2.9×10^{1}	1.8×10^{1}	1.1×10^{1}	7.0×10^{0}	4.4×10^{0}	2.9×10^{0}	1.9×10^{0}	1.3×10^{0}	5.1×10^{-1}
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表 4－31　グランドシャイン線評価用線源強度（入退域時）

群	代表エネルギ (MeV)	ガンマ積算線源強度（単位：cm^{-2}）													
		日	1 日		2 日		3 日		4 日		5 日		6 日		7 日	
		班	A班	C班	E班	D班	B班	D班	B班	E班	C班	E班	C班	B班	D班	B班
		入域	－	13.25 h ～ 13.5 h	23.75 h ～ 24 h	37.25 h ～ 37.5 h	47.75 h ～ 48 h	61.25 h ～ 61.5 h	71.75 h ～ 72 h	85.25 h ～ 85.5 h	95.75 h ～ 96 h	109.25 h ～ 109.5 h	119.75 h ～ 120 h	133.25 h ～ 133.5 h	143.75 h ～ 144 h	157.25 h ～ 157.5 h
		退域	13.75 h ～ 14 h	24.25 h ～ 24.5 h	37.75 h ～ 38 h	48.25 h ～ 48.5 h	61.75 h ～ 62 h	72.25 h ～ 72.5 h	85.75 h ～ 86 h	96.25 h ～ 96.5 h	109.75 h ～ 110 h	120.25 h ～ 120.5 h	133.75 h ～ 134 h	144.25 h ～ 144.5 h	157.75 h ～ 158 h	－
1	0.01	5.6×10^{6}	1.0×10^{7}	8.7×10^{6}	7.4×10^{6}	6.4×10^{6}	5.7×10^{6}	5.1×10^{6}	4.6×10^{6}	4.1×10^{6}	3.8×10^{6}	3.5×10^{6}	3.2×10^{6}	3.0×10^{6}	1.4×10^{6}
2	0.02	6.2×10^{6}	1.2×10^{7}	9.7×10^{6}	8.2×10^{6}	7.1×10^{6}	6.3×10^{6}	5.6×10^{6}	5.1×10^{6}	4.6×10^{6}	4.2×10^{6}	3.9×10^{6}	3.5×10^{6}	3.3×10^{6}	1.6×10^{6}
3	0.03	1.7×10^{7}	3.3×10^{7}	3.0×10^{7}	2.8×10^{7}	2.5×10^{7}	2.4×10^{7}	2.2×10^{7}	2.0×10^{7}	1.9×10^{7}	1.8×10^{7}	1.6×10^{7}	1.5×10^{7}	1.4×10^{7}	6.9×10^{6}
4	0.045	4.5×10^{6}	8.7×10^{6}	7.9×10^{6}	7.2×10^{6}	6.6×10^{6}	6.2×10^{6}	5.7×10^{6}	5.4×10^{6}	5.0×10^{6}	4.7×10^{6}	4.5×10^{6}	4.2×10^{6}	4.0×10^{6}	2.0×10^{6}
5	0.06	2.0×10^{6}	3.8×10^{6}	3.3×10^{6}	2.9×10^{6}	2.5×10^{6}	2.3×10^{6}	2.0×10^{6}	1.8×10^{6}	1.7×10^{6}	1.5×10^{6}	1.4×10^{6}	1.3×10^{6}	1.2×10^{6}	5.6×10^{5}
6	0.07	1.4×10^{6}	2.5×10^{6}	2.2×10^{6}	1.9×10^{6}	1.7×10^{6}	1.5×10^{6}	1.4×10^{6}	1.2×10^{6}	1.1×10^{6}	1.0×10^{6}	9.3×10^{5}	8.6×10^{5}	7.9×10^{5}	3.8×10^{5}
7	0.075	7.1×10^{5}	1.4×10^{6}	1.3×10^{6}	1.2×10^{6}	1.1×10^{6}	1.1×10^{6}	1.0×10^{6}	9.6×10^{5}	9.1×10^{5}	8.6×10^{5}	8.2×10^{5}	7.8×10^{5}	7.4×10^{5}	3.6×10^{5}
8	0.1	3.6×10^{6}	7.0×10^{6}	6.6×10^{6}	6.1×10^{6}	5.7×10^{6}	5.4×10^{6}	5.1×10^{6}	4.8×10^{6}	4.5×10^{6}	4.3×10^{6}	4.1×10^{6}	3.9×10^{6}	3.7×10^{6}	1.8×10^{6}
9	0.15	2.7×10^{6}	5.0×10^{6}	4.2×10^{6}	3.6×10^{6}	3.2×10^{6}	2.8×10^{6}	2.5×10^{6}	2.2×10^{6}	2.0×10^{6}	1.8×10^{6}	1.6×10^{6}	1.4×10^{6}	1.3×10^{6}	6.2×10^{5}
10	0.2	1.0×10^{7}	1.9×10^{7}	1.7×10^{7}	1.5×10^{7}	1.4×10^{7}	1.2×10^{7}	1.2×10^{7}	1.1×10^{7}	9.9×10^{6}	9.2×10^{6}	8.6×10^{6}	8.0×10^{6}	7.4×10^{6}	3.6×10^{6}
11	0.3	2.0×10^{7}	3.8×10^{7}	3.3×10^{7}	3.0×10^{7}	2.7×10^{7}	2.5×10^{7}	2.3×10^{7}	2.1×10^{7}	2.0×10^{7}	1.8×10^{7}	1.7×10^{7}	1.6×10^{7}	1.5×10^{7}	7.2×10^{6}
12	0.4	6.8×10^{7}	1.4×10^{8}	1.3×10^{8}	1.2×10^{8}	1.2×10^{8}	1.1×10^{8}	1.1×10^{8}	1.0×10^{8}	9.9×10^{7}	9.5×10^{7}	9.0×10^{7}	8.6×10^{7}	8.3×10^{7}	4.0×10^{7}
13	0.45	3.4×10^{7}	6.8×10^{7}	6.6×10^{7}	6.2×10^{7}	5.9×10^{7}	5.7×10^{7}	5.4×10^{7}	5.2×10^{7}	4.9×10^{7}	4.7×10^{7}	4.5×10^{7}	4.3×10^{7}	4.1×10^{7}	2.0×10^{7}
14	0.51	1.0×10^{8}	1.9×10^{8}	1.7×10^{8}	1.4×10^{8}	1.2×10^{8}	1.1×10^{8}	9.5×10^{7}	8.5×10^{7}	7.6×10^{7}	6.8×10^{7}	6.2×10^{7}	5.6×10^{7}	5.1×10^{7}	2.4×10^{7}
15	0.512	3.4×10^{6}	6.4×10^{6}	5.6×10^{6}	4.7×10^{6}	4.1×10^{6}	3.6×10^{6}	3.2×10^{6}	2.8×10^{6}	2.5×10^{6}	2.3×10^{6}	2.1×10^{6}	1.9×10^{6}	1.7×10^{6}	8.1×10^{5}
16	0.6	1.5×10^{8}	2.8×10^{8}	2.4×10^{8}	2.1×10^{8}	1.8×10^{8}	1.6×10^{8}	1.4×10^{8}	1.2×10^{8}	1.1×10^{8}	1.0×10^{8}	9.1×10^{7}	8.2×10^{7}	7.5×10^{7}	3.6×10^{7}
17	0.7	1.7×10^{8}	3.2×10^{8}	2.8×10^{8}	2.4×10^{8}	2.1×10^{8}	1.8×10^{8}	1.6×10^{8}	1.4×10^{8}	1.3×10^{8}	1.1×10^{8}	1.0×10^{8}	9.4×10^{7}	8.5×10^{7}	4.0×10^{7}
18	0.8	6.6×10^{7}	1.3×10^{8}	1.2×10^{8}	1.0×10^{8}	9.3×10^{7}	8.4×10^{7}	7.6×10^{7}	6.8×10^{7}	6.2×10^{7}	5.6×10^{7}	5.1×10^{7}	4.6×10^{7}	4.2×10^{7}	2.0×10^{7}
19	1.0	1.3×10^{8}	2.6×10^{8}	2.3×10^{8}	2.1×10^{8}	1.9×10^{8}	1.7×10^{8}	1.5×10^{8}	1.4×10^{8}	1.2×10^{8}	1.1×10^{8}	1.0×10^{8}	9.2×10^{7}	8.4×10^{7}	4.0×10^{7}
20	1.33	5.8×10^{7}	9.7×10^{7}	6.6×10^{7}	5.0×10^{7}	4.2×10^{7}	3.7×10^{7}	3.3×10^{7}	2.9×10^{7}	2.6×10^{7}	2.4×10^{7}	2.1×10^{7}	1.9×10^{7}	1.8×10^{7}	8.3×10^{6}
21	1.34	1.7×10^{6}	2.9×10^{6}	2.0×10^{6}	1.5×10^{6}	1.3×10^{6}	1.1×10^{6}	9.9×10^{5}	8.9×10^{5}	8.0×10^{5}	7.2×10^{5}	6.5×10^{5}	5.9×10^{5}	5.3×10^{5}	2.5×10^{5}
22	1.5	2.8×10^{7}	4.7×10^{7}	3.2×10^{7}	2.4×10^{7}	2.0×10^{7}	1.8×10^{7}	1.6×10^{7}	1.4×10^{7}	1.3×10^{7}	1.1×10^{7}	1.0×10^{7}	9.4×10^{6}	8.5×10^{6}	4.0×10^{6}
23	1.66	5.4×10^{6}	8.2×10^{6}	4.0×10^{6}	2.3×10^{6}	1.8×10^{6}	1.5×10^{6}	1.3×10^{6}	1.2×10^{6}	1.1×10^{6}	9.6×10^{5}	8.6×10^{5}	7.7×10^{5}	6.9×10^{5}	3.3×10^{5}
24	2.0	1.1×10^{7}	1.7×10^{7}	8.5×10^{6}	5.0×10^{6}	3.8×10^{6}	3.2×10^{6}	2.8×10^{6}	2.5×10^{6}	2.3×10^{6}	2.0×10^{6}	1.8×10^{6}	1.6×10^{6}	1.5×10^{6}	6.9×10^{5}
25	2.5	4.2×10^{6}	7.4×10^{6}	5.6×10^{6}	4.7×10^{6}	4.1×10^{6}	3.6×10^{6}	3.3×10^{6}	2.9×10^{6}	2.6×10^{6}	2.4×10^{6}	2.1×10^{6}	1.9×10^{6}	1.7×10^{6}	8.1×10^{5}
26	3.0	6.7×10^{4}	1.3×10^{5}	1.2×10^{5}	1.1×10^{5}	9.9×10^{4}	8.9×10^{4}	8.0×10^{4}	7.2×10^{4}	6.4×10^{4}	5.8×10^{4}	5.2×10^{4}	4.7×10^{4}	4.2×10^{4}	2.0×10^{4}
27	3.5	1.1×10^{1}	1.8×10^{1}	1.0×10^{1}	8.3×10^{0}	6.8×10^{0}	5.5×10^{0}	4.5×10^{0}	3.6×10^{0}	3.0×10^{0}	2.4×10^{0}	2.0×10^{0}	1.6×10^{0}	1.3×10^{0}	5.7×10^{-1}
28	4.0	1.1×10^{1}	1.8×10^{1}	1.0×10^{1}	8.3×10^{0}	6.8×10^{0}	5.5×10^{0}	4.5×10^{0}	3.6×10^{0}	3.0×10^{0}	2.4×10^{0}	2.0×10^{0}	1.6×10^{0}	1.3×10^{0}	5.7×10^{-1}
29	4.5	8.0×10^{-6}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}
30	5.0	8.0×10^{-6}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}
31	5.5	8.0×10^{-6}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}
32	6.0	8.0×10^{-6}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}
33	6.5	9.2×10^{-7}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	9.1×10^{-7}
34	7.0	9.2×10^{-7}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	9.1×10^{-7}
35	7.5	9.2×10^{-7}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	9.1×10^{-7}
36	8.0	9.2×10^{-7}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	1.8×10^{-6}	9.1×10^{-7}
37	10.0	2.8×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	5.6×10^{-7}	2.8×10^{-7}
38	12.0	1.4×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.8×10^{-7}	1.4×10^{-7}
39	14.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
40	20.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
41	30.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
42	50.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

表4－32　各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（マスク着用あり）

			実効線量（mSv）							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合　計
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.8×10^{-1}							7.8×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10^{-1}							9.6×10^{-1}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.6×10^{1}							4.6×10^{1}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.7×10^{0}							4.7×10^{0}
		小　　計	5.2×10^{1}							5.2×10^{1}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.6×10^{-1}							2.6×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10^{-3}							6.9×10^{-3}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	8.0×10^{0}							8.0×10^{0}
		小　　計	8.3×10^{0}							8.3×10^{0}
	合　　計		6.0×10^{1}							6.0×10^{1}
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			4.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}		4.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.3×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			2.3×10^{-3}	6.3×10^{-4}		2.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}	3.0×10^{-3}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			6.6×10^{-1}	1.3×10^{-1}		6.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	8.0×10^{-1}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			1.9×10^{0}	1.5×10^{0}		7.1×10^{-1}	5.8×10^{-1}	4.7×10^{0}
		小　　計			2.6×10^{0}	1.6×10^{0}		7.2×10^{-1}	5.8×10^{-1}	5.5×10^{0}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			7.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}		7.5×10^{-4}	1.4×10^{-4}	9.2×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			3.4×10^{-3}	8.1×10^{-4}		4.6×10^{-5}	9.5×10^{-6}	4.3×10^{-3}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			9.6×10^{0}	7.7×10^{0}		4.8×10^{0}	2.1×10^{0}	2.4×10^{1}
		小　　計			9.6×10^{0}	7.7×10^{0}		4.8×10^{0}	2.1×10^{0}	2.4×10^{1}
	合　　計				1.2×10^{1}	9.3×10^{0}		5.5×10^{0}	2.7×10^{0}	3.0×10^{1}
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	6.0×10^{-1}				4.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}		6.0×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.4×10^{1}				1.9×10^{-4}	6.0×10^{-5}		1.4×10^{1}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.8×10^{0}				4.4×10^{-2}	1.5×10^{-2}		6.8×10^{0}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	2.6×10^{0}				1.2×10^{0}	1.0×10^{0}		4.8×10^{0}
		小　　計	2.4×10^{1}				1.3×10^{0}	1.0×10^{0}		2.7×10^{1}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	5.4×10^{-1}				5.3×10^{-3}	1.6×10^{-3}		5.5×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{-2}				2.6×10^{-4}	8.4×10^{-5}		1.8×10^{-2}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.5×10^{1}				6.3×10^{0}	5.2×10^{0}		2.6×10^{1}
		小　　計	1.6×10^{1}				6.3×10^{0}	5.2×10^{0}		2.7×10^{1}
	合　　計		4.0×10^{1}				7.5×10^{0}	6.2×10^{0}		5.4×10^{1}
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		7.4×10^{-2}	2.0×10^{-2}				3.0×10^{-4}	9.4×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.7×10^{-3}	9.2×10^{-4}				1.9×10^{-5}	4.6×10^{-3}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		1.0×10^{0}	2.0×10^{-1}				5.2×10^{-3}	1.3×10^{0}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.7×10^{0}	1.3×10^{0}				8.3×10^{-1}	3.8×10^{0}
		小　　計		2.8×10^{0}	1.5×10^{0}				8.3×10^{-1}	5.2×10^{0}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		1.6×10^{-1}	3.4×10^{-2}				4.3×10^{-4}	1.9×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		6.5×10^{-3}	1.5×10^{-3}				2.8×10^{-5}	8.1×10^{-3}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.1×10^{1}	8.5×10^{0}				4.4×10^{0}	2.4×10^{1}
		小　　計		1.1×10^{1}	8.5×10^{0}				4.4×10^{0}	2.4×10^{1}
	合　　計			1.4×10^{1}	1.0×10^{1}				5.2×10^{0}	2.9×10^{1}
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		2.3×10^{-1}		5.9×10^{-3}	1.8×10^{-3}			2.3×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.0×10^{-2}		2.7×10^{-4}	8.3×10^{-5}			1.1×10^{-2}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		8.0×10^{0}		5.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}			8.1×10^{0}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		2.6×10^{0}		1.1×10^{0}	8.6×10^{-1}			4.5×10^{0}
		小　　計		1.1×10^{1}		1.1×10^{0}	8.8×10^{-1}			1.3×10^{1}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		4.1×10^{-1}		9.4×10^{-3}	2.9×10^{-3}			4.3×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.6×10^{-2}		4.4×10^{-4}	1.4×10^{-4}			1.6×10^{-2}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.3×10^{1}		6.9×10^{0}	5.7×10^{0}			2.5×10^{1}
		小　　計		1.3×10^{1}		6.9×10^{0}	5.7×10^{0}			2.6×10^{1}
	合　　計			2.4×10^{1}		8.0×10^{0}	6.6×10^{0}			3.9×10^{1}

表4－33　各班の7日間の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷が発生した場合）に係る被ばく評価結果の内訳（マスク着用なし）

			実効線量（mSv）							
			1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合　計
A班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	7.8×10^{-1}							7.8×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	9.6×10^{-1}							9.6×10^{-1}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.0×10^{3}							1.0×10^{3}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	4.7×10^{0}							4.7×10^{0}
		小　計	1.0×10^{3}							1.0×10^{3}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	2.6×10^{-1}							2.6×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.8×10^{-2}							6.8×10^{-2}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	8.0×10^{0}							8.0×10^{0}
		小　計	8.3×10^{0}							8.3×10^{0}
	合　計		1.0×10^{3}							1.0×10^{3}
B班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			4.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}		4.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	6.3×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			2.3×10^{-3}	6.3×10^{-4}		2.6×10^{-5}	7.9×10^{-6}	3.0×10^{-3}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく			6.6×10^{-1}	1.3×10^{-1}		6.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	8.0×10^{-1}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			1.9×10^{0}	1.5×10^{0}		7.1×10^{-1}	5.8×10^{-1}	4.7×10^{0}
		小　計			2.6×10^{0}	1.6×10^{0}		7.2×10^{-1}	5.8×10^{-1}	5.5×10^{0}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく			7.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}		7.5×10^{-4}	1.4×10^{-4}	9.2×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく			7.0×10^{-2}	1.4×10^{-2}		9.1×10^{-4}	2.1×10^{-4}	8.5×10^{-2}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく			9.6×10^{0}	7.7×10^{0}		4.8×10^{0}	2.1×10^{0}	2.4×10^{1}
		小　計			9.7×10^{0}	7.7×10^{0}		4.8×10^{0}	2.1×10^{0}	2.4×10^{1}
	合　計				1.2×10^{1}	9.3×10^{0}		5.5×10^{0}	2.7×10^{0}	3.0×10^{1}
C班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	6.0×10^{-1}				4.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}		6.0×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.4×10^{1}				1.9×10^{-4}	6.0×10^{-5}		1.4×10^{1}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	6.8×10^{0}				4.4×10^{-2}	1.5×10^{-2}		6.8×10^{0}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	2.6×10^{0}				1.2×10^{0}	1.0×10^{0}		4.8×10^{0}
		小　計	2.4×10^{1}				1.3×10^{0}	1.0×10^{0}		2.7×10^{1}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	5.4×10^{-1}				5.3×10^{-3}	1.6×10^{-3}		5.5×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく	2.9×10^{-1}				4.6×10^{-3}	1.6×10^{-3}		3.0×10^{-1}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく	1.5×10^{1}				6.3×10^{0}	5.2×10^{0}		2.6×10^{1}
		小　計	1.6×10^{1}				6.3×10^{0}	5.2×10^{0}		2.7×10^{1}
	合　計		4.0×10^{1}				7.6×10^{0}	6.2×10^{0}		5.4×10^{1}
D班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		7.4×10^{-2}	2.0×10^{-2}				3.0×10^{-4}	9.4×10^{-2}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.7×10^{-3}	9.2×10^{-4}				1.9×10^{-5}	4.6×10^{-3}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		1.0×10^{0}	2.0×10^{-1}				5.2×10^{-3}	1.3×10^{0}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.7×10^{0}	1.3×10^{0}				8.3×10^{-1}	3.8×10^{0}
		小　計		2.8×10^{0}	1.5×10^{0}				8.3×10^{-1}	5.2×10^{0}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		1.6×10^{-1}	3.4×10^{-2}				4.3×10^{-4}	1.9×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.3×10^{-1}	2.8×10^{-2}				5.5×10^{-4}	1.6×10^{-1}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.1×10^{1}	8.5×10^{0}				4.4×10^{0}	2.4×10^{1}
		小　計		1.1×10^{1}	8.6×10^{0}				4.4×10^{0}	2.4×10^{1}
	合　計			1.4×10^{1}	1.0×10^{1}				5.2×10^{0}	2.9×10^{1}
E班	室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		2.3×10^{-1}		5.9×10^{-3}	1.8×10^{-3}			2.3×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		1.0×10^{-2}		2.7×10^{-4}	8.3×10^{-5}			1.1×10^{-2}
		室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく		8.0×10^{0}		5.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}			8.1×10^{0}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		2.6×10^{0}		1.1×10^{0}	8.6×10^{-1}			4.5×10^{0}
		小　計		1.1×10^{1}		1.1×10^{0}	8.8×10^{-1}			1.3×10^{1}
	入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		4.1×10^{-1}		9.4×10^{-3}	2.9×10^{-3}			4.3×10^{-1}
		大気中へ放出された放射性物質による被ばく		3.2×10^{-1}		7.8×10^{-3}	2.6×10^{-3}			3.3×10^{-1}
		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		1.3×10^{1}		6.9×10^{0}	5.7×10^{0}			2.5×10^{1}
		小　計		1.3×10^{1}		6.9×10^{0}	5.7×10^{0}			2.6×10^{1}
	合　計			2.4×10^{1}		8.0×10^{0}	6.6×10^{0}			3.9×10^{1}

表４－34　中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスク着用あり）

被ばく経路			実効線量（mSv/7日間）				
			A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		7.8×10^{-1}	6.3×10^{-2}	6.0×10^{-1}	9.4×10^{-2}	2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		9.6×10^{-1}	3.0×10^{-3}	1.4×10^{1}	4.6×10^{-3}	1.1×10^{-2}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	5.3×10^{0}	2.3×10^{-3}	6.1×10^{0}	3.7×10^{-3}	5.2×10^{0}
		（内部被ばく）	4.0×10^{1}	8.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	1.2×10^{0}	2.9×10^{0}
		合　計	4.6×10^{1}	8.0×10^{-1}	6.8×10^{0}	1.3×10^{0}	8.1×10^{0}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		4.7×10^{0}	4.7×10^{0}	4.8×10^{0}	3.8×10^{0}	4.5×10^{0}
	小　　計		5.2×10^{1}	5.5×10^{0}	2.7×10^{1}	5.2×10^{0}	1.3×10^{1}
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		2.6×10^{-1}	9.2×10^{-2}	5.5×10^{-1}	1.9×10^{-1}	4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	5.6×10^{-3}	2.6×10^{-3}	1.2×10^{-2}	5.1×10^{-3}	1.0×10^{-2}
		（内部被ばく）	1.3×10^{-3}	1.7×10^{-3}	5.7×10^{-3}	3.0×10^{-3}	6.3×10^{-3}
		合　計	6.9×10^{-3}	4.3×10^{-3}	1.8×10^{-2}	8.1×10^{-3}	1.6×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		8.0×10^{0}	2.4×10^{1}	2.6×10^{1}	2.4×10^{1}	2.5×10^{1}
	小　　計		8.3×10^{0}	2.4×10^{1}	2.7×10^{1}	2.4×10^{1}	2.6×10^{1}
合　　計			6.0×10^{1}	3.0×10^{1}	5.4×10^{1}	2.9×10^{1}	3.9×10^{1}

表 4－35　中央制御室（炉心の著しい損傷が発生した場合）の運転員に及ぼす実効線量の内訳（マスク着用なし）

被ばく経路			実効線量（mSv/7日間）				
			A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		7.8×10^{-1}	6.3×10^{-2}	6.0×10^{-1}	9.4×10^{-2}	2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		9.6×10^{-1}	3.0×10^{-3}	1.4×10^{1}	4.6×10^{-3}	1.1×10^{-2}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	5.3×10^{0}	2.3×10^{-3}	6.1×10^{0}	3.7×10^{-3}	5.2×10^{0}
		（内部被ばく）	1.0×10^{3}	8.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	1.2×10^{0}	2.9×10^{0}
		合　計	1.0×10^{3}	8.0×10^{-1}	6.8×10^{0}	1.3×10^{0}	8.1×10^{0}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		4.7×10^{0}	4.7×10^{0}	4.8×10^{0}	3.8×10^{0}	4.5×10^{0}
	小　　計		1.0×10^{3}	5.5×10^{0}	2.7×10^{1}	5.2×10^{0}	1.3×10^{1}
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		2.6×10^{-1}	9.2×10^{-2}	5.5×10^{-1}	1.9×10^{-1}	4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	5.6×10^{-3}	2.6×10^{-3}	1.2×10^{-2}	5.1×10^{-3}	1.0×10^{-2}
		（内部被ばく）	6.3×10^{-2}	8.3×10^{-2}	2.8×10^{-1}	1.5×10^{-1}	3.2×10^{-1}
		合　計	6.8×10^{-2}	8.5×10^{-2}	3.0×10^{-1}	1.6×10^{-1}	3.3×10^{-1}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		8.0×10^{0}	2.4×10^{1}	2.6×10^{1}	2.4×10^{1}	2.5×10^{1}
	小　　計		8.3×10^{0}	2.4×10^{1}	2.7×10^{1}	2.4×10^{1}	2.6×10^{1}
合　　計			1.0×10^{3}	3.0×10^{1}	5.4×10^{1}	2.9×10^{1}	3.9×10^{1}

第 4-36 表　酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度

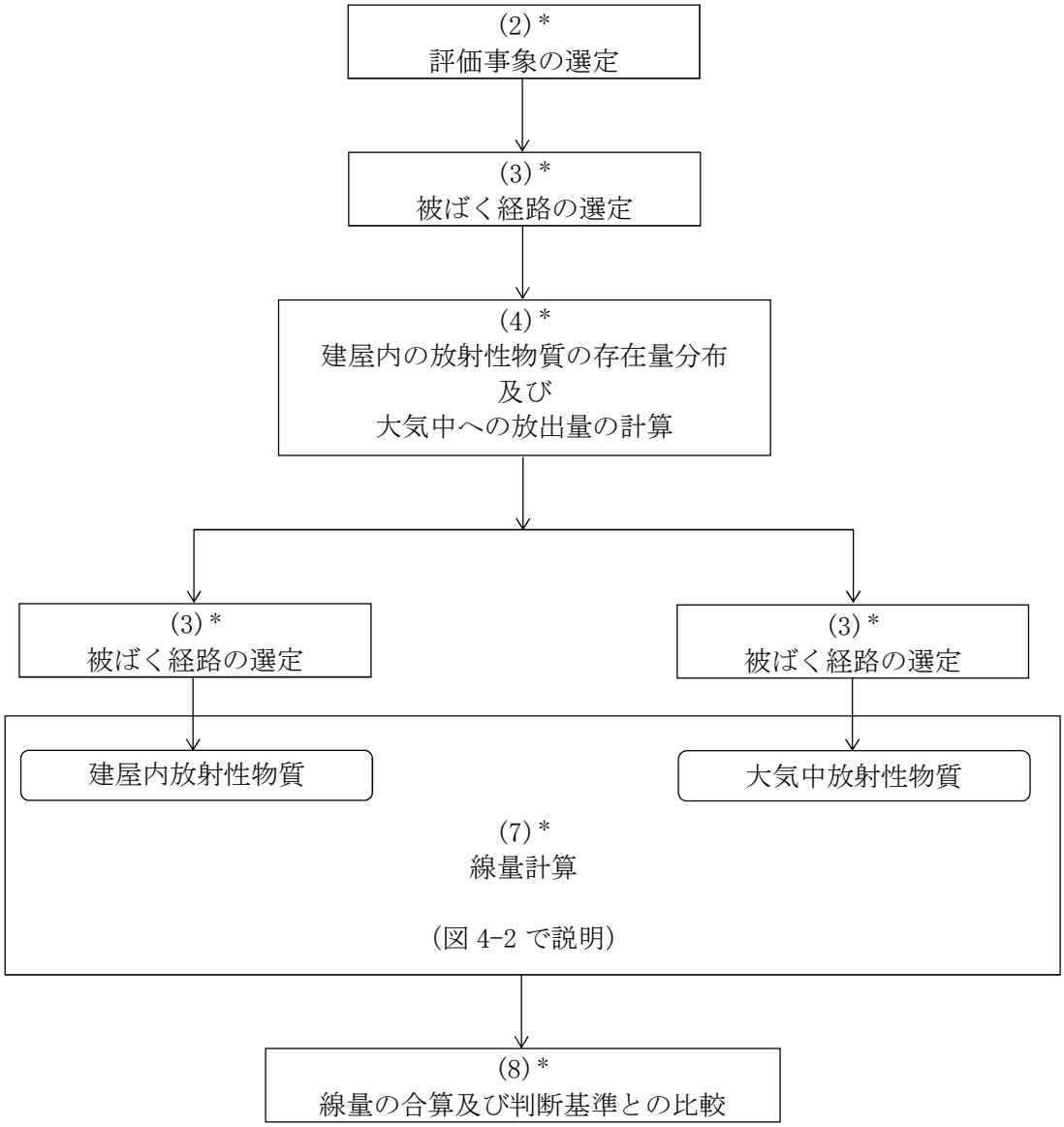
項　目	許容濃度	備考
酸素濃度	19 Vol% 以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 (鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内は，当該濃度以上とする通気の確保を要求)
二酸化炭素濃度	0.5 Vol% 以下	「事務所衛生規則」を準拠 (事務作業に従事する労働者が主として使用する室内は当該濃度以下とする換気設備の性能を要求)

第 4-37 表　中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項　目		評 価 条 件		設　定　理　由	備　考
人数	設計基準事故時	11 人		運転員の人数	－
	炉心の著しい損傷が発生した場合	11 人		運転員の人数	－
評価期間	設計基準事故時	事故後 30 日間		設計基準事故時の被ばく評価期間	－
	炉心の著しい損傷が発生した場合	事故後 7 日間		炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間	－
空気流入	設計基準事故時	0.4 回/h		空気流入率試験結果(約 0.435 回/h)を基に保守的に設定	別添 1 参照
	炉心の著しい損傷が発生した場合	～2 h	0 回/h	全交流動力電源喪失による ファン停止を想定	－
		2 h～	0.4 回/h	設計基準事故時に同じ	－
中央制御室バウンダリ体積		2700 m^3		中央制御室換気系の処理対象となる区画の体積である 2718.6 m^3 を保守的に切下げて設定	第 4-36 図参照
初期酸素濃度		20.95 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	－
初期二酸化炭素濃度		0.0336 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	－
酸素消費量		65.52 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「歩行」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量		46 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より現場作業に係る対応が考えられるため「中等作業」より引用	1 人当たりの吐出し量

第 4-38 表　中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項　目	評価条件	設　定　理　由	備　考
人数	3 人	待避室内にとどまる要員数	－
中央制御室待避室バウンダリ体積	13 m^3	処理対象となる区画の体積を保守的に小さめ(小数点以下切り下げ)に設定	第 4-36 図参照
評価期間	5 時間	被ばく評価上，中央制御室待避室内にとどまる期間	－
初期酸素濃度	20.95 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	－
初期二酸化炭素濃度	0.0336 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き空気の主な成分組成により引用	－
酸素消費量 (空気ボンベ使用時)	21.84 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1 人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ボンベ使用時)	22 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1 人当たりの吐出し量



注記　＊：「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図 4－1　居住性に係る被ばく評価の手順

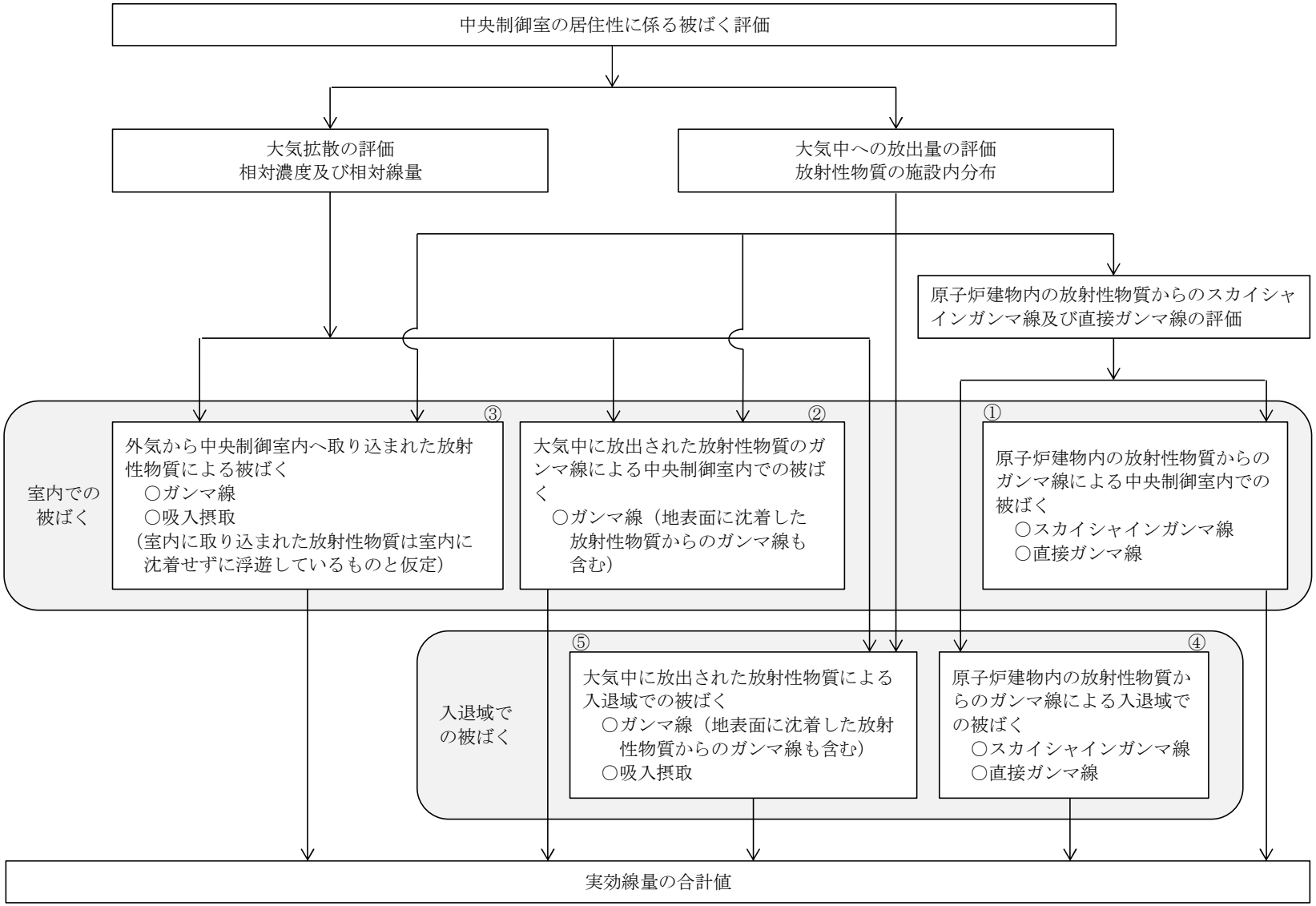


図 4－2　中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく）
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく （クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく並びに吸入摂取による内部被ばく）

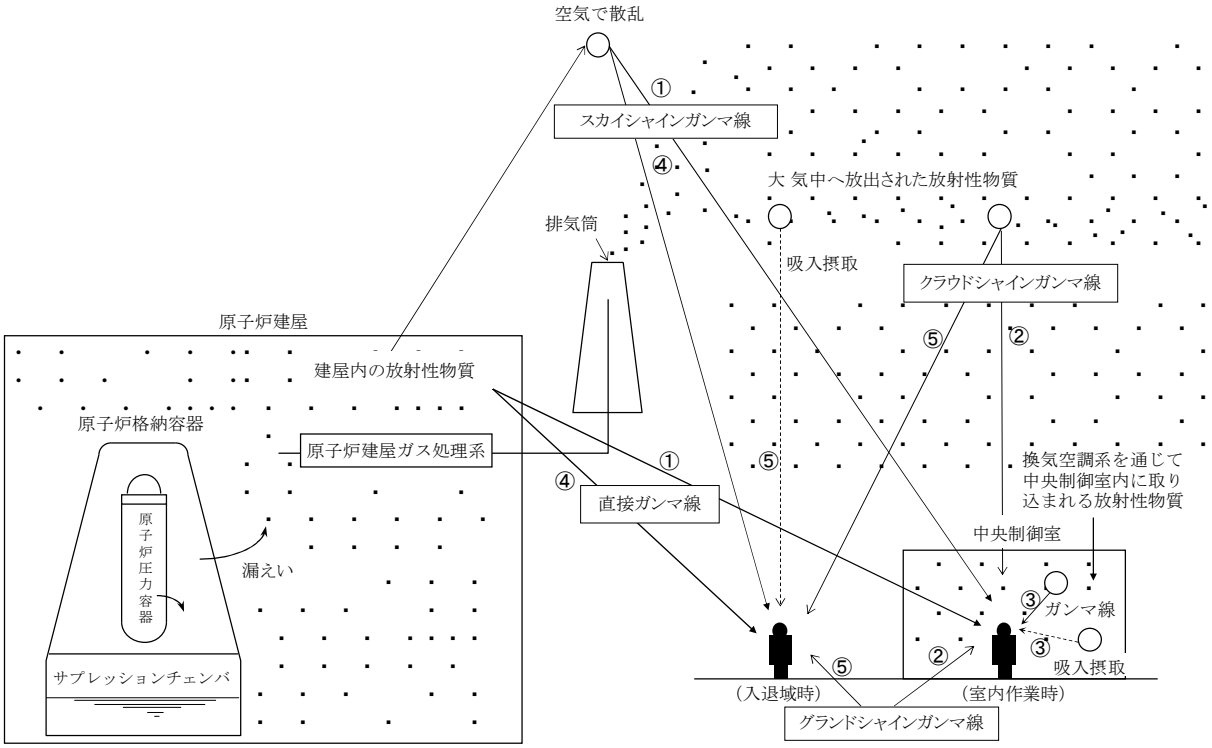
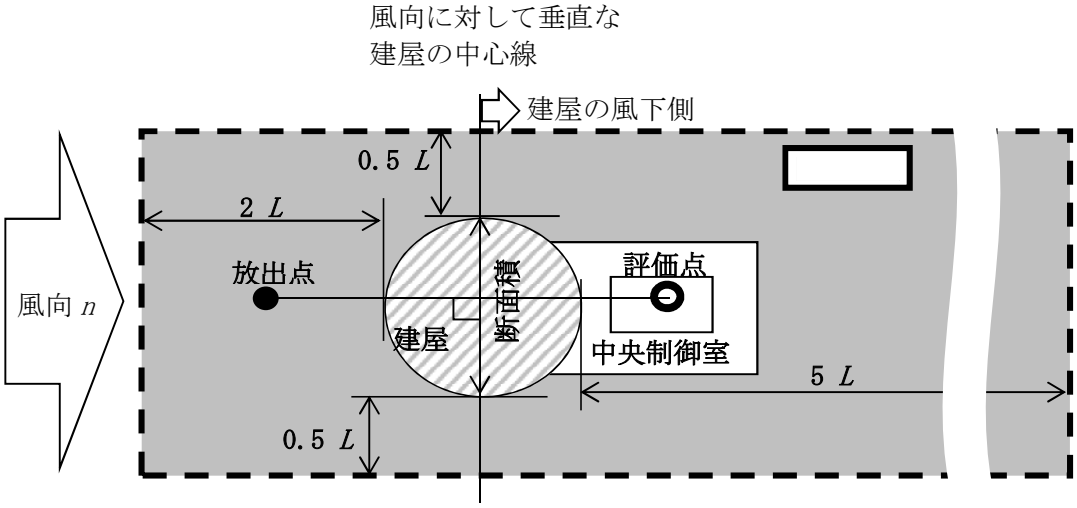
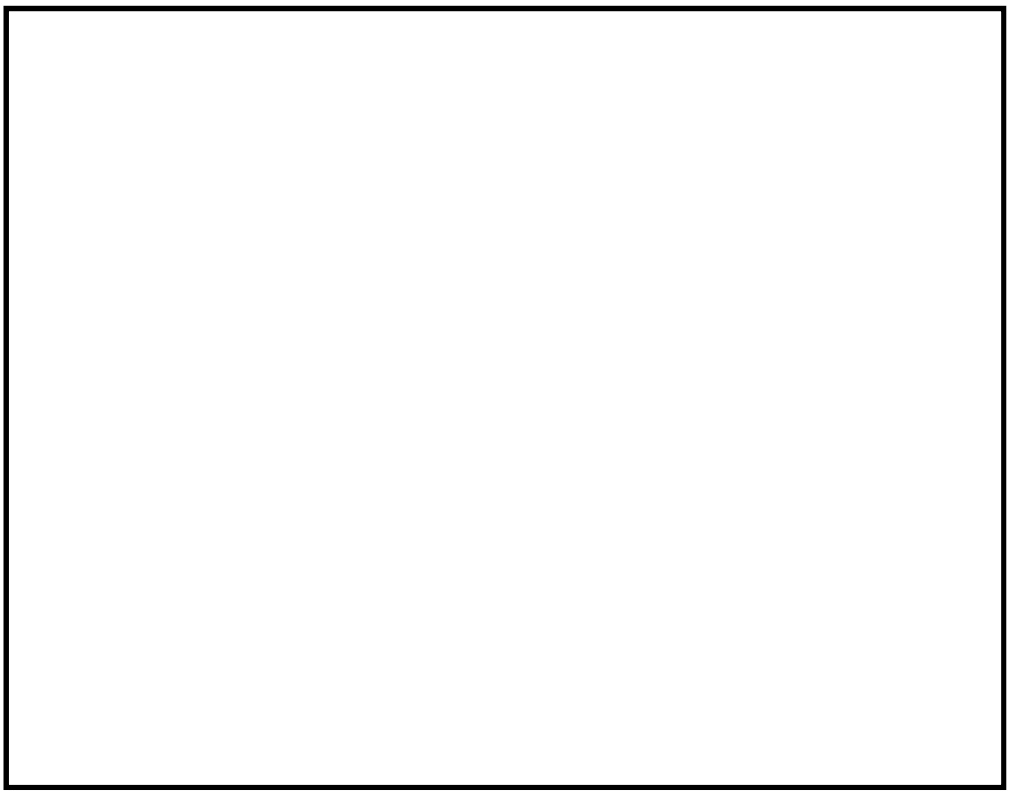


図 4－3　中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

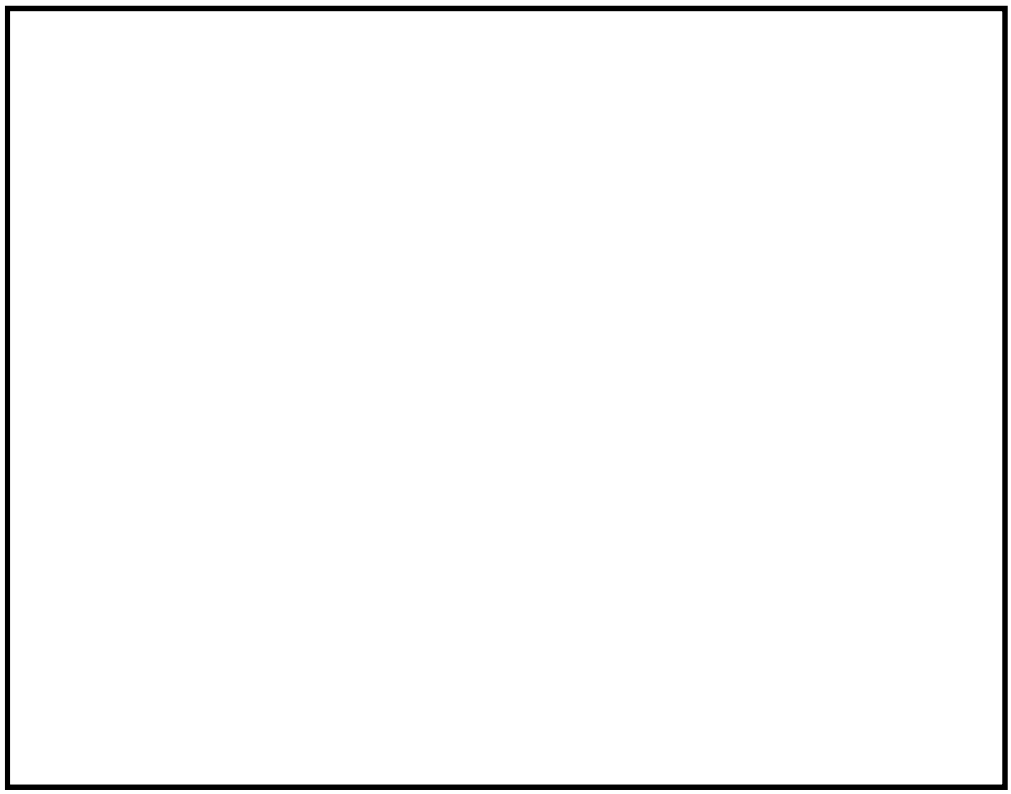


注：Lは風向に垂直な建屋又は建屋群の，投影面高さ又は投影幅の小さい方

図 4－4　建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

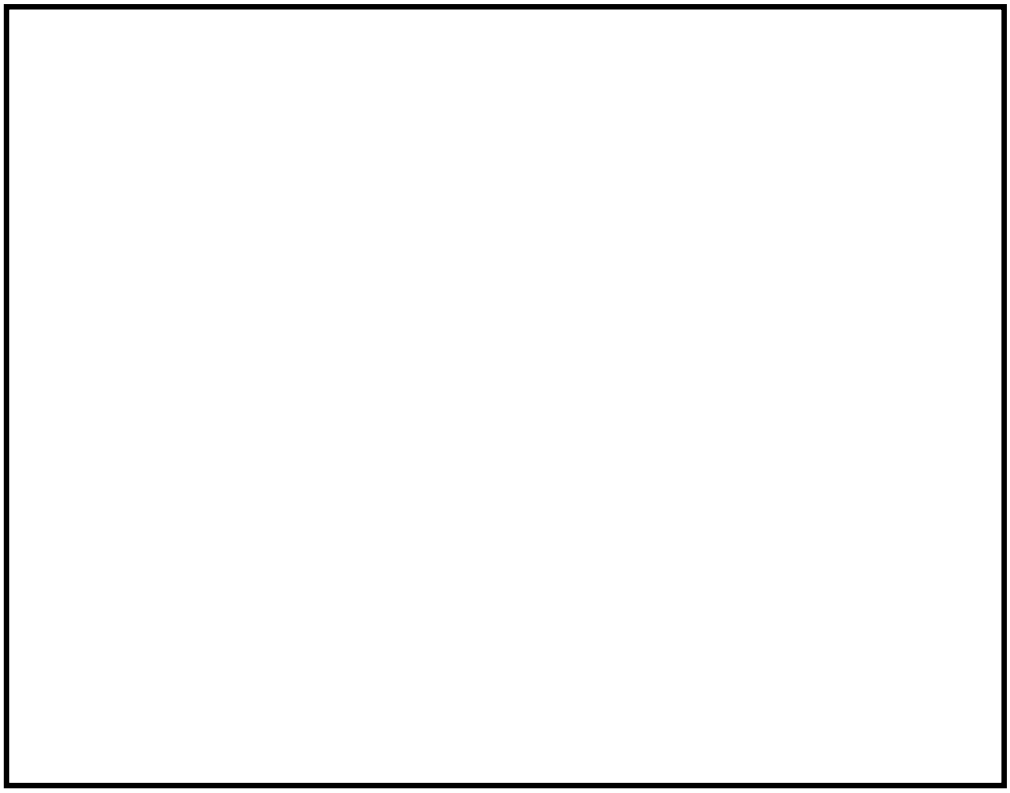


（原子炉冷却材喪失時の放出源と評価点）

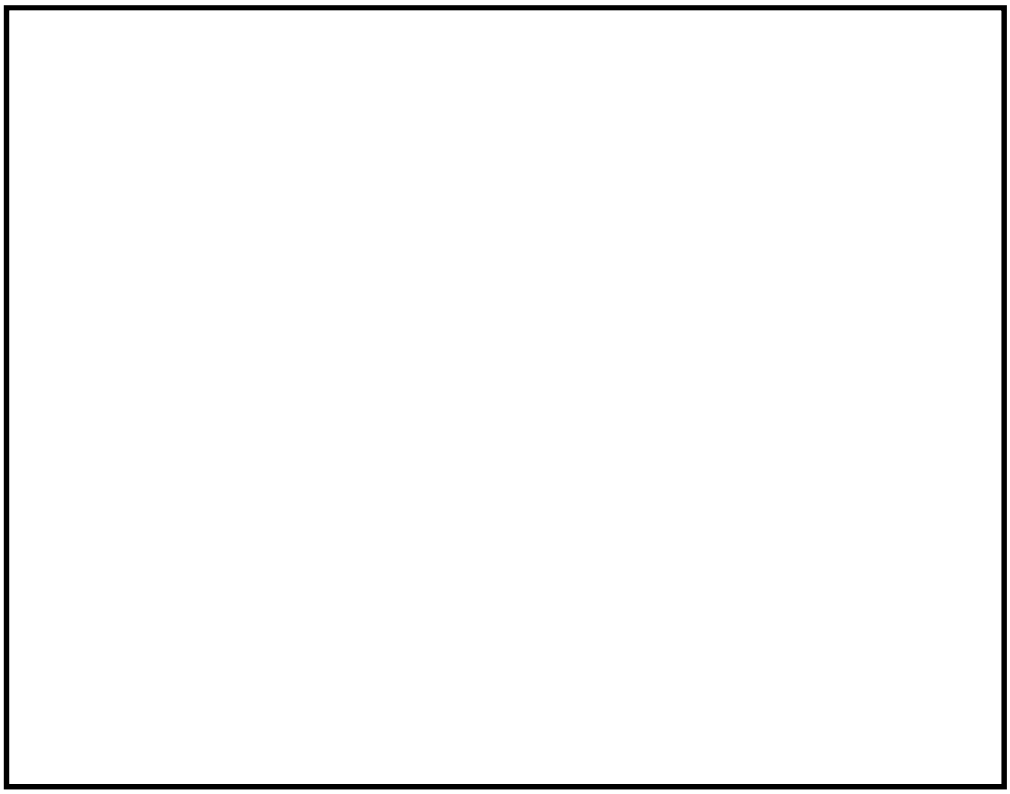


（主蒸気管破断時の放出源と評価点）

図 4－5　放射性物質の放出源と評価点の位置関係（設計基準事故時）

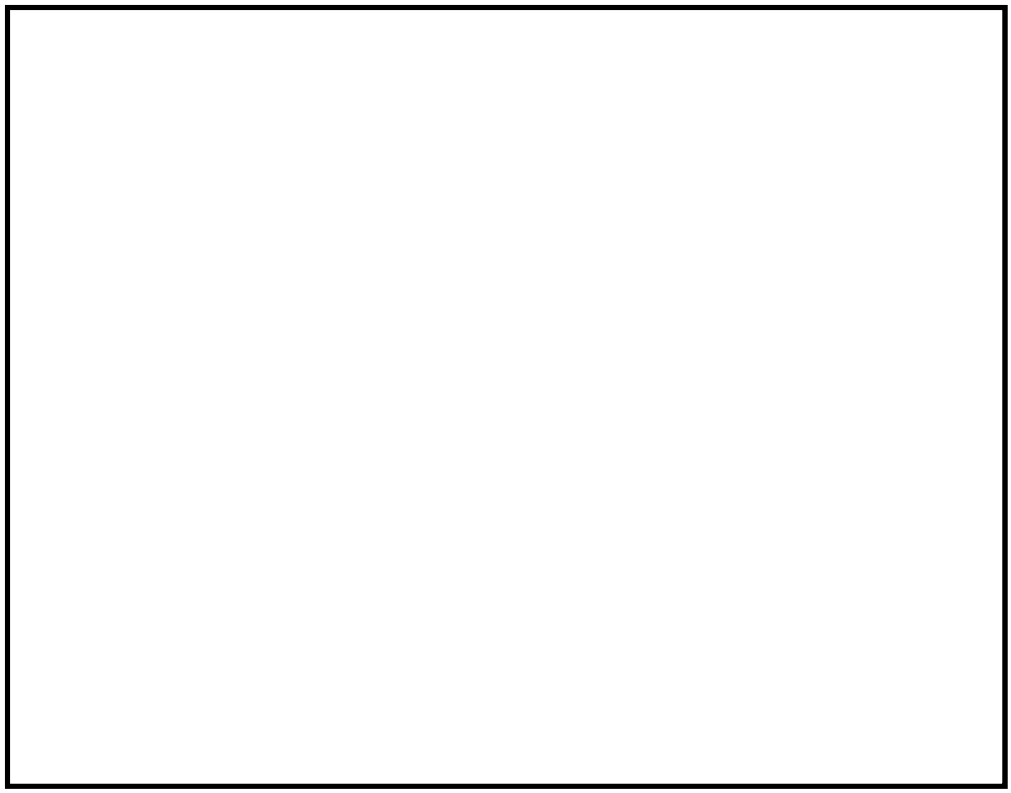


（原子炉建屋からの放出における放出源と評価点）



（非常用ガス処理系排気筒からの放出における放出源と評価点）

図 4－6　放射性物質の放出源と評価点の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）（1／2）



（格納容器圧力逃がし装置からの放出における放出源と評価点）

図４－６　放射性物質の放出源と評価点の位置関係（炉心の著しい損傷が発生した場合）（2／2）

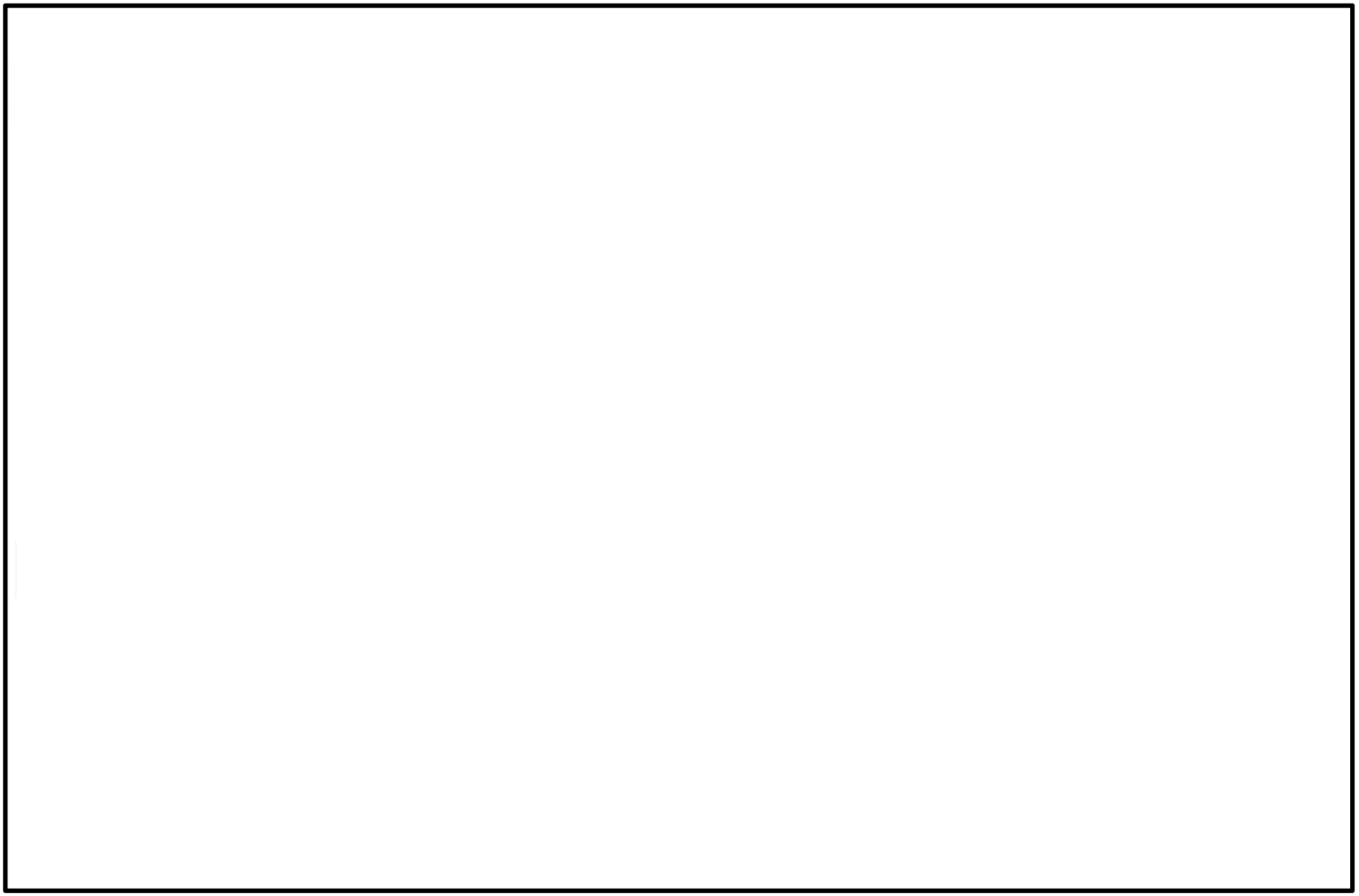


図 4－7　原子炉冷却材喪失時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）（設計基準事故時）

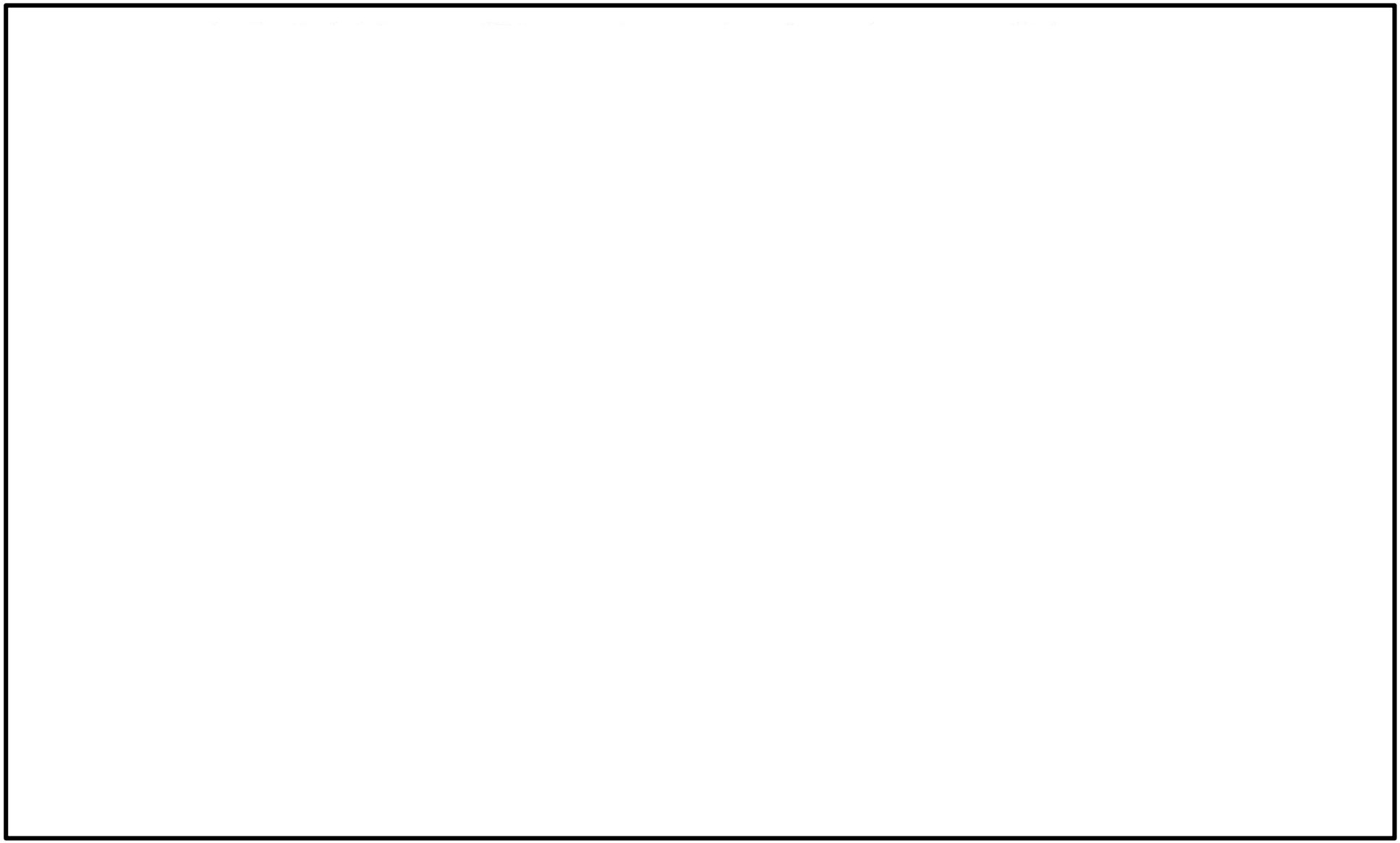


図 4－8　原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価方位（サービス建屋入口）（設計基準事故時）

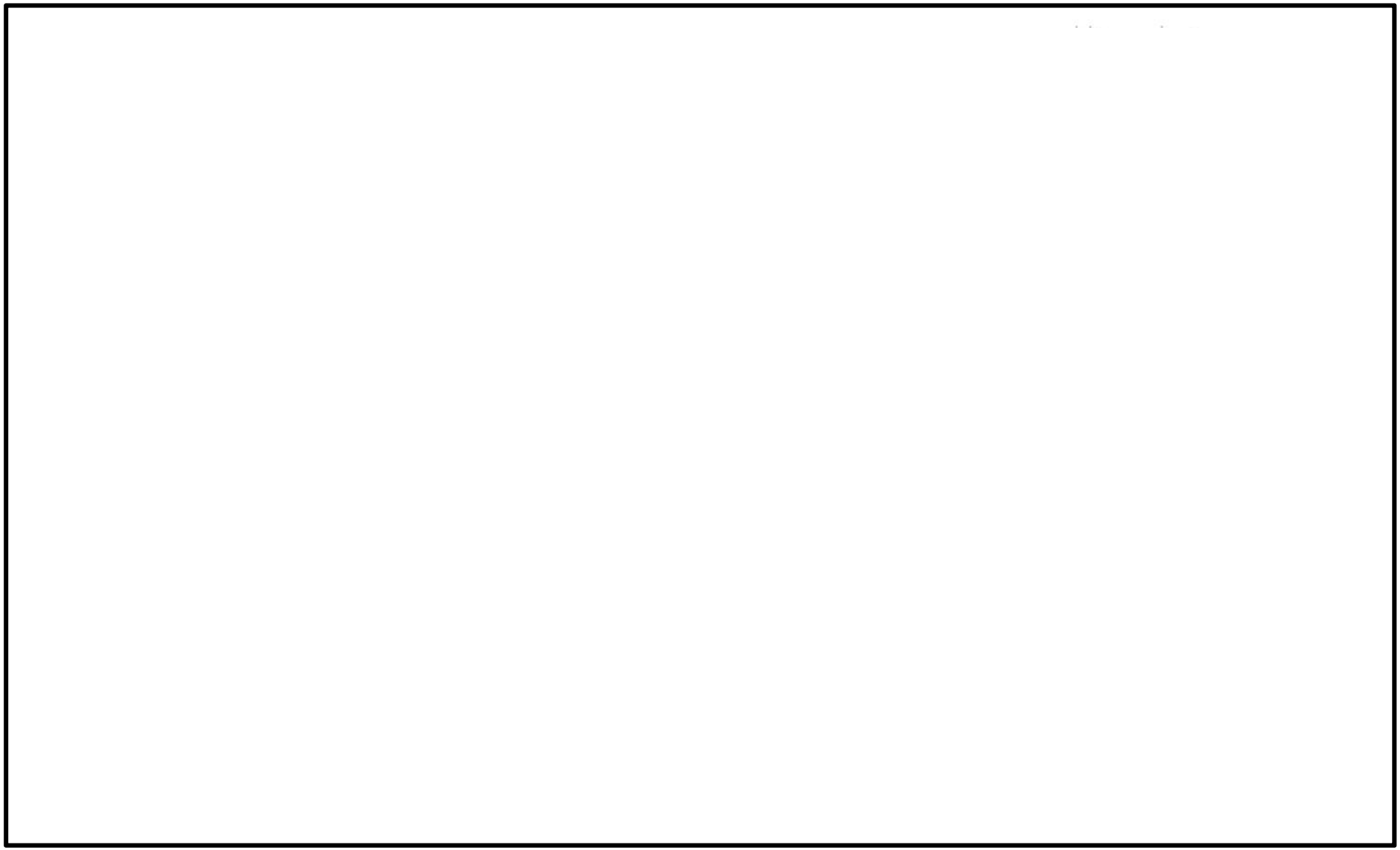


図 4－9　主蒸気管破断時の室内作業時の評価方位（中央制御室中心）（設計基準事故時）

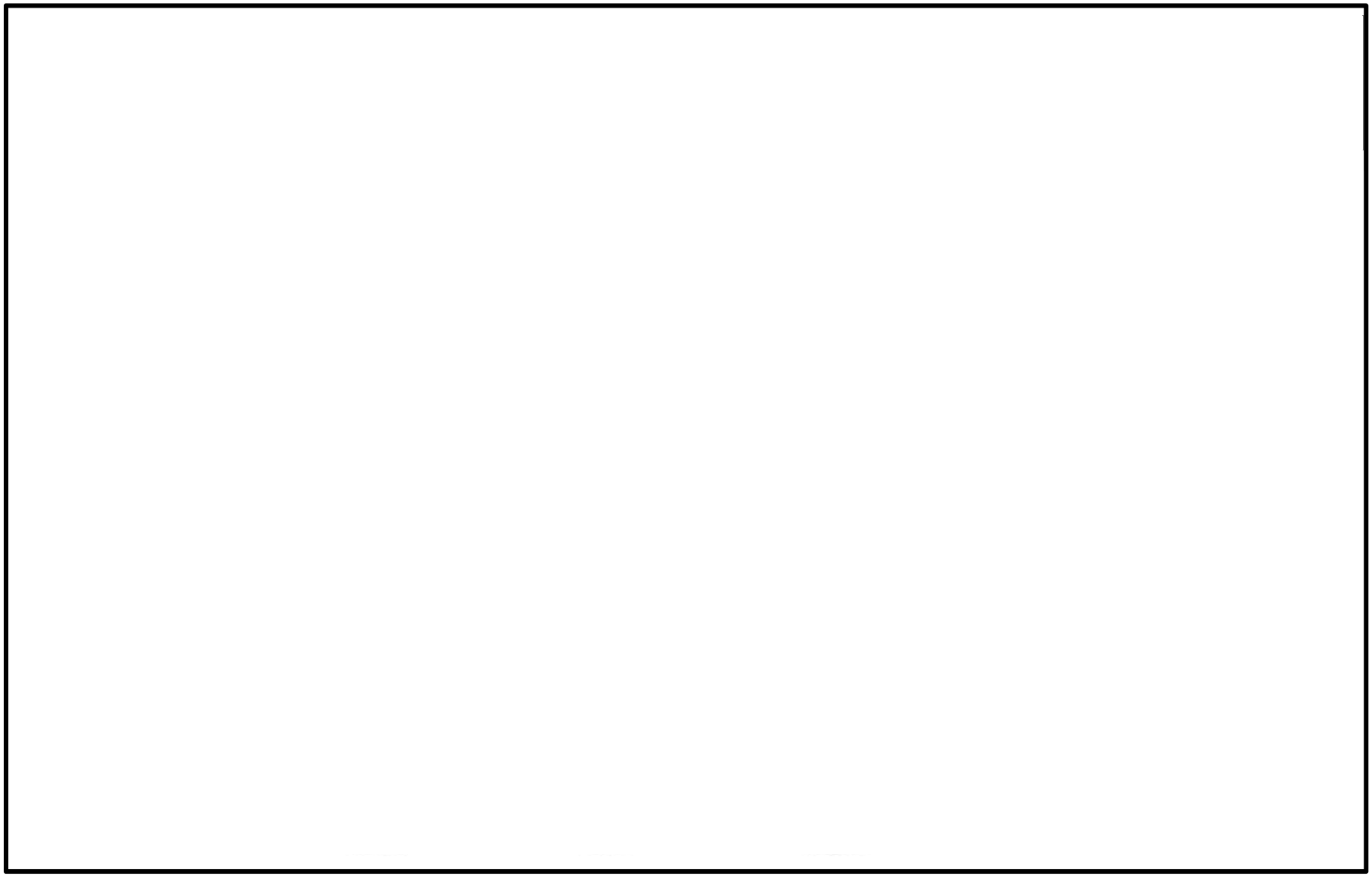


図 4－10　主蒸気破断時の入退域時の評価方位（サービス建屋入口）（設計基準事故時）

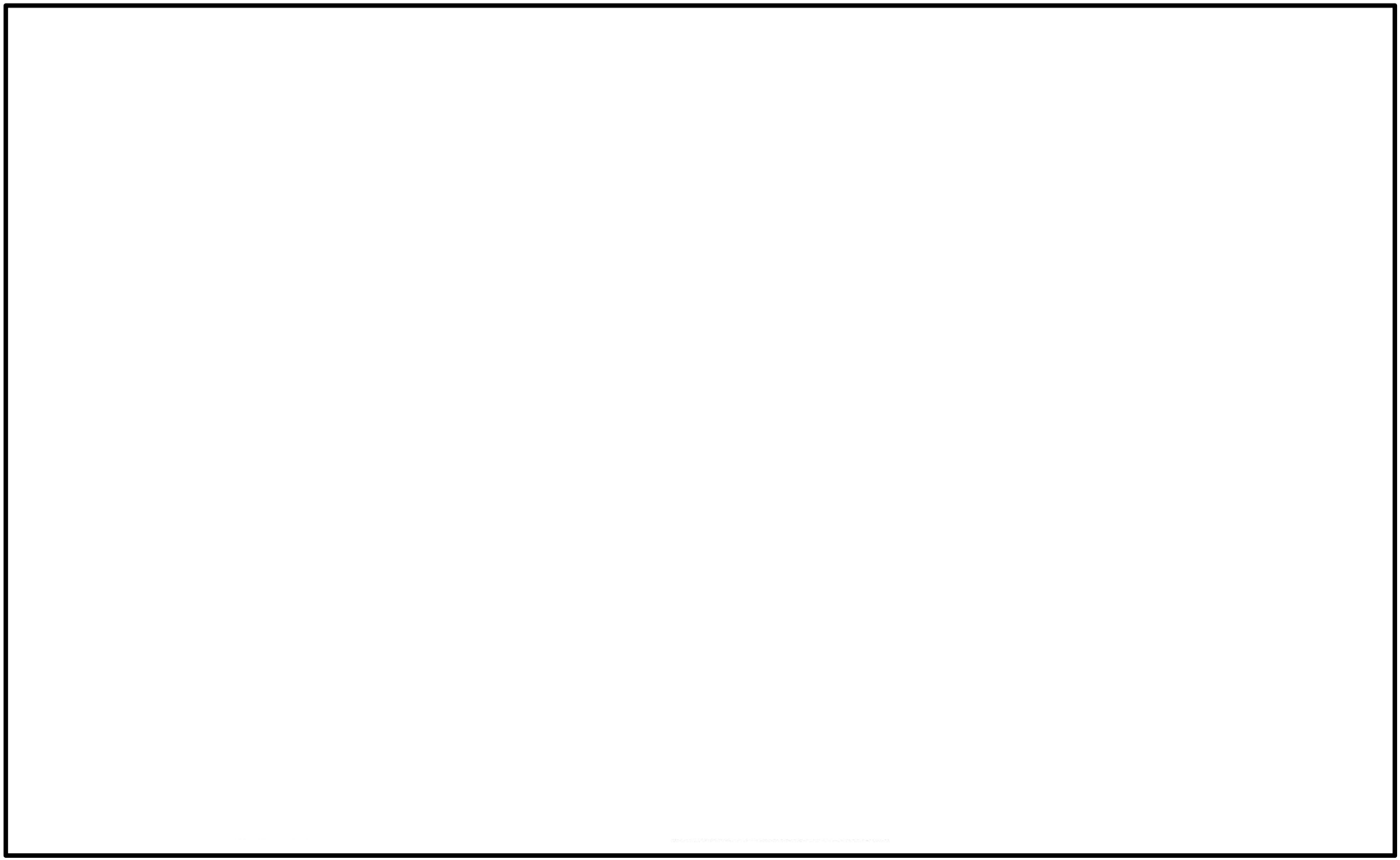


図 4－11　非常用ガス処理系排気筒放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

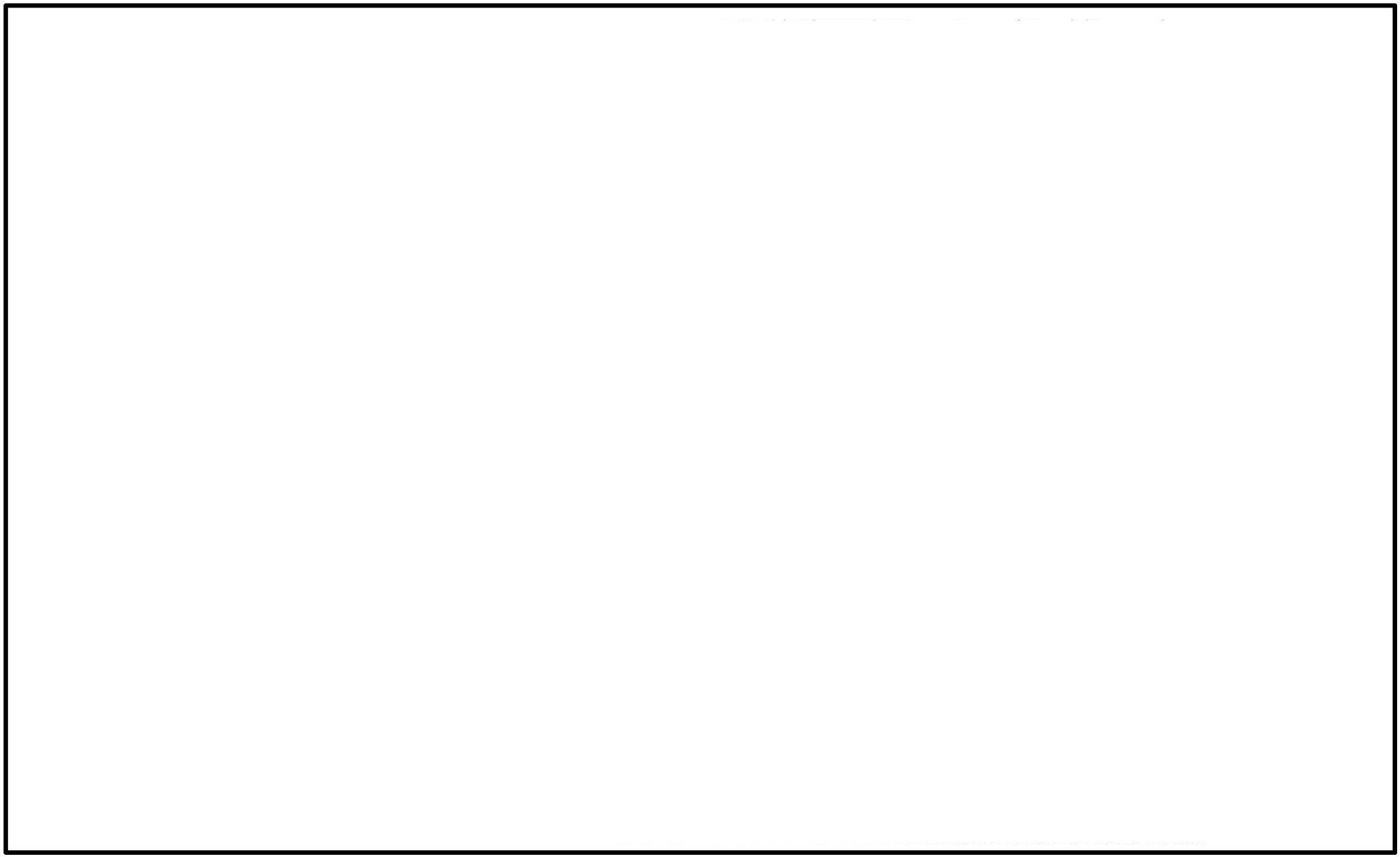


図 4－12　格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

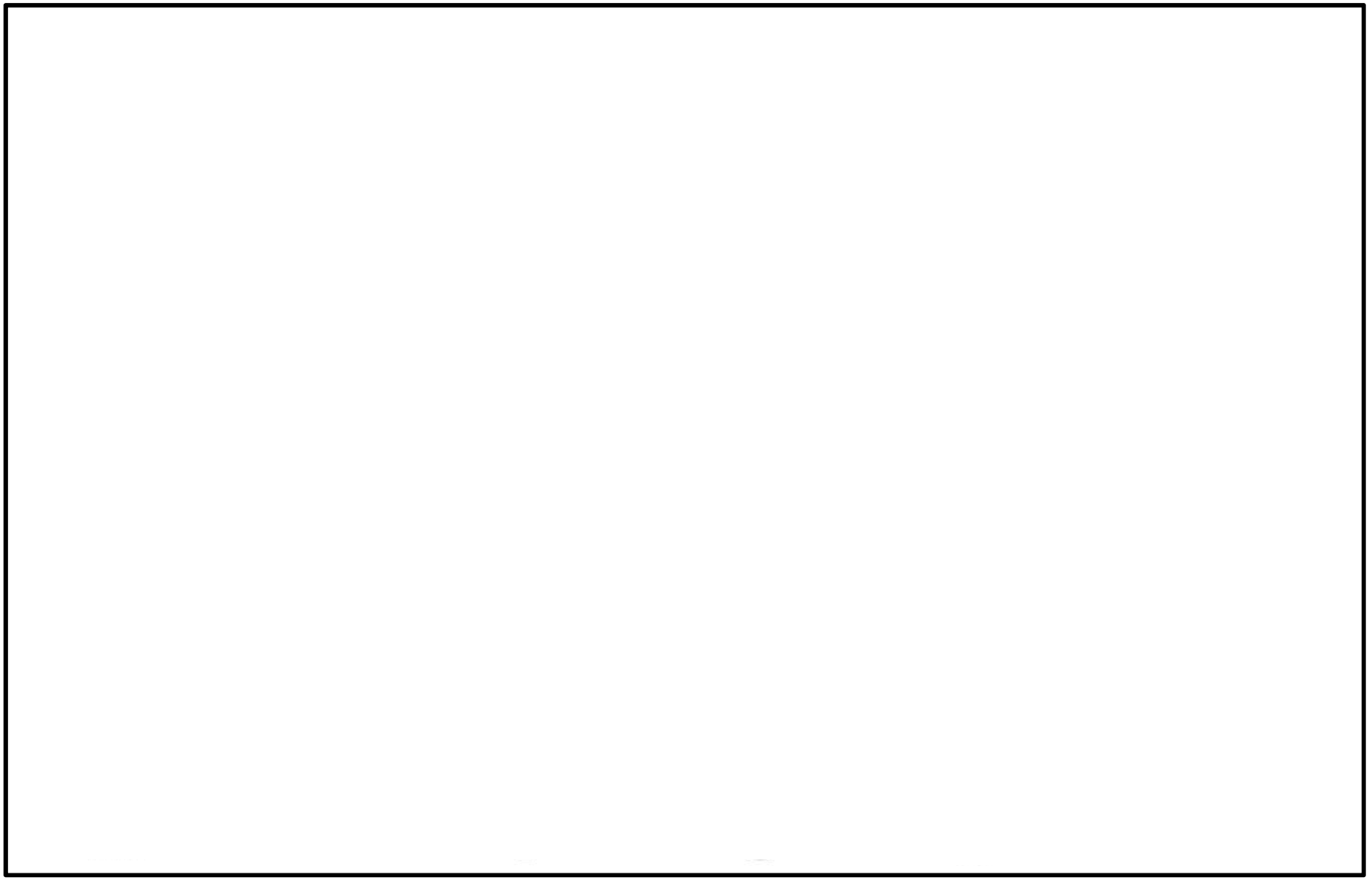


図 4－13　原子炉建屋漏えい時の評価方位（評価点：中央制御室中心）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

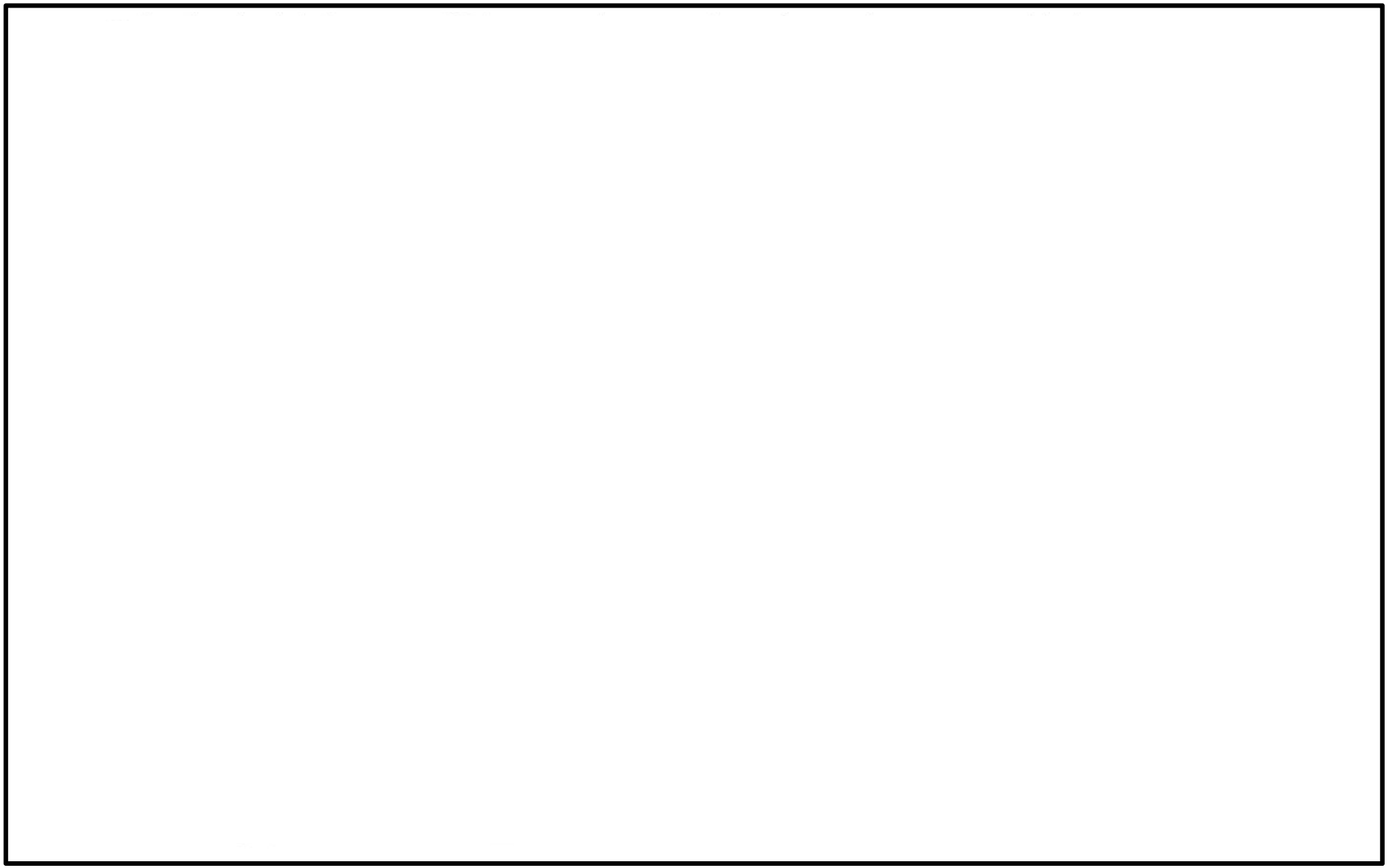


図 4－14　非常用ガス処理系排気筒からの放出時の評価方位（評価点：建屋入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

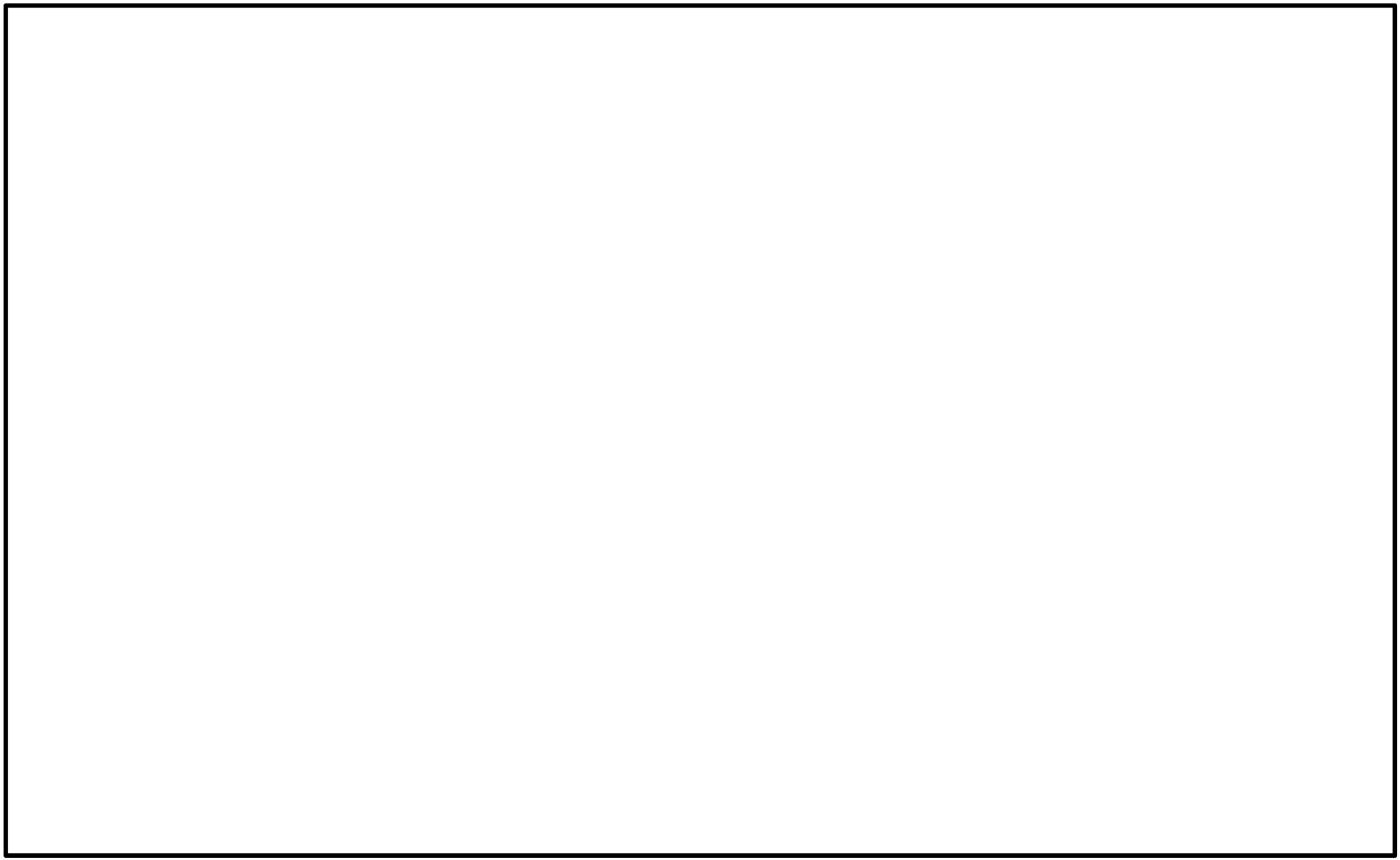


図 4－15　格納容器圧力逃がし装置からの放出時の評価方位（評価点：建屋入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

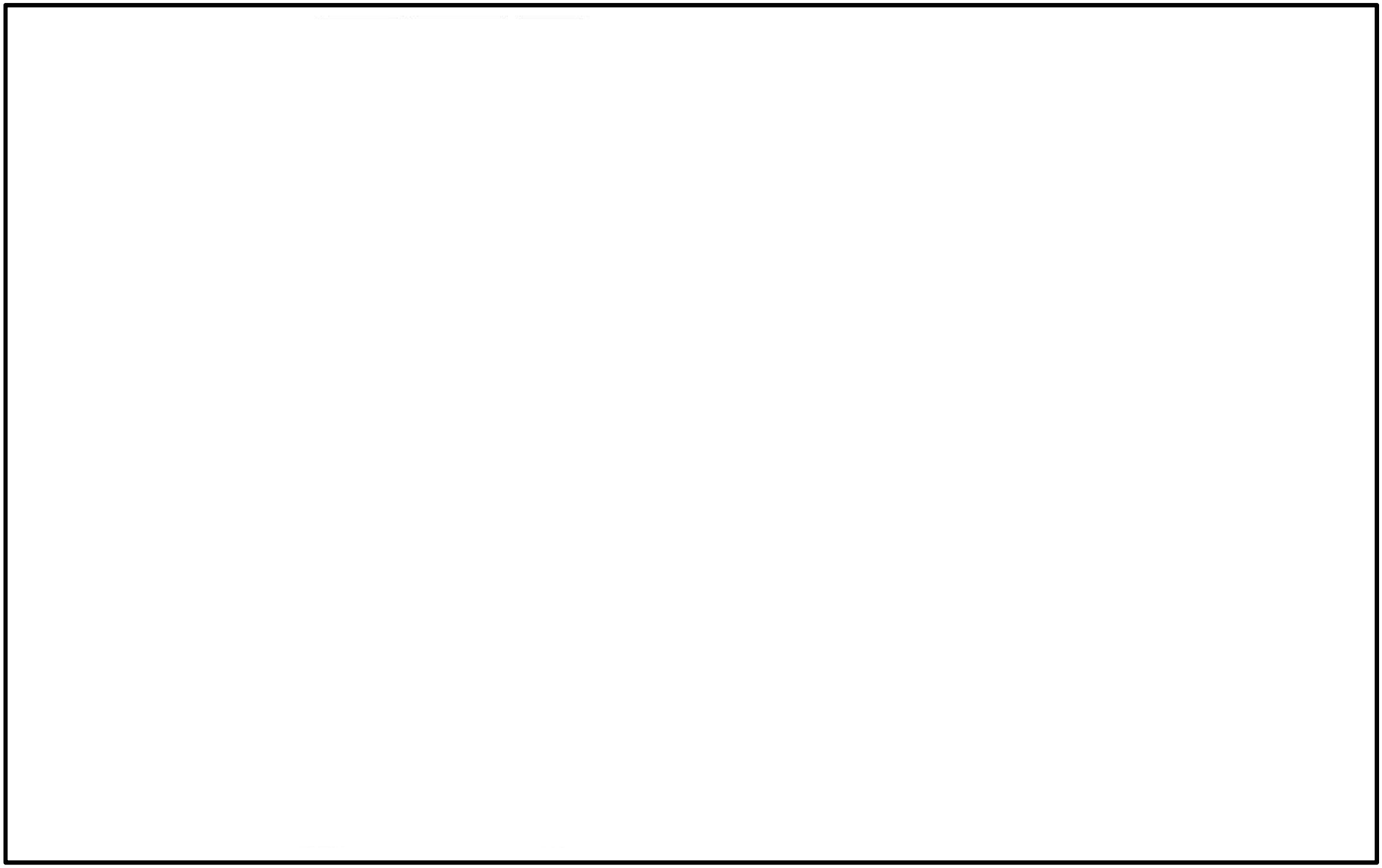


図 4－16　原子炉建屋漏えい時の評価方位（評価点：建屋入口）（炉心の著しい損傷が発生した場合）

注）単位はm

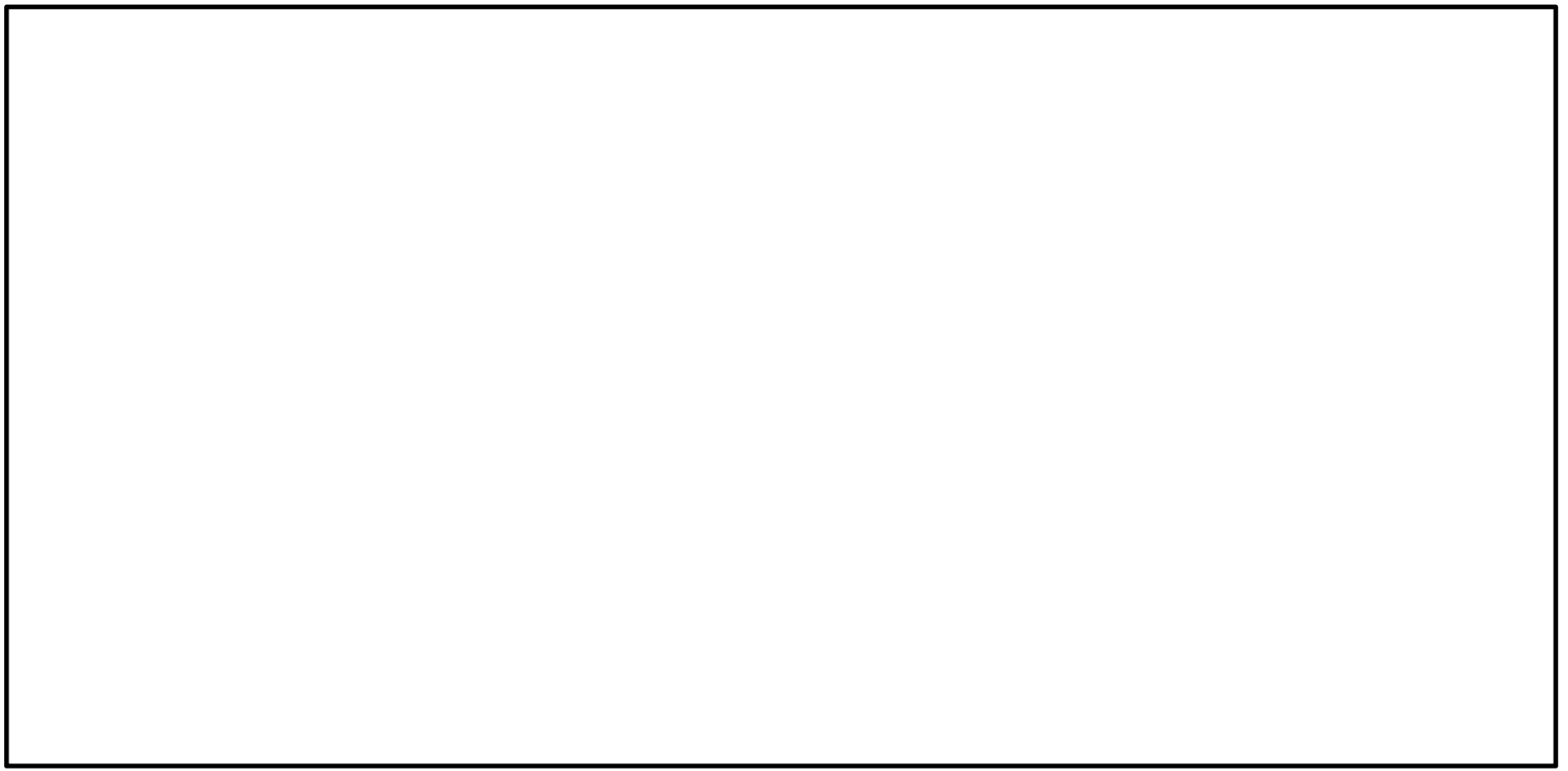


図 4－17　原子炉建屋断面積（投影面積）

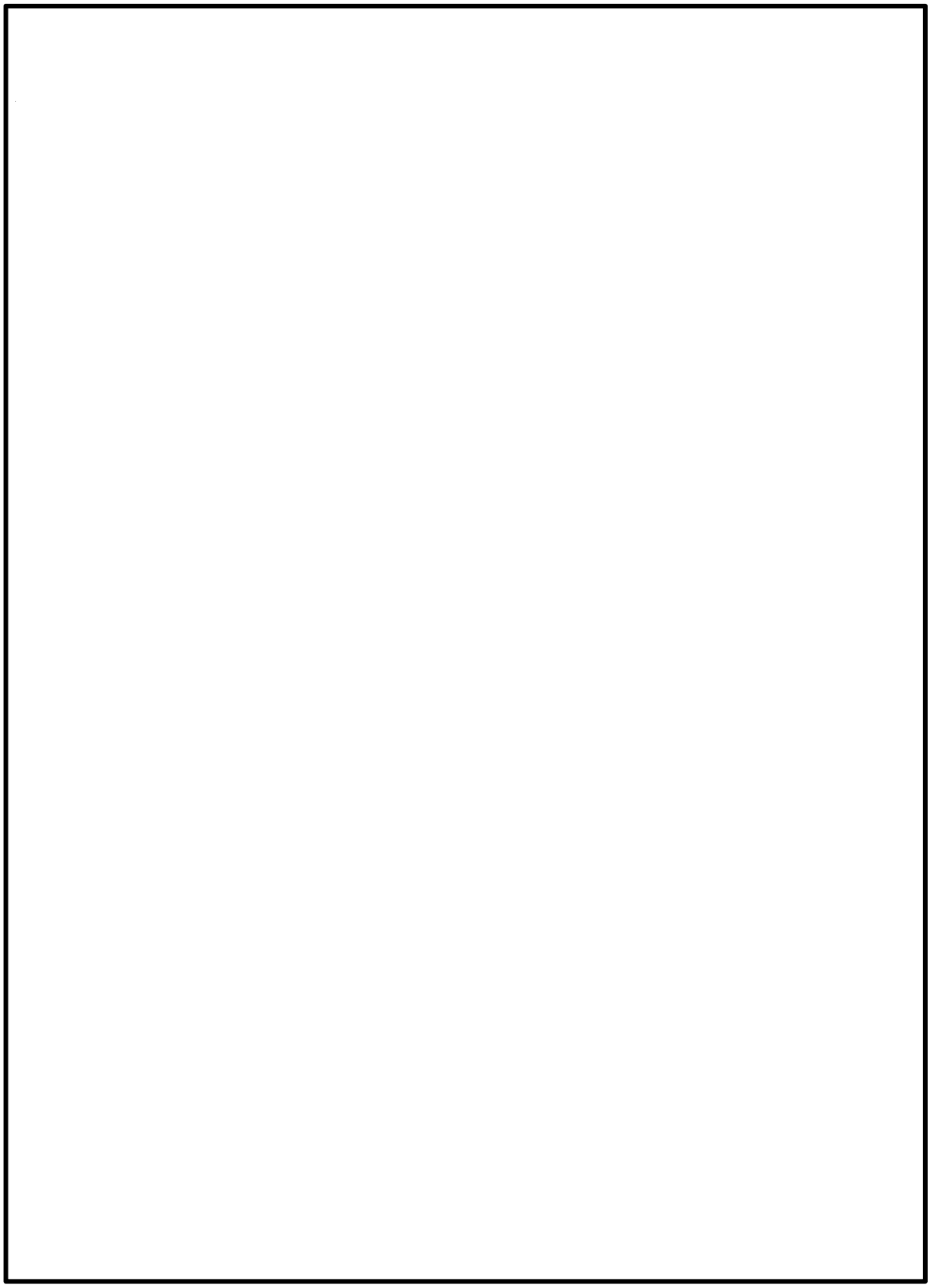


図 4－18　原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(1／2)

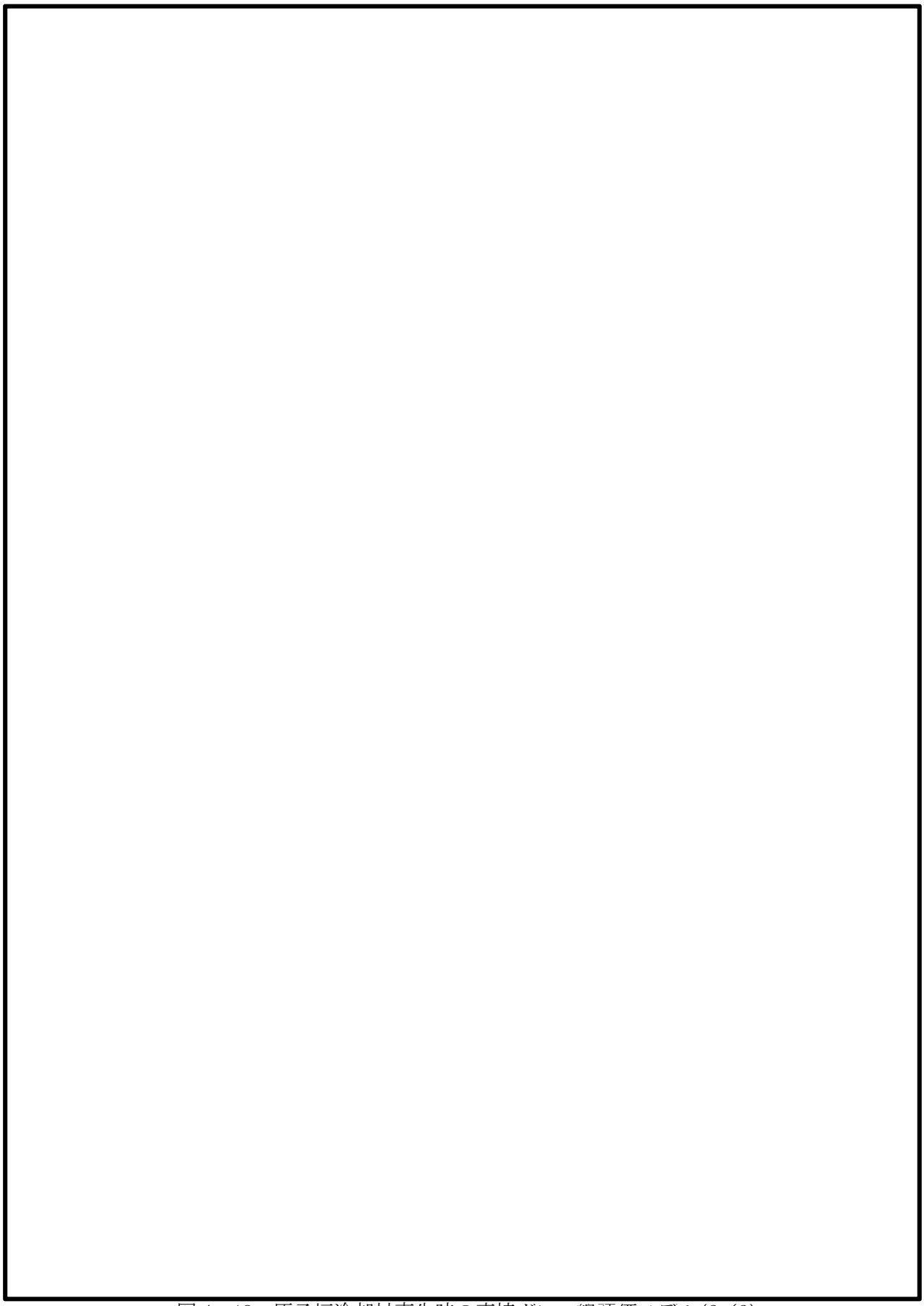


図 4－18　原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル(2／2)

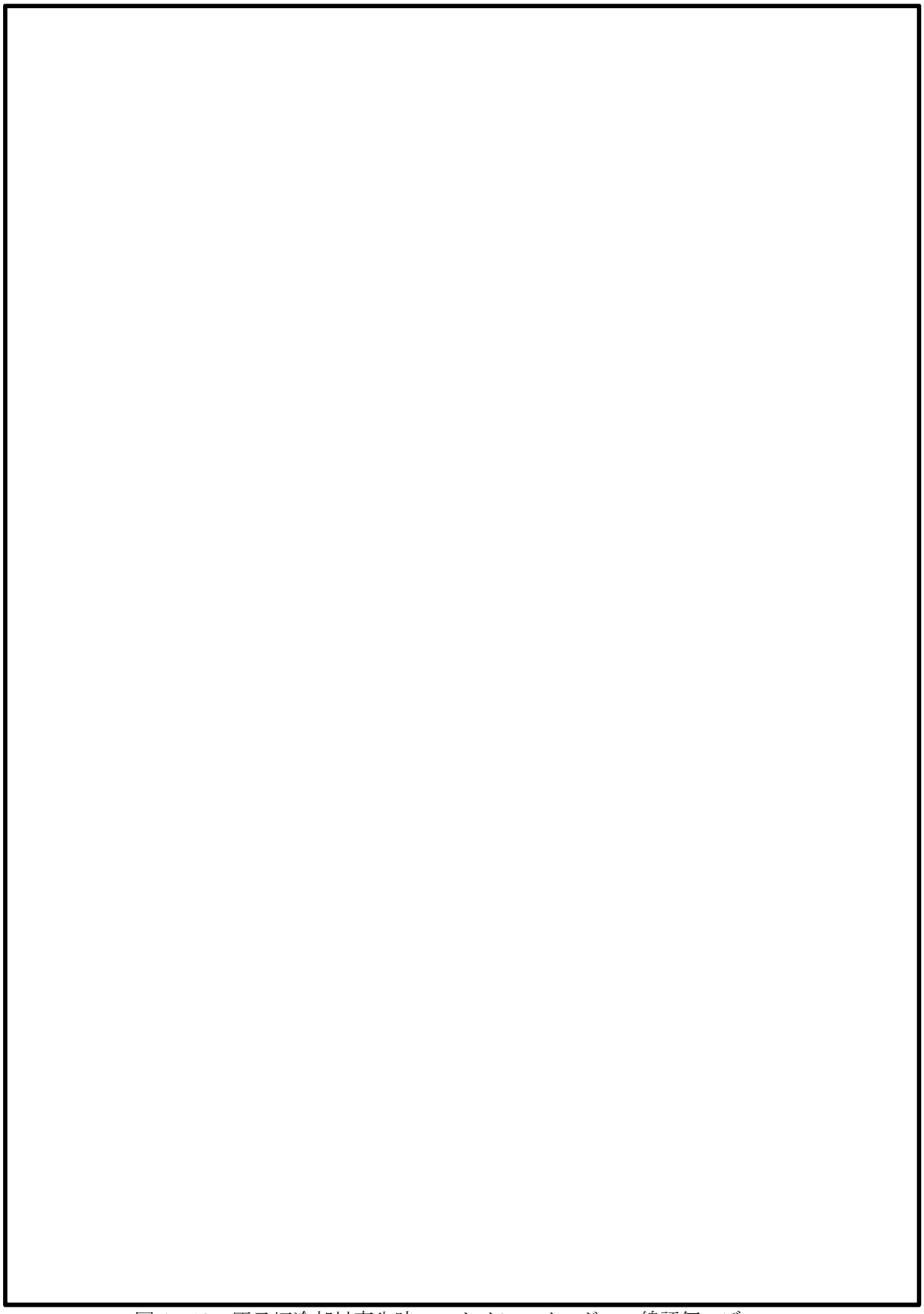


図 4－19　原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル

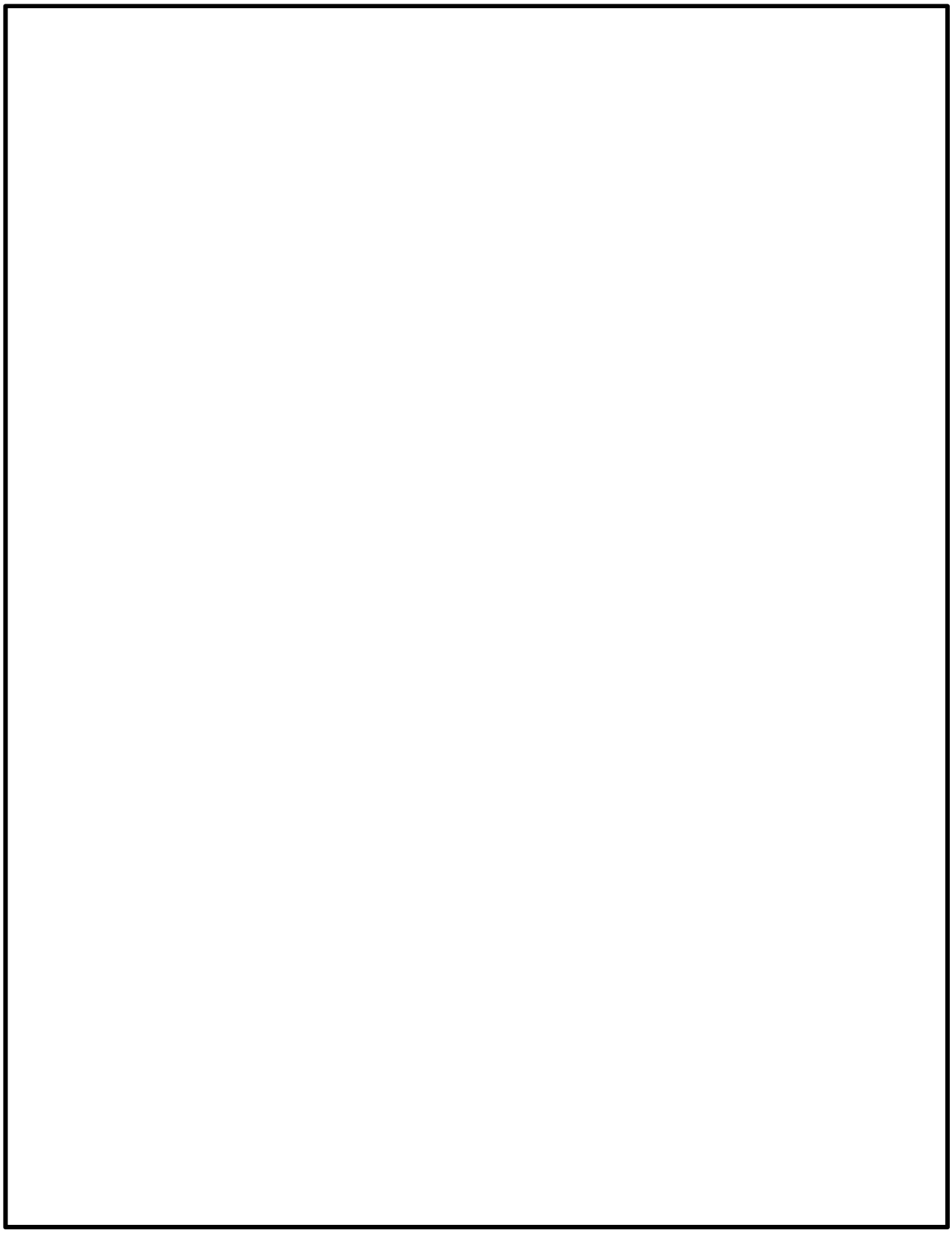


図 4－20　主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(1／2)

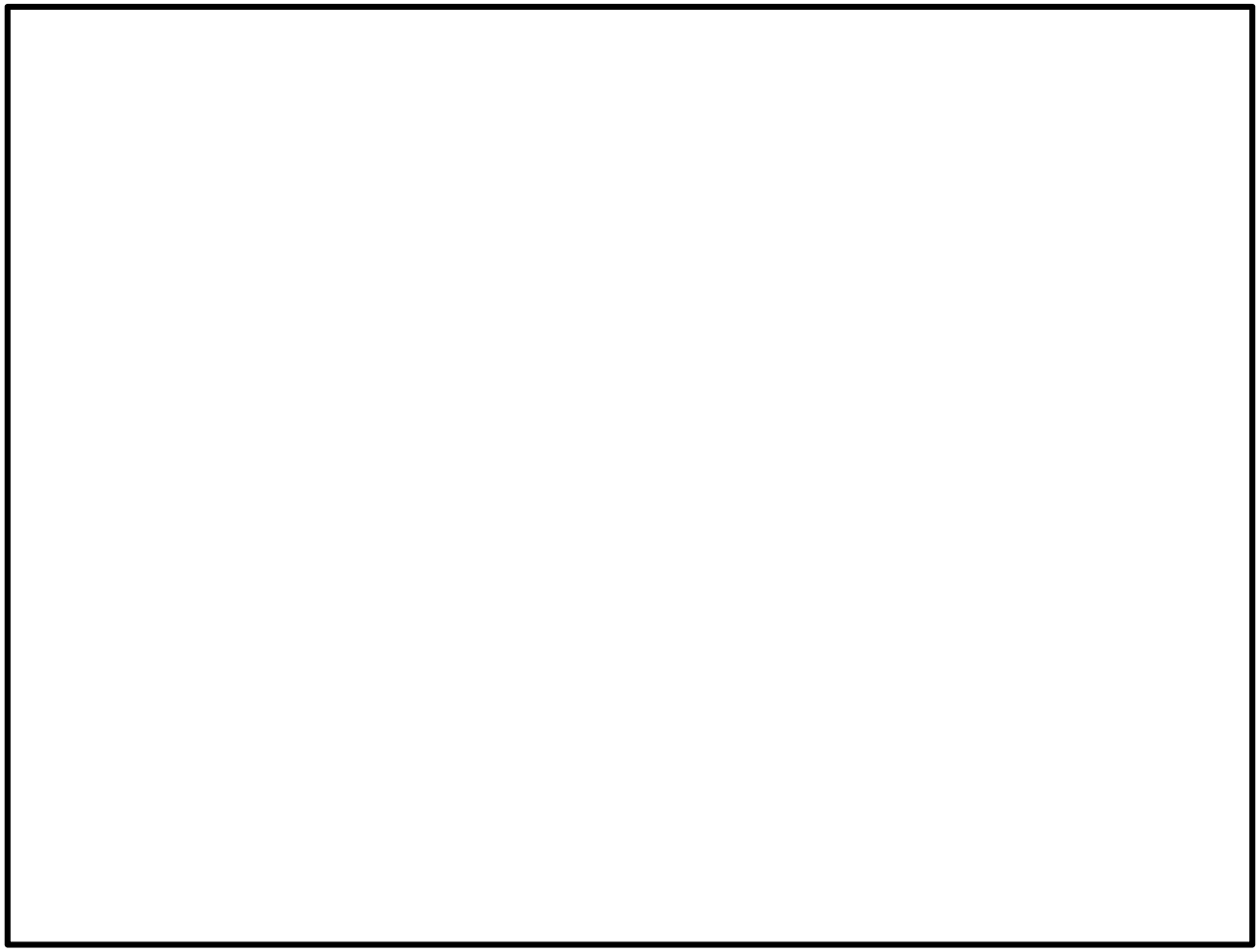


図 4－20　主蒸気管破断時の直接ガンマ線評価モデル(2／2)

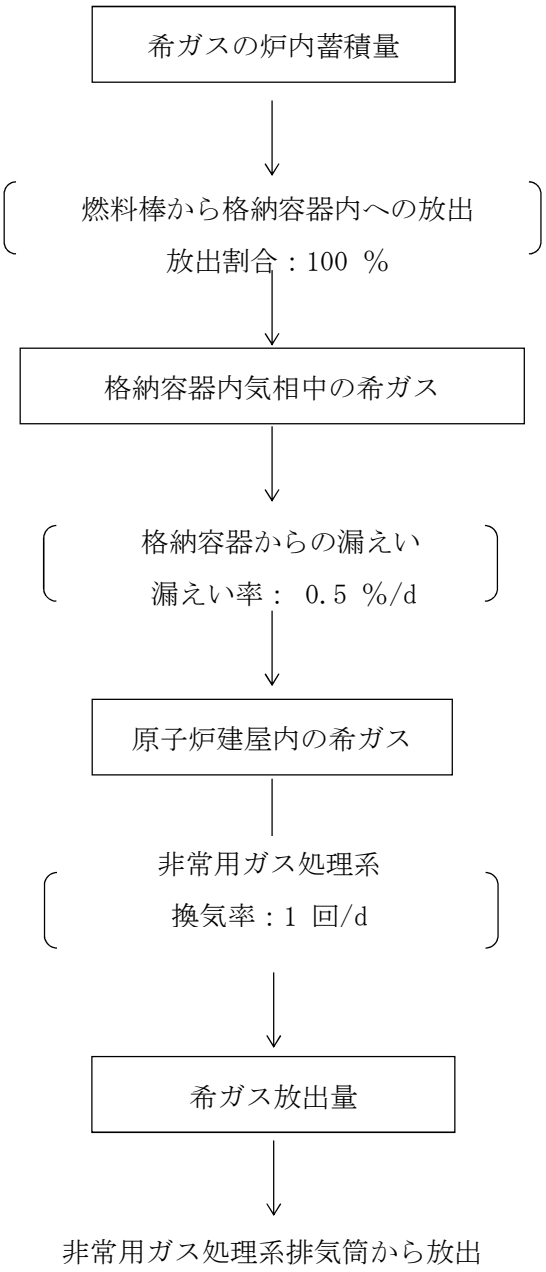


図 4－21　原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

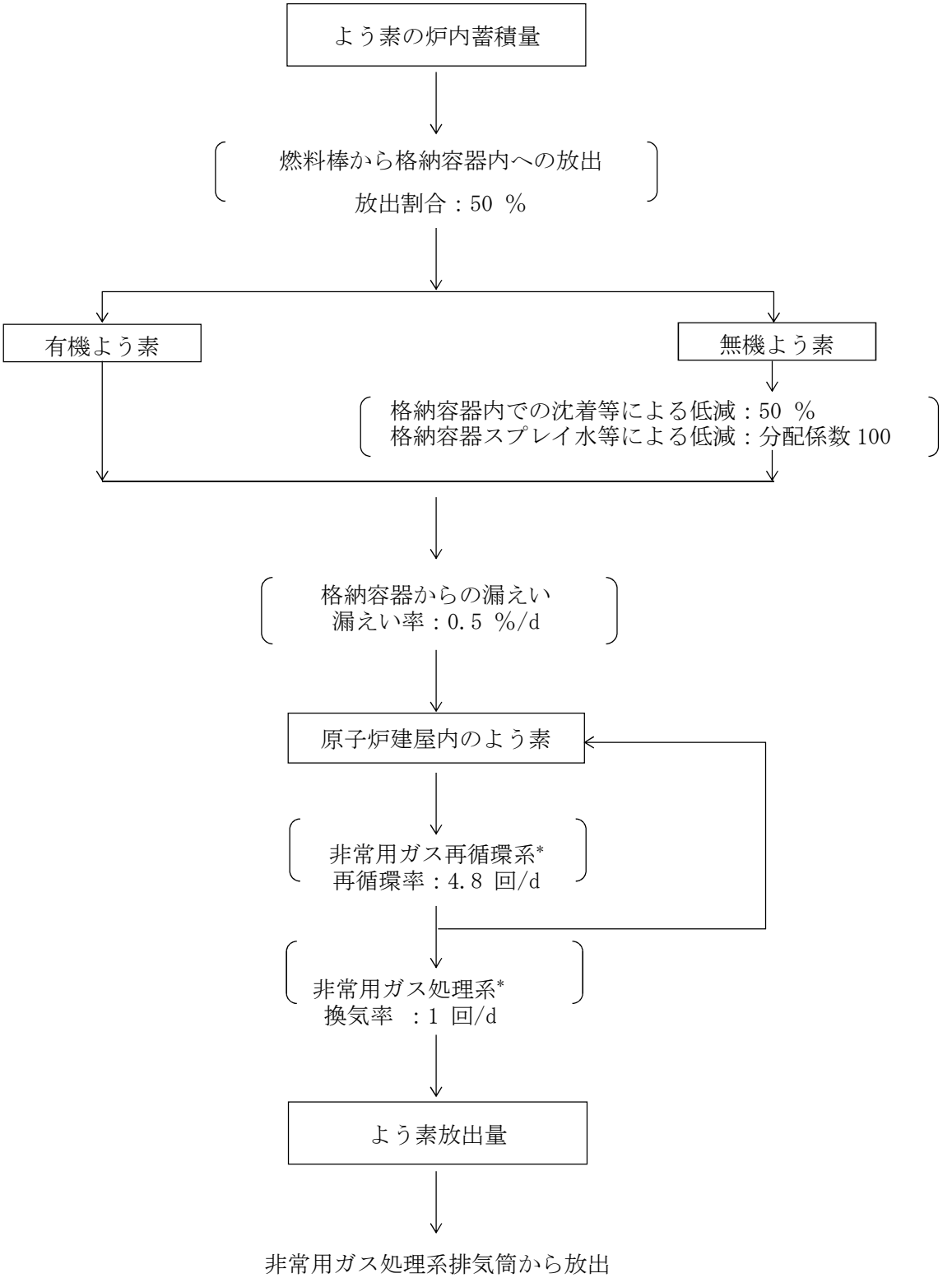


図 4－22　原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程（設計基準事故時）

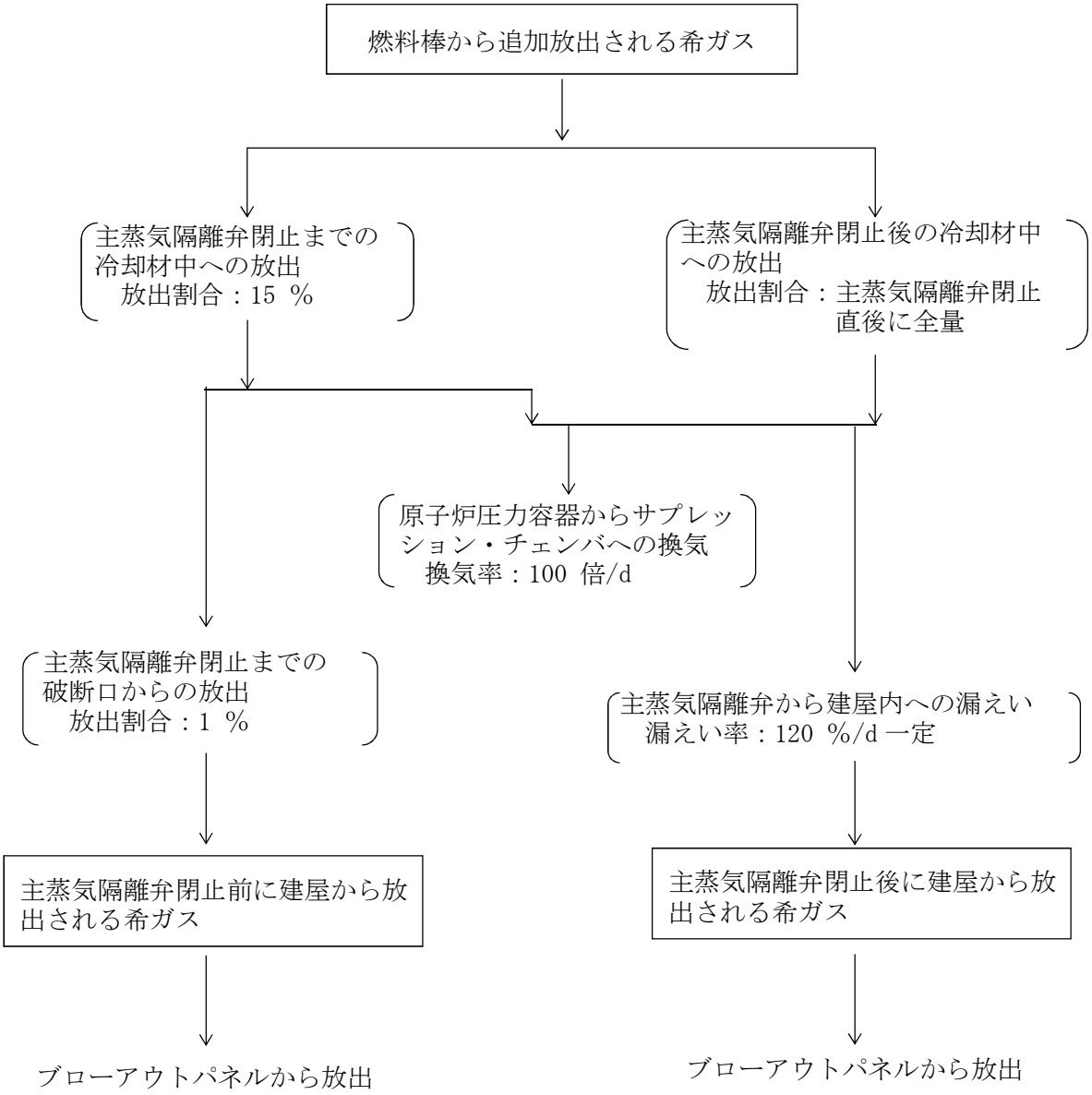


図 4－23　主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（設計基準事故時）

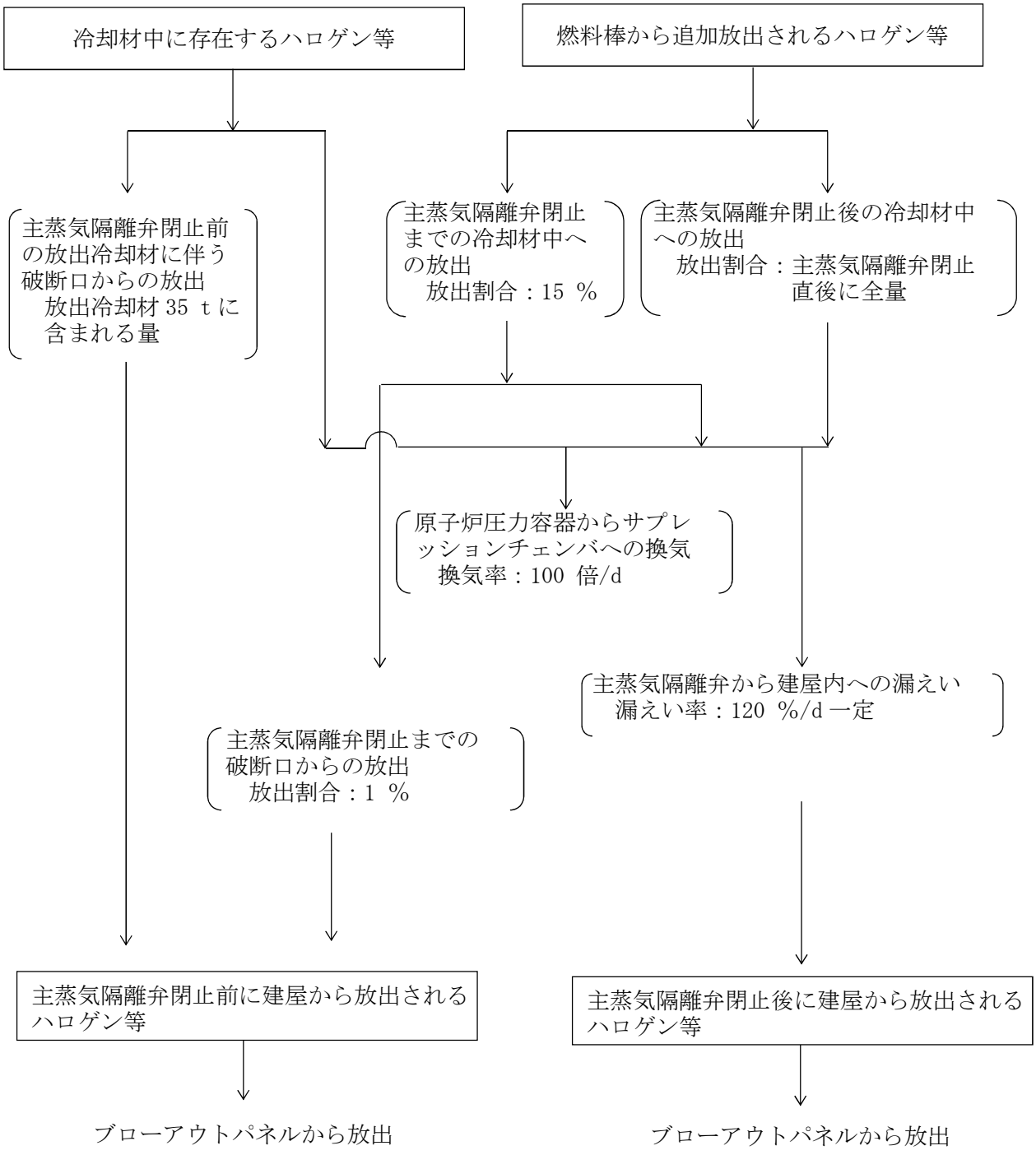


図 4－24　主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程（設計基準事故時）

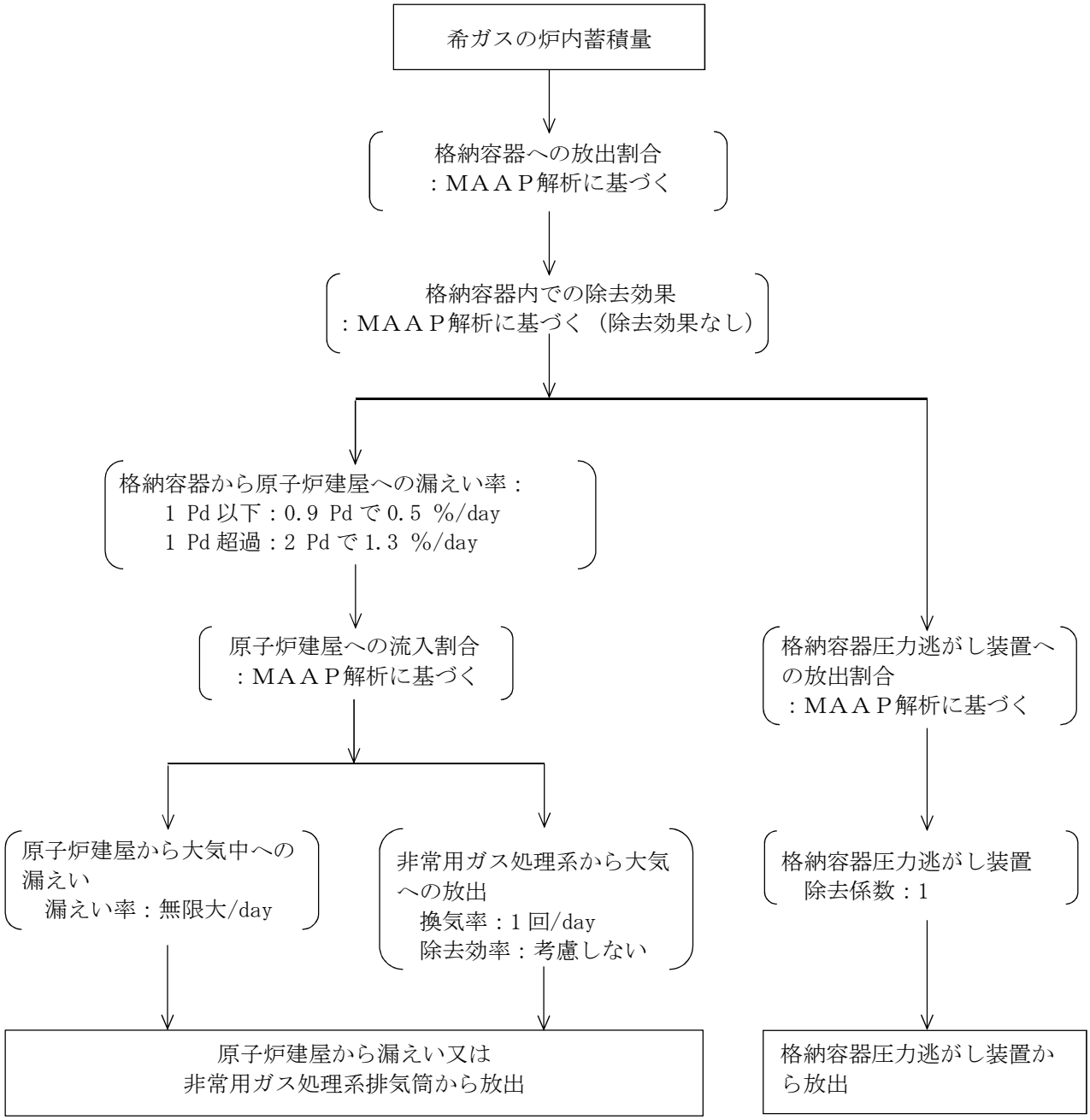


図 4－25　希ガスの大気放出過程（炉心の著しい損傷が発生した場合）

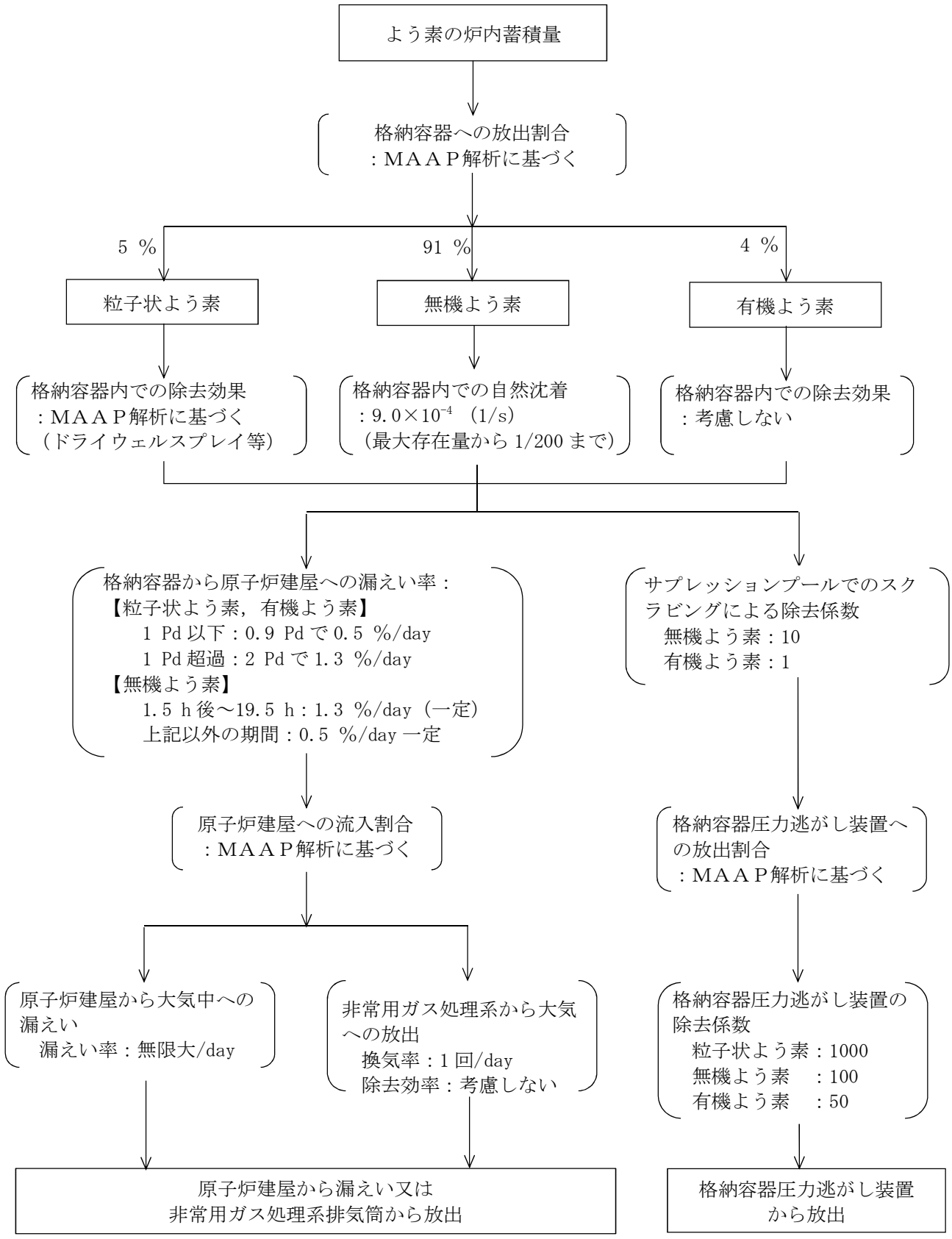


図 4－26　よう素の大気放出過程（炉心の著しい損傷が発生した場合）

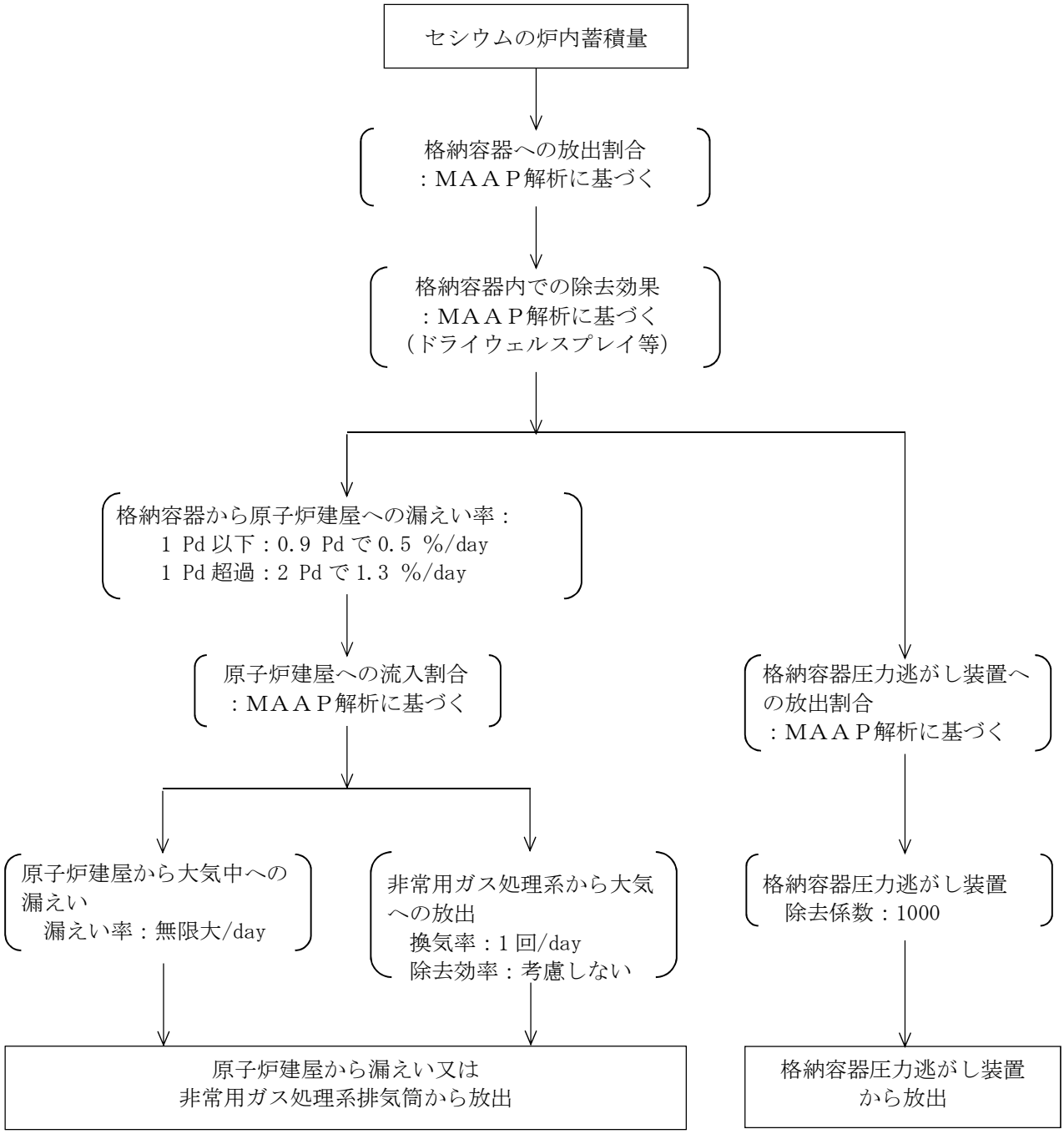


図 4－27　セシウムの大気放出過程（炉心の著しい損傷が発生した場合）

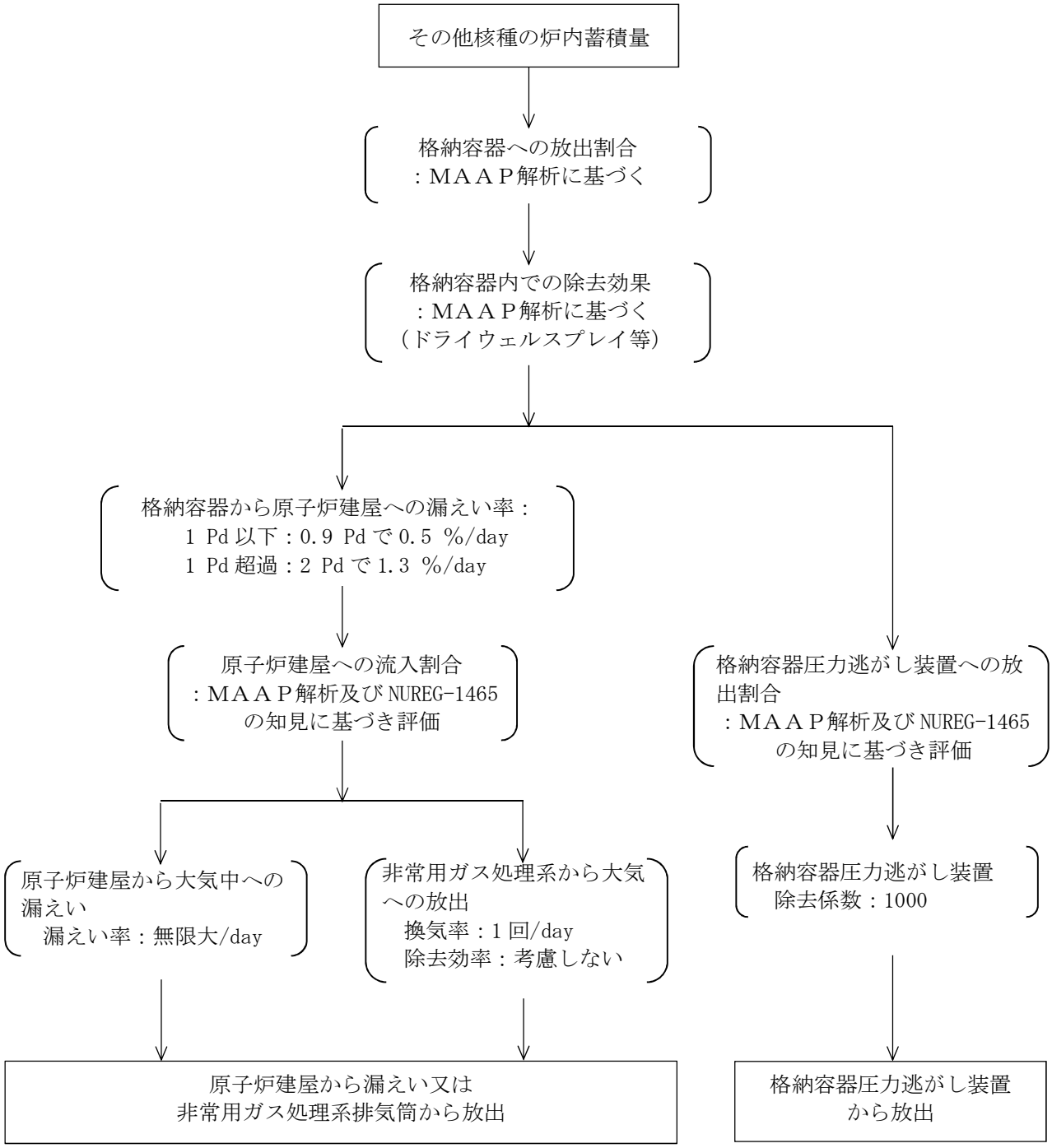


図 4－28　その他核種の大気放出過程（炉心の著しい損傷が発生した場合）

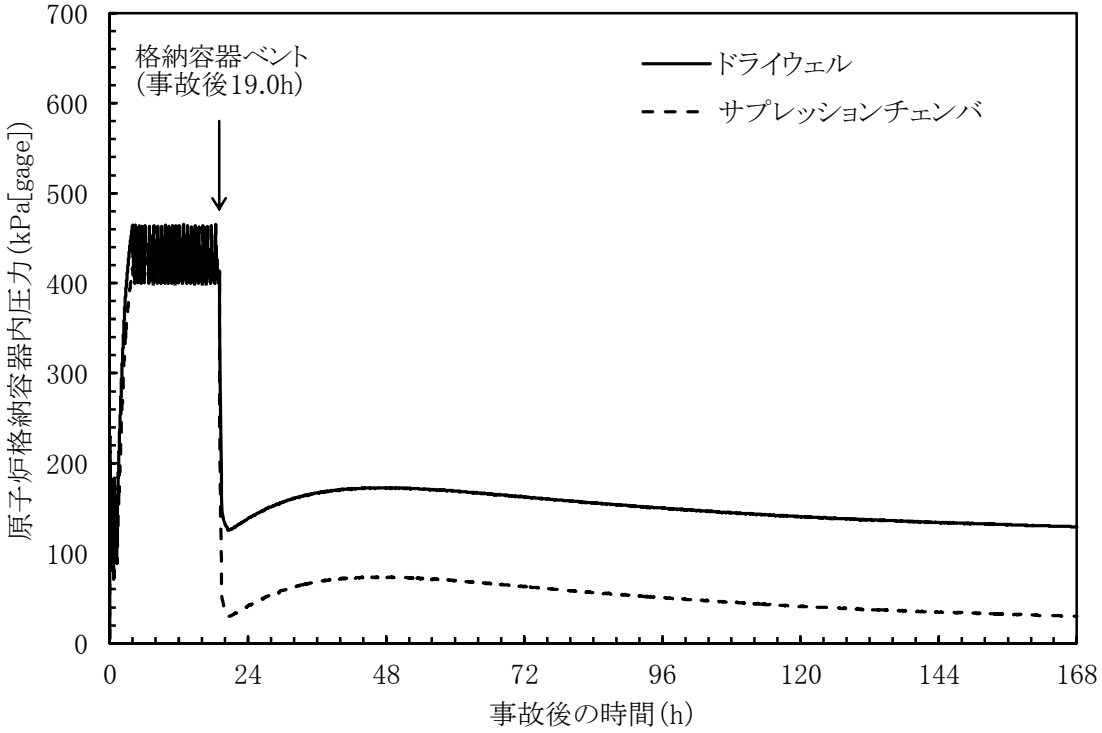


図 4－29　格納容器内圧力の変化（炉心の著しい損傷が発生した場合）

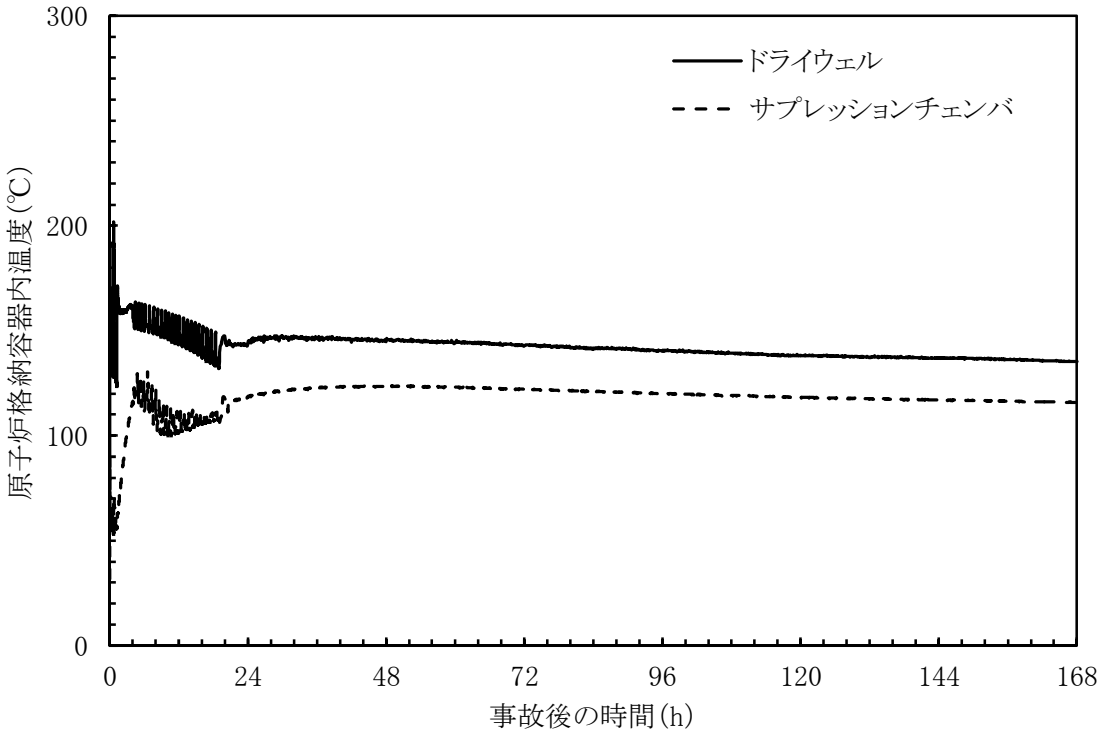


図 4－30　格納容器内温度の変化（炉心の著しい損傷が発生した場合）

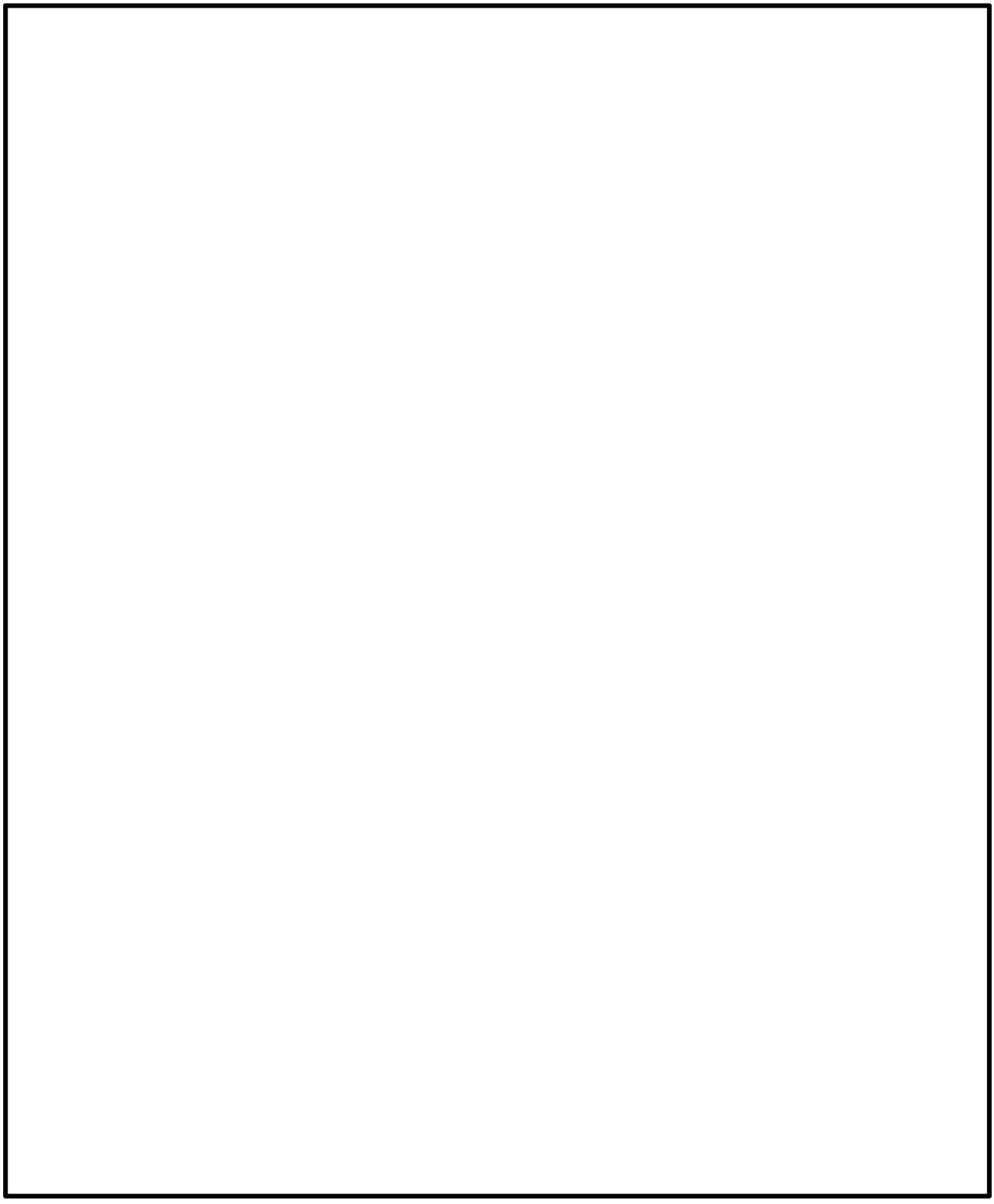


図 4－31　中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル(1／2)

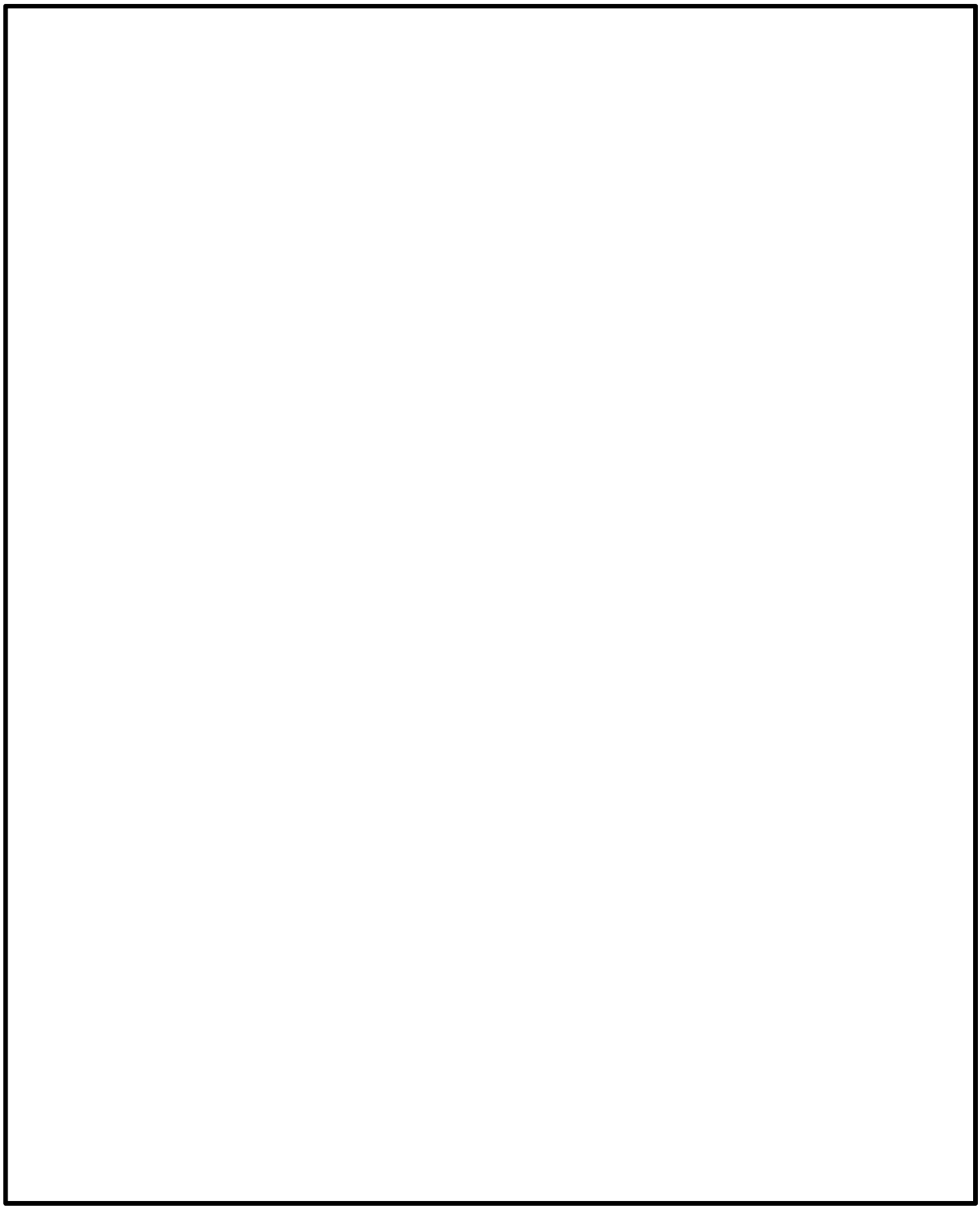


図 4－32　中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル(2／2)

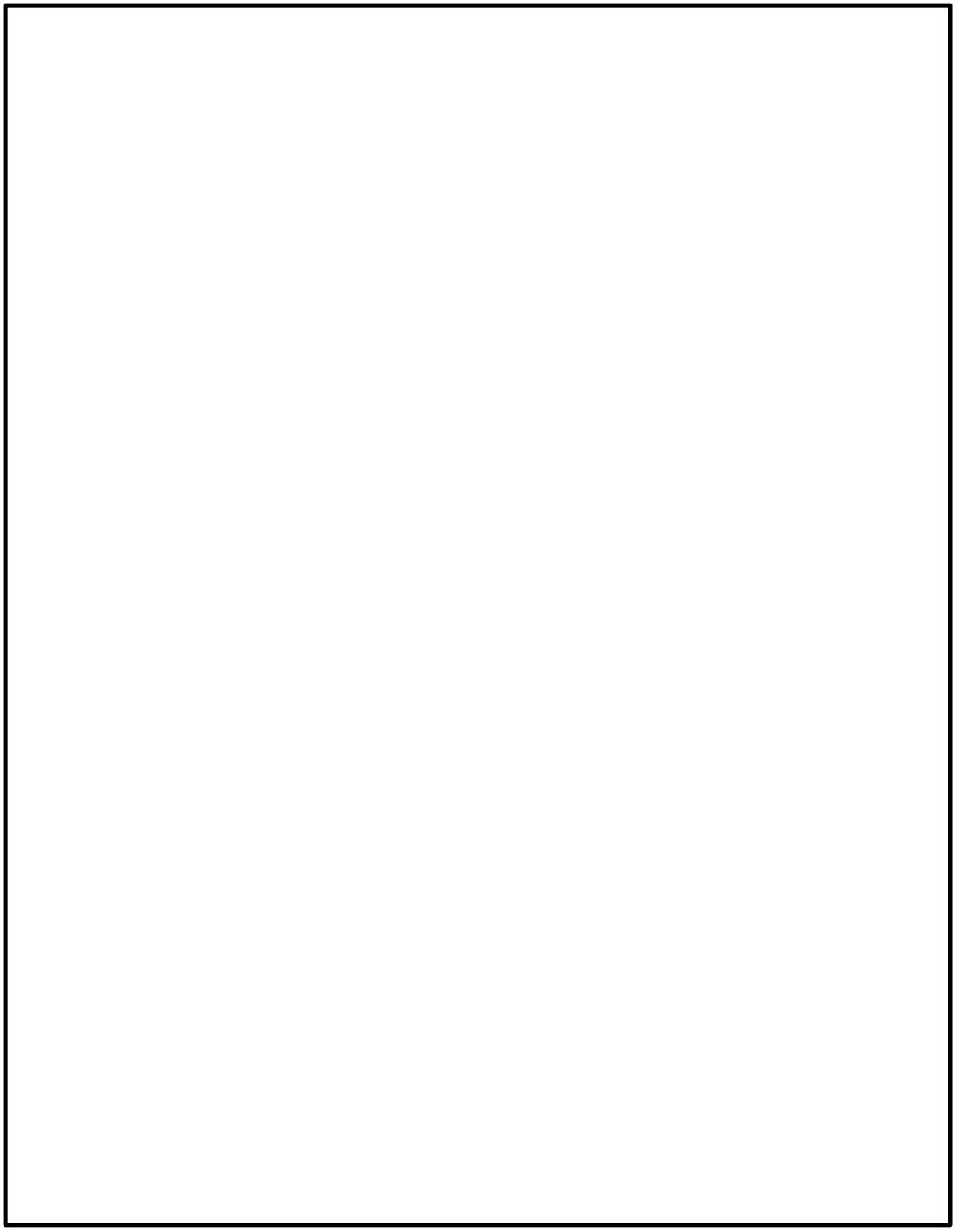


図 4－33　入退域被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル

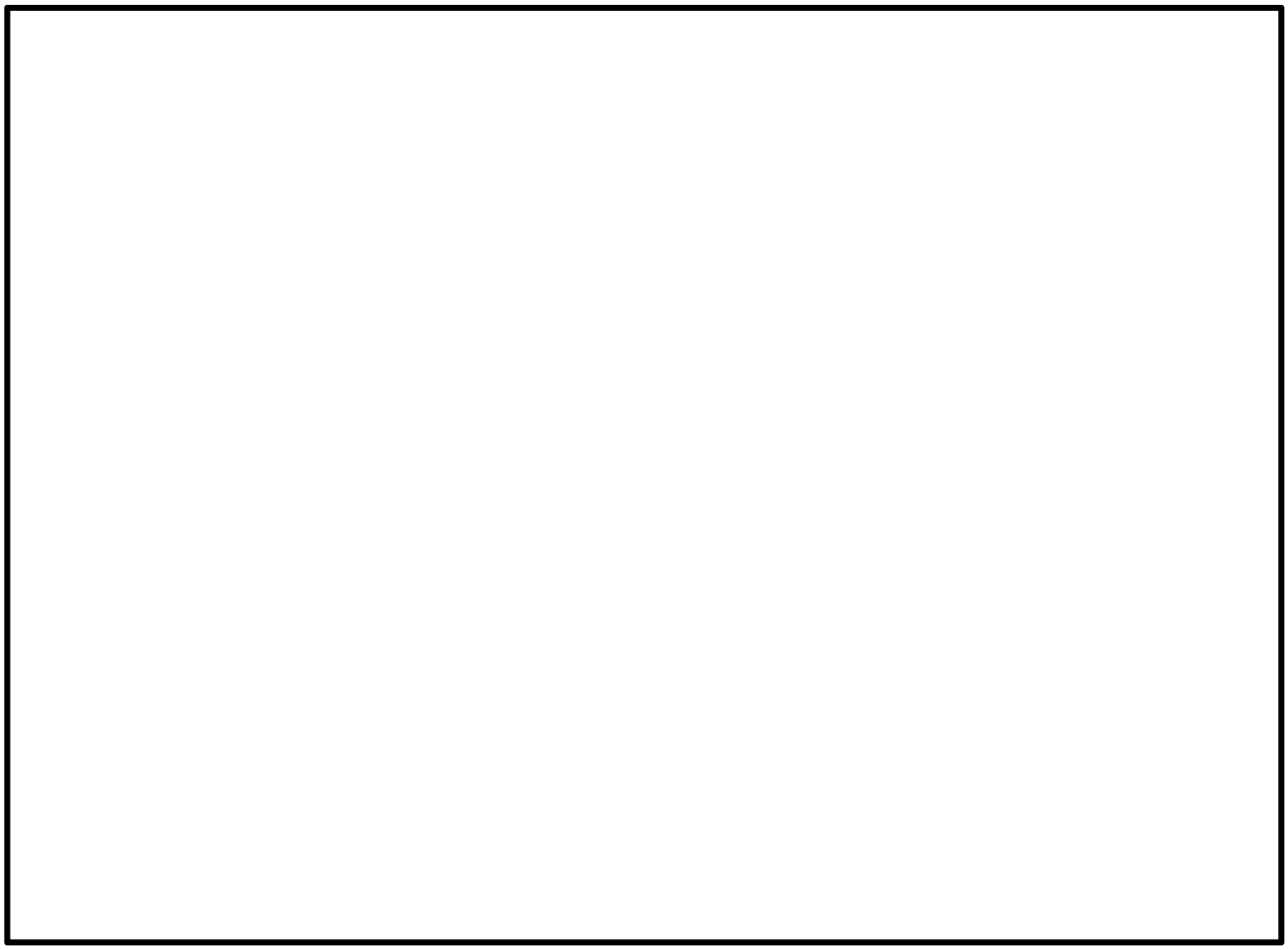


図 4－34　中央制御室換気系系統図

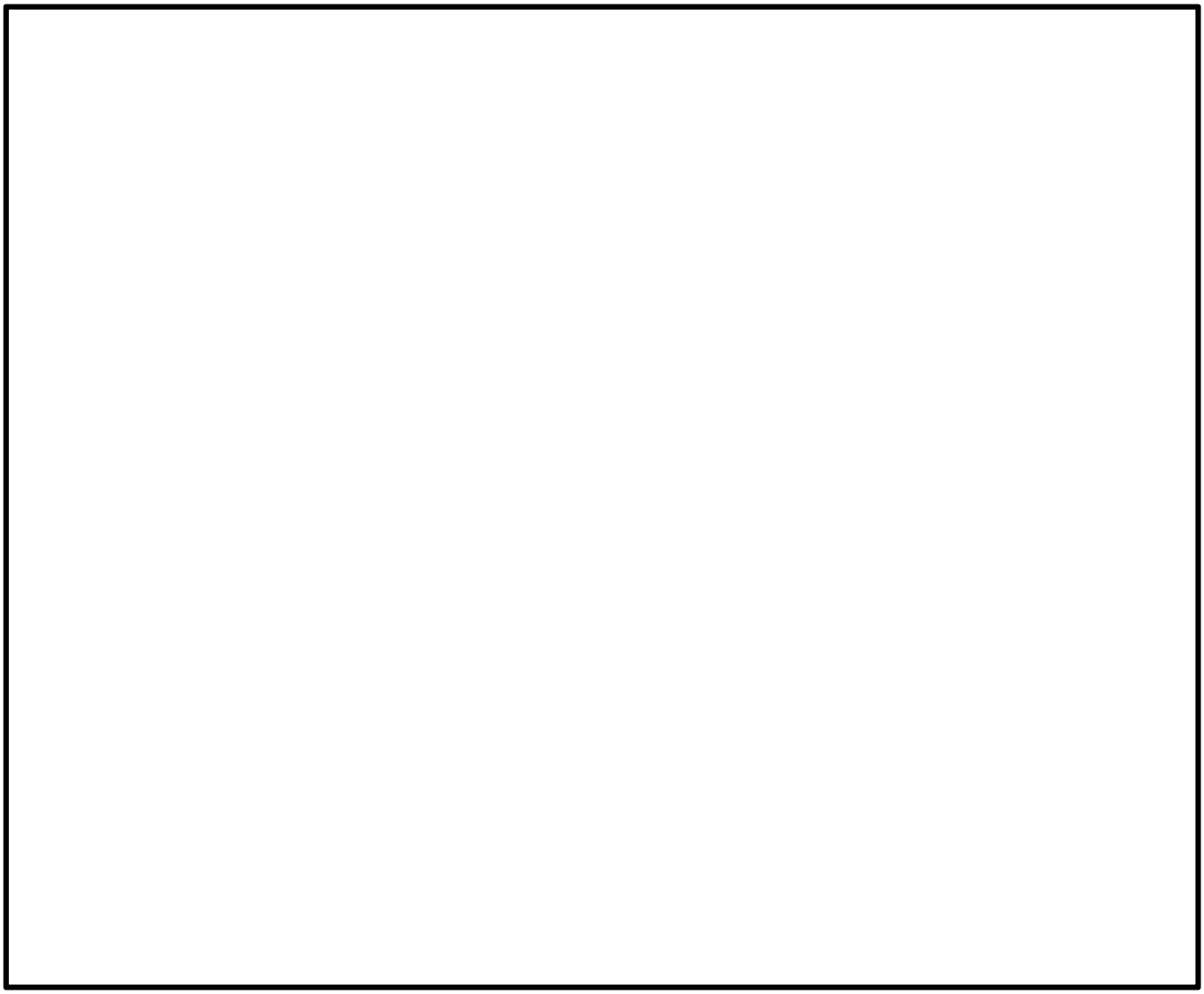


図 4－35　中央制御室待避室空気ボンベ系統図

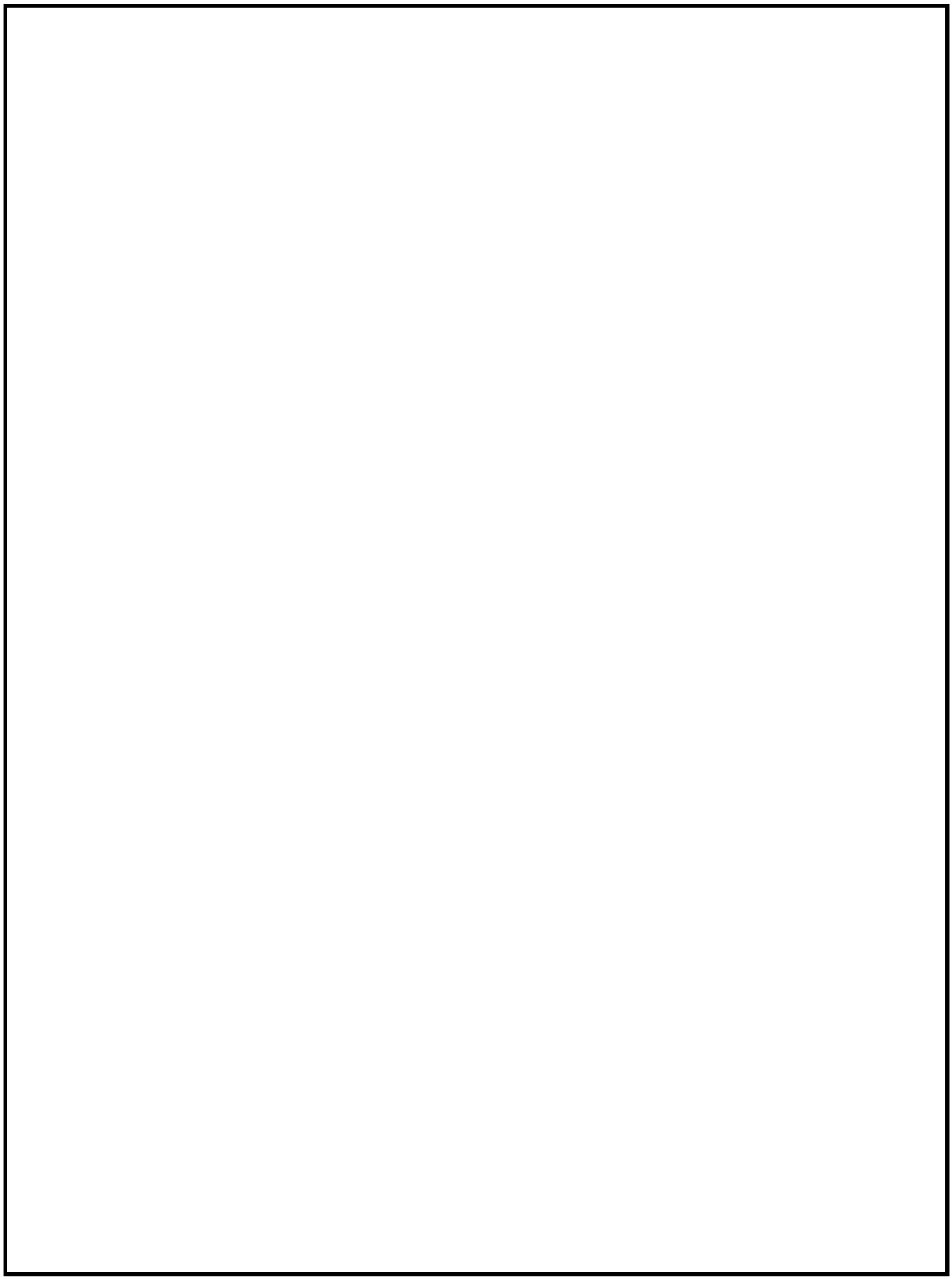


図 4-36　中央制御室及び中央制御室待避室バウンダリ体積

空気流入率試験について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1 号平成 21 年8 月12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で0.47回／h（±0.012（95 %信頼限界値））である。試験結果の詳細は第1.1表に示す。

第1.1表　東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

<table>
<tr><td>項 目</td><td colspan="4">内 容</td></tr>
<tr><td>試験日程</td><td colspan="4">平成27年2月24日～平成27年2月26日
（試験時のプラント状態：停止中）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">空気流入率測定
試験における
均一化の程度</td><td>系 統</td><td colspan="3">トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ
：（測定値－平均値）／平均値（%）</td></tr>
<tr><td>A系</td><td colspan="3">－7.6～7.0 %</td></tr>
<tr><td>B系</td><td colspan="3">－5.7～8.1 %</td></tr>
<tr><td>試験手法</td><td colspan="4">内規に定める空気流入率測定試験手法のうち
「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて実施</td></tr>
<tr><td rowspan="5">適用条件</td><td colspan="2">内 容</td><td>適用</td><td>備考</td></tr>
<tr><td colspan="2">トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10 %以内か。</td><td>○</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">決定係数R^2が0.90以上であること。</td><td>－</td><td>均一化の目安を満足している</td></tr>
<tr><td colspan="2">①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。</td><td>－</td><td>均一化の目安を満足している</td></tr>
<tr><td colspan="2">②特異点の除外が，１時点の全測定データ個数の10 %以内であること。</td><td>－</td><td>特異点の除外はない</td></tr>
<tr><td colspan="2">③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。</td><td>－</td><td>特定の区画を排除せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">試験結果</td><td>系統</td><td>空気流入率
(±以下は95 %信頼限界値)</td><td colspan="2">決定係数R^2</td></tr>
<tr><td>A系</td><td>0.47 回/h（±0.012）</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>B系</td><td>0.44 回/h（±0.012）</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>特記事項</td><td colspan="4">－</td></tr>
</table>

中央制御室換気空調設備のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタは十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

1. 中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室換気系高性能粒子フィルタの放射性微粒子の保持容量は，375 g/枚であり，中央制御室換気系高性能粒子フィルタの枚数は，6 枚（1 系統）で，保持容量は 2250 g となる。

2. 中央制御室換気系チャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室換気系チャコールフィルタの活性炭充てん量は，16.5 kg/ﾄﾚｲ×6 個（1 系統）で 99 kg であり，吸着容量は，99 g（1 g/kg×99 kg）となる。

中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量を第 2.1 表に示す。

第 2.1 表　中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量

	保持容量／吸着容量
中央制御室換気系高性能粒子フィルタ	2250 g
中央制御室換気系チャコールフィルタ	99 g

運転員の交替要員体制について

1. 設計基準事故時

(1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり，平常時の直交替である 5 直 2 交替を考慮した。直交替サイクルを第 3.1.1 表に，評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 3.1.2 表に示す。

第 3.1.1 表　運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45（13 時間 45 分）
2 直	21:30～8:15（10 時間 45 分）

第 3.1.2 表　直交替スケジュール

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1直 8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D
2直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E
指定休	／	D	／	A	／	B	／	C	／	D	／	A	／	B	／	C	／	E	／	A	／	B	／	C	／	E	／	A	／	B
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると，A 班の

中央制御室滞在時間：196 時間（1 直 8 回＋2 直 8 回）

が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

中央制御室の滞在時間割合＝196h／(24h×30 日)≒0.27222

(2) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は，建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め，その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は，入退域（片道）に必要な時間を 15 分とし以下のように求める。

入退域の時間割合＝8h／(24h×30 日)≒0.001111

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は，実態の勤務形態（5 直 2 交替）に基づき設定した。被ばく評価においては，事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に，勤務スケジュール上，最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。また，班当たりの線量が高くなる場合には，被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものとし評価を行った。

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

被ばく評価の勤務形態については，事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響の大きくなることから，勤務スケジュール上，最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は第 3.2.1 表に示すとおりである。また，事故発生直後に滞在している班（A班）は，線量が高くなることから，被ばくの平準化のため，2 日目以降は，A班の代わりに日勤業務の班（E班）が滞在するものとし評価を行った。なお，入退域時の被ばく評価については，入退域（片道）に必要な時間を 15 分とし評価を行った。

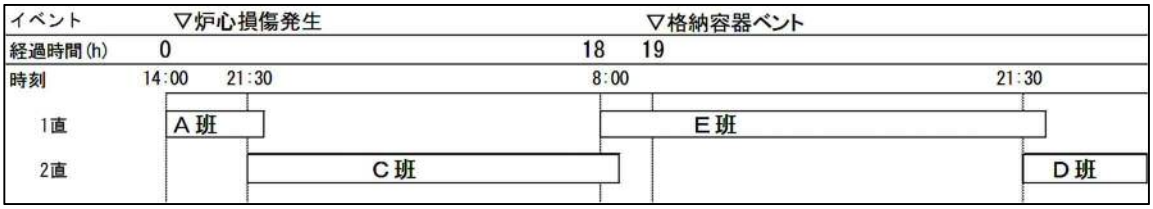
第 3.2.1 表　想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15
日勤業務	―

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A班	1 直						
B班			1 直	1 直		2 直	2 直
C班	2 直				1 直	1 直	
D班		2 直	2 直				1 直
E班		1 直		2 直	2 直		

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなることから，ベント実施直前に交替し，ベント実施時に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（E班がベント実施時に滞在する場合）を想定し，以下の勤務スケジュールで評価を行った。



②事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

事故発生直後（事象発生から 2 時間）は換気系が停止していることから被ばくの影響が大き

くなることから，事故発生時に交替し，事故発生直後に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（Ａ班が事故発生直後に滞在する場合）を想定し，以下の勤務スケジュールで評価を行った。



(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第 3.2.2 表及び第 3.2.3 表に，格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 3.2.4 表及び第 3.2.5 表示す。この結果，最も被ばく線量が大きくなるのは，事故発生直後に滞在時間が最長となる場合のＡ班であり，実効線量は 60 mSv となった。

第 3.2.2 表　格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の
被ばく評価結果（マスクを考慮）　(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	5.9×10^{1}							5.9×10^{1}
B 班			1.3×10^{1}	9.9×10^{0}		5.7×10^{0}	4.8×10^{0}	3.4×10^{1}
C 班	2.2×10^{1}				7.9×10^{0}	6.5×10^{0}		3.7×10^{1}
D 班		1.5×10^{1}	1.1×10^{1}				7.8×10^{0}	3.4×10^{1}
E 班		4.4×10^{1}		8.5×10^{0}	6.9×10^{0}			6.0×10^{1}

第 3.2.3 表　格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（E 班）の
被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	4.5×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	1.4×10^{1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10^{1}
	（内訳）　内部被ばく 外部被ばく	2.2×10^{0} 1.0×10^{1}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	4.9×10^{0}
	小　計　(①＋②＋③)	3.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	5.9×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{-2}
	（内訳）　内部被ばく 外部被ばく	4.6×10^{-3} 1.3×10^{-2}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	2.7×10^{1}
	小　計　(④＋⑤)	2.7×10^{1}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		5.97×10^{1}

第 3.2.4 表　事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の
被ばく評価結果（マスクを考慮）　(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	6.0×10^{1}							6.0×10^{1}
B 班			1.2×10^{1}	9.3×10^{0}		5.5×10^{0}	2.7×10^{0}	3.0×10^{1}
C 班	4.0×10^{1}				7.5×10^{0}	6.2×10^{0}		5.4×10^{1}
D 班		1.4×10^{1}	1.0×10^{1}				5.2×10^{0}	2.9×10^{1}
E 班		2.4×10^{1}		8.0×10^{0}	6.6×10^{0}			3.9×10^{1}

第 3.2.5 表　事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班
（A班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	9.6×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	4.6×10^{1}
	（内訳）　内部被ばく	4.0×10^{1}
	外部被ばく	5.3×10^{0}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	4.7×10^{0}
	小　　計　（①＋②＋③）	5.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	6.9×10^{-3}
	（内訳）　内部被ばく	1.3×10^{-3}
	外部被ばく	5.6×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	8.0×10^{0}
	小　　計　（④＋⑤）	8.3×10^{0}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		6.04×10^{1}

(3) 入退域時（交替時）の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は，建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求め，その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は，入退域（片道）に必要な時間を 15 分※1 とし以下のように求める。

入退域の時間割合＝（0.5h／直×2 直／日／5 直）／24h／日≒0.00833

※1 直と 2 直の平均勤務時間は 12 時間 15 分であり，そのうち片道 15 分，往復 30 分を入退域時間と見込んでいる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋外側ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に，高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に漏えい，拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため，建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合，原子炉建屋ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することが困難となり，放射性物質の放出経路としては排気筒ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価

(1) 原子炉冷却材喪失

a．評価条件（放出位置）

非常用ガス処理系排気筒出口

被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b．原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇は生じないことから，原子炉建屋外側ブローアウトパネルは開放しない。また，破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し，原子炉水位低（レベル３）信号設定点に到達することで，原子炉建屋ガス処理系が自動起動することから，放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口となる。

c．結論

ブローアウトパネルの状態を考慮しても，放射性物質の放出位置として非常用ガス処理系排気筒出口とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a．評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b．原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

建屋内の圧力上昇によりブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建屋外側ブローアウトパネルを想定する。そのため，原子炉建屋ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉

棟内を負圧に維持することが困難となり，放射性物質の放出経路は排気筒ではなく地上放出相当として評価点(中央制御室)に最も近接するブローアウトパネルを放出位置として設定する。

なお，「原子炉設置許可申請書　添付書類十　4.2 仮想事故　4.2.2　主蒸気管破断」の周辺公衆の線量評価においては，タービン建屋から地上放出するとしており，原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態に関係はなく，原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

ｃ．結論

ブローアウトパネルの状態を考慮しても，放射性物質の放出経路として地上放出を設定することは妥当である。

2.　中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

ａ．評価条件（放出位置）

事象発生から 2 時間まで：地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

事象発生から 2 時間以降：非常用ガス処理系排気筒出口

ベント実施時：格納容器圧力逃がし装置出口

審査ガイドでは「選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定」とされている。

ｂ．原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇は生じないことから，原子炉建屋外側ブローアウトパネルは開放しない。

しかし，全交流動力電源喪失を想定しており，事象発生 2 時間までは原子炉建屋ガス処理系に期待できないことから，地上放出相当とし，放出点としては放射性物質が漏えいする可能性がある評価点(中央制御室)に最も近接しているブローアウトパネル位置を設定している。

事象発生 2 時間以降，常設代替高圧電源装置によって電源が復旧し，原子炉建屋ガス処理系を起動することを想定し，放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口としている。

なお，ベント実施時には格納容器圧力逃がし装置出口からの放出を想定する。

ｃ．結論

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態を考慮しても，放射性物質の放出経路として地上放出，非常用ガス処理系排気筒出口及び格納容器圧力逃がし装置出口を設定しており妥当である。

第 4.1 表　放出点の代表例(被ばく評価手法（内規）解説表 5.8.1 抜粋)

型式	事故	放出点の位置
ＢＷＲ型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	建屋＋0.5Ｌの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
	主蒸気管破断	建屋＋0.5Ｌの範囲内 (ブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋)

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに　…… 別紙 1-3

2.　解析コードの概要　…… 別紙 1-4
2.1　ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ　…… 別紙 1-4
2.2　ＡＮＩＳＮ　…… 別紙 1-4
2.3　Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ　…… 別紙 1-4
2.4　ＯＲＩＧＥＮ２　…… 別紙 1-4
2.5　ＭＡＡＰ　…… 別紙 1-4

1. はじめに

本資料は，Ⅴ-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」に示す。

2.2 ＡＮＩＳＮ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-11 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＡＮＩＳＮ」に示す。

2.3 Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-12 計算機プログラム（解析コード）の概要・Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ」に示す。

2.4 ＯＲＩＧＥＮ２

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-7 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＯＲＩＧＥＮ２」に示す。

2.5 ＭＡＡＰ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-13 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＭＡＡＰ」に示す。

Ⅴ-1-8　原子炉格納施設の説明書

目次

Ⅴ-1-8-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
Ⅴ-1-8-1-別添１　原子炉格納容器　重大事故時の閉じ込め機能健全性について
Ⅴ-1-8-1-別添1-別紙１　原子炉格納容器　評価温度・圧力の評価における経年劣化の影響について
Ⅴ-1-8-1-別添1-別紙２　原子炉格納容器　評価温度・圧力負荷後の耐震性の影響について
Ⅴ-1-8-1-別添1-別紙３　原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について
Ⅴ-1-8-1-別添２　コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計
Ⅴ-1-8-1-別添３　格納容器圧力逃がし装置の設計

Ⅴ-1-8-2　原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

Ⅴ-1-8-3　原子炉格納施設の基礎に関する説明書

Ⅴ-1-8-4　圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書
Ⅴ-1-8-4-別添１　重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

Ⅴ-1-8-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

目　　次

1.　概要 …… 1

2.　基本方針 …… 2

3.　原子炉格納施設の設計条件 …… 6
3.1　設計基準事故時における設計条件 …… 6
3.1.1　最高使用圧力及び最高使用温度 …… 6
3.1.2　漏えい率に対する設計条件 …… 7
3.1.3　最低使用温度 …… 7
3.1.4　使用材料 …… 7
3.1.5　耐圧試験圧力 …… 9
3.1.6　開口部 …… 9
3.1.7　配管貫通部 …… 9
3.1.8　電気配線貫通部 …… 9
3.1.9　原子炉格納容器隔離弁 …… 10
3.1.10 原子炉格納容器体積 …… 21
3.1.11 原子炉格納容器安全設備 …… 21
3.1.12 許容外圧 …… 21
3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法 …… 21
3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差 …… 23
3.1.15 真空破壊装置 …… 23
3.1.16 原子炉建屋原子炉棟 …… 24
3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備 …… 24
3.1.18 放射性物質濃度制御設備 …… 24
3.1.19 原子炉格納容器調気設備 …… 25
3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重 …… 25
3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重 …… 32
3.1.22 荷重の組合せ …… 34
3.1.23 繰返し荷重に対する解析 …… 36
3.2　重大事故等時における設計条件 …… 39
3.2.1　重大事故等時の評価温度，評価圧力 …… 39
3.2.2　重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能 …… 43
3.2.3　重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 …… 44
3.2.4　重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 …… 45
3.2.5　重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 …… 46
3.2.6　重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 …… 49

3.2.7　重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能 ····· 50
3.2.8　原子炉格納容器外面への放水設備等 ····· 50
3.2.9　重大事故等時の動荷重 ····· 52
3.2.10 荷重の組合せ ····· 53

4.　重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認 ····· 55
4.1　重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価 ····· 55
4.1.1　評価方針 ····· 55
4.1.2　評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 ····· 55
4.1.3　評価方法 ····· 58
4.1.4　評価結果 ····· 62
4.2　その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認 ····· 70
4.2.1　確認内容 ····· 70
4.2.2　確認結果 ····· 70

別添1　原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について
別添2　コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計
別添3　格納容器圧力逃がし装置の設計

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 44 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり，最高使用圧力，最高使用温度，設計漏えい率，最低使用温度，使用材料（原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む），耐圧試験圧力，開口部，配管貫通部，電気配線貫通部，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器体積，原子炉格納容器安全設備，許容外圧，圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法，ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差，真空破壊装置，原子炉建屋原子炉棟，可燃性ガス濃度制御設備，放射性物質濃度制御設備，原子炉格納容器調気設備，原子炉冷却材喪失時の荷重，逃がし安全弁作動時の荷重，荷重の組合せ，繰返し荷重に対する解析について説明する資料である。

また，技術基準規則第 63，64，65，66，67，68，70 及び 71 条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能，重大事故等時の動荷重，荷重の組合せについても説明するとともに，重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

2. 基本方針

原子炉格納施設は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

設計基準事故時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は，設計基準事故時において原子炉冷却材配管のもっとも苛酷な破断を想定し，これにより放出される原子炉冷却材のエネルギによる原子炉冷却材喪失時の最大の圧力及び最高の温度に耐える設計とする。また，原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において，原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。なお，原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は，「BWR. MARK Ⅱ型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき実施する。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ，所員用エアロック，配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち，原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力，温度，放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに，漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は，安全保護装置からの信号により，自動的に閉鎖する動力駆動弁，チェーンロックが可能な手動弁，キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし，原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに，原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を設置する設計とする。また，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため，可燃性ガス濃度制御系及び不活性ガス系を設置する設計とする。なお，原子炉冷却材喪失事故後，ドライウェル内蒸気の凝縮が進み，ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に，サプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止するため，真空破壊装置を設置する設計とする。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように，非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系を設置する設計とする。

また，重大事故等時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は，重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出

することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また，耐圧強化ベント系は，格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお，窒素ガス代替注入系は，可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために，窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウェル内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は，代替循環冷却系ポンプにより，サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し，原子炉格納容器内へスプレイするとともに，原子炉注水及びサプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで，原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお，窒素ガス代替注入系は，可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために，窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型）及びペデスタル排水系は，常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水し，溶融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また，溶融炉心が原子炉圧力容器からペデスタル（ドライウェル部）へ落下する場合に，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設ける。

溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），高圧代替注水系，代替循環冷却系及びほう酸水注入系は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内おける水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素供給装置は，原子炉格納容器内を不活性化するため，原子炉格納容器内に窒素を供給することで，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし，排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け，可燃性ガスを排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお，窒素ガス代替注入系は，可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために，窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し，非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで，原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。また，静的触媒式水素再結合器は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は，可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し，放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して，海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また，海洋拡散抑制設備は，汚濁防止膜（可搬型）を汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水桝及び放水路に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが，設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200 ℃の温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

上記の設計のため，解析コードは「ＭＳＣ ＮＡＳＴＲＡＮ」，「ＡＢＡＱＵＳ」，「ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」，「ＯＲＩＧＥＮ２」，「ＡＮＩＳＮ」，「Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ」及び「ＭＡＡＰ」を用いる。なお，評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については，添付書類「Ⅴ-5-1　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＭＳＣ ＮＡＳＴＲＡＮ」，添付書類「Ⅴ-5-5 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＡＢＡＱＵＳ」，添付書類「Ⅴ-5-6　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」，添付書類「Ⅴ-5-7　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＯＲＩＧＥＮ２」，添付書類「Ⅴ-5-11　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＡＮＩＳＮ」，添付書類「Ⅴ-5-12　計算機プログラム（解析コード）の概要・Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ」及び添付書類「Ⅴ-5-13　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＭＡＡＰ」に示す。

3.　原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と，重大事故等時における設計条件に分類し，項目ごとに説明する。

3.1　設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として，施設時に適用した「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 45 年通商産業省令　告示第５０１号，以下「告示第５０１号」という。）に基づき最高使用圧力（設計圧力），最高使用温度（設計温度），最低使用温度等を設定し，原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

3.1.1　最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならないため，解析から得られる原子炉格納容器の最高内圧及び最高温度を上回るように設定する。

解析の際の初期条件は，表 3-1 に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表3-1　解析に用いた初期条件

	ドライウェル	サプレッション・チェンバ
圧　　力	[redacted] kPa[gage]	[redacted] kPa[gage]
温　　度	[redacted] ℃	[redacted] ℃

解析結果による最高圧力及び最高温度は表 3-2 に示す値となる。

表3-2　解析結果による最高圧力及び最高温度*1

	ドライウェル	サプレッション・チェンバ
圧　　力	[redacted] kPa	[redacted] kPa
温　　度	[redacted] ℃	[redacted] ℃

注記　＊1：記載内容は，昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表 3-3 に示す値とする。

表3-3　最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウェル	サプレッション・チェンバ
圧　　力	310 kPa	310 kPa
温　　度	171 ℃	104.5 ℃

3.1.2　漏えい率に対する設計条件

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は，安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の環境への放射性物質の異常な放出において，判断基準（実効線量5 mSv以下）を満足することが確認されている設計漏えい率0.5 %/d以下（常温，空気，最高使用圧力の0.9倍において）とする*1。

注記　＊1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十　3.事故解析 3.4.4原子炉冷却材喪失 における解析条件

3.1.3　最低使用温度

告示第５０１号で規定されている原子炉格納容器バウンダリの最低使用温度を表3-4に示す。

表3-4　原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウェル	サプレッション・チェンバ
最低使用温度	0 ℃	0 ℃

ドライウェル，サプレッション・チェンバとも同じ値である。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時を考慮して決めたものであり，建設時を除けば，原子炉建屋内にあるため，常用換気系により10 ℃以上に保たれる。

3.1.4　使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため，告示第５０１号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い，これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

(1)　原子炉格納容器本体の脆性破壊防止

a.　概要

原子炉格納容器本体は，施設時に適用された「告示第５０１号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第８１号）（以下「省令第８１号」という。）に基づき，材料，設計及び製作において，次の試験を実施し，脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

(a)　原子炉格納容器本体の材料は，告示第５０１号第20条第3項に規定する衝撃試験を行い，同条第4項に規定する合格基準に示す合格基準に適合するものを使用する。

(b)　原子炉格納容器本体の溶接部は，省令第８１号第37条第4項に規定する試験板について第40条の規定に基づき，衝撃試験を行い，同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領

(a) 原子炉格納容器本体の材料に関する確認

本体材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ. 対象材料

第二種容器（外径が 115 mm 以下の管，フランジおよび管継手を除く。）に使用する材料のうち，オーステナイト系ステンレス鋼および非鉄金属以外のものであって厚さが 13 mm(細粒化処理を行ない,かつ,焼ならしを行ったものにあっては,16 mm)以上のものに限る。

ロ. 材料

原子炉格納容器本体において，該当する材料はSGV49相当である。

ハ. 試験温度

試験温度は，-17 ℃とする。これは最低使用温度（0 ℃）より17 ℃低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は，3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギが次の表の値以上であるものを合格とする。

吸収エネルギ	
3 個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

(b) 原子炉格納容器本体の溶接部に関する確認

本体の溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

イ. 対象溶接部

第二種容器の突合せ溶接による溶接部のうち，材料がオーステナイト系ステンレス鋼および非鉄金属以外のものであって，板の厚さが 13 mm（細粒化処理および焼ならしを行ったものにあっては，16 mm）以上であり，かつ，管にあっては，外径が 115 mm 以上のものに限る。

ロ. 母材の材料

原子炉格納容器本体において，該当する溶接部の母材はSGV49相当である。

ハ. 試験温度

試験温度は，-17 ℃とする。これは最低使用温度（0 ℃）より17 ℃低い温度である。

ニ. 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部から，それぞれ3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギが次の表の値以上であるものを合格とする。

なお，再試験は省令第８１号第42条の規定による。

吸収エネルギ	
3個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

3.1.5　耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は,施設時に適用された告示第５０１号第74条に基づき,設計圧力279 kPa（2.85 kg/cm^2）の1.25倍である349 kPa（3.56 kg/cm^2）で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より，原子炉格納容器の耐圧試験圧力349 kPa（3.56 kg/cm^2）とする。

3.1.6　開口部

開口部となるドライウェルヘッドフランジ，機器搬入口ハッチ，サプレッション・チェンバアクセスハッチ（以下「ハッチ類」という。）及び所員用エアロックは十分な気密性を保つ設計とし,想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として,判定基準に適切な余裕係数を見込み,日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（ＪＥＡＣ４２０３）に定める漏えい試験のうちＢ種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは，扉の開閉状態を管理するため，所員用エアロックの扉が開いた場合には中央制御室に警報を発信する。また，所員用エアロックの扉は，両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は，原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の胴板が溶接固定されており，ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し，気密性を保つ設計とする。

3.1.7　配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は，原子炉冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力，温度を考慮した最高使用温度，湿度，放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

3.1.8　電気配線貫通部

電気配線貫通部は，原子炉冷却喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力，温度を考慮した最高使用温度，湿度，放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるよう，それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

3.1.9　原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は，施設時に適用された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和 40 年通商産業省令第６２号，以下「省令第６２号」という。）第 32 条第 3 項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。

(1)　設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は，安全保護装置からの信号により，自動的に閉鎖する動力駆動弁，チェーンロックが可能な手動弁，キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし，原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか，又は原子炉格納容器内に開口し，原子炉格納容器を貫通している各配管は，原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて，原則として原子炉格納容器の内側に 1 個，外側に 1 個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく，かつ，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に，原子炉格納容器内で水封が維持され，かつ，原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が，原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については，原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも 1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

また，原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は，遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は，一方の側の設置箇所における管であって，湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所，配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には，貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には，圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故時及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却系，可燃性ガス濃度制御系，不活性ガス系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）で原子炉格納容器を貫通する配管，その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり，かつ，当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は，自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし，原則遠隔操作が可能であり，設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可

能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には，オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置し，流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また，隔離弁のうち，隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余裕係数を見込み，日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（ＪＥＡＣ４２０３）に定める漏えい試験のうちＣ種試験ができる設計とする。また，隔離弁は，動作試験ができる設計とする。

(2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は，以下の項目を満足し，原子炉格納容器バウンダリを構成する。

a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は，隔離信号により自動的に閉止しないが，必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり，原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。

b. 2 個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は，駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに，閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され，隔離機能は喪失しない。

c. 隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない。

自動隔離弁への隔離信号は，原子炉水位低，ドライウェル圧力高あるいは，放射能レベル高及び手動である。

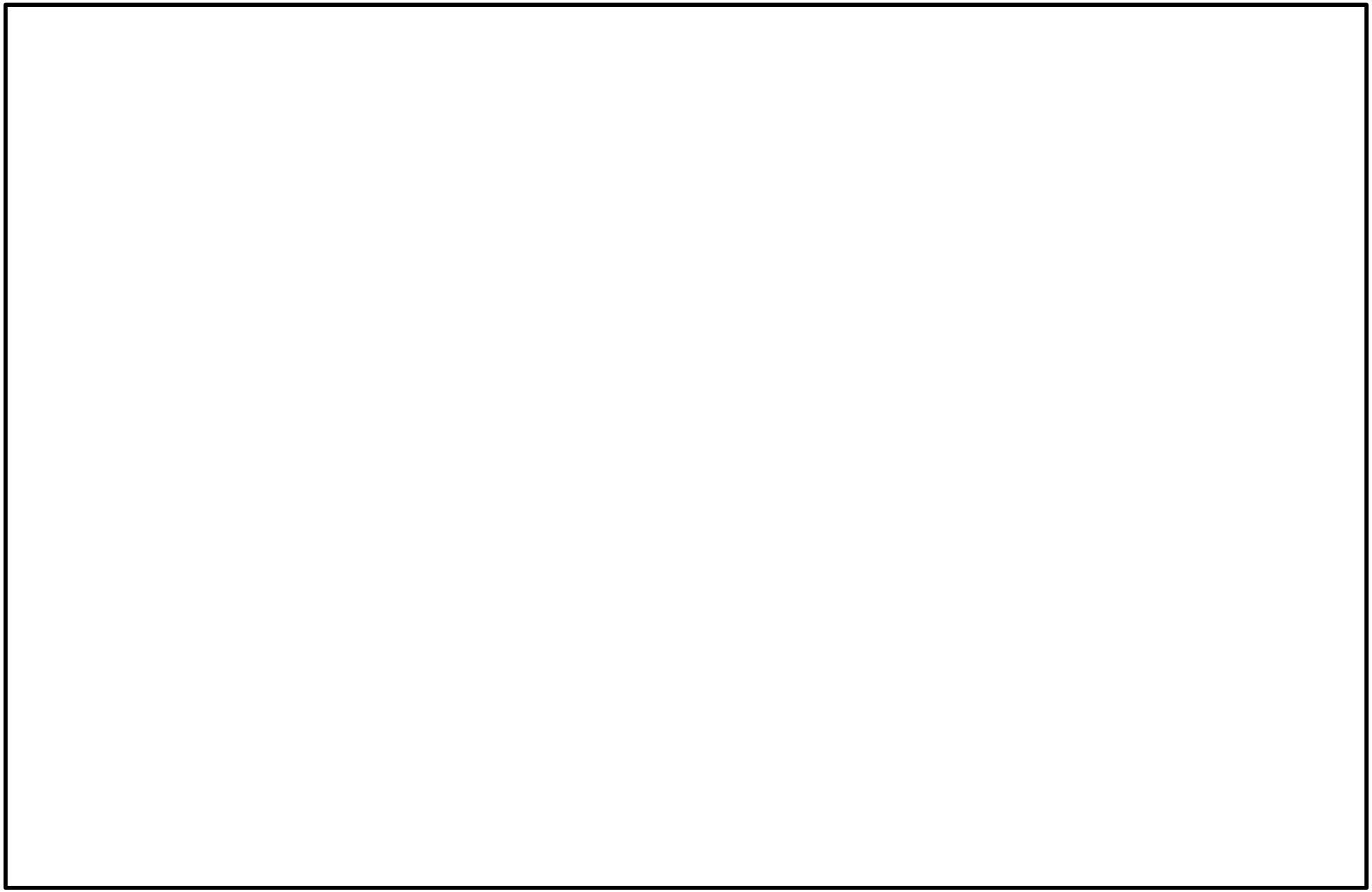


図 3-1　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

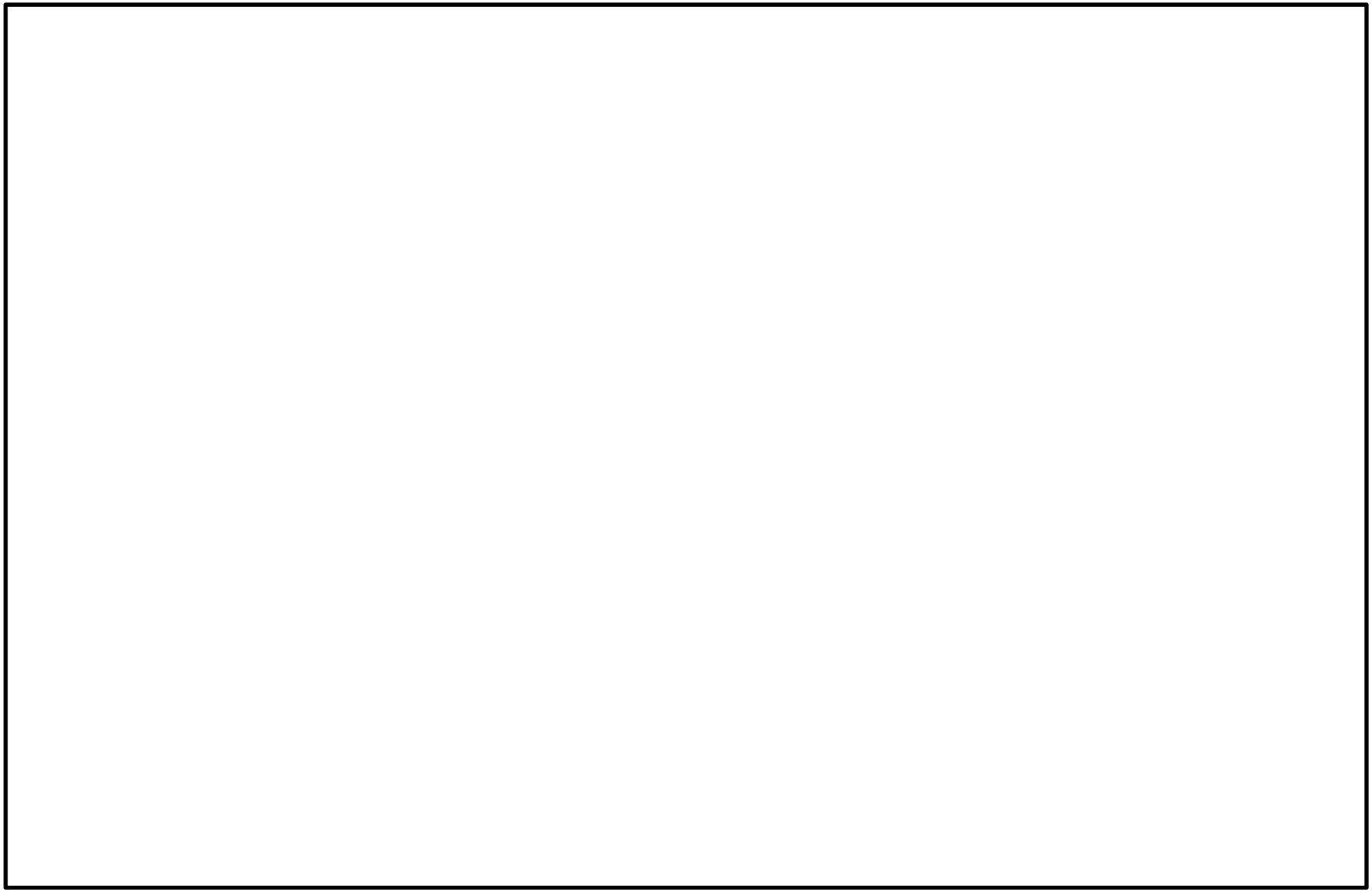


図 3-2　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

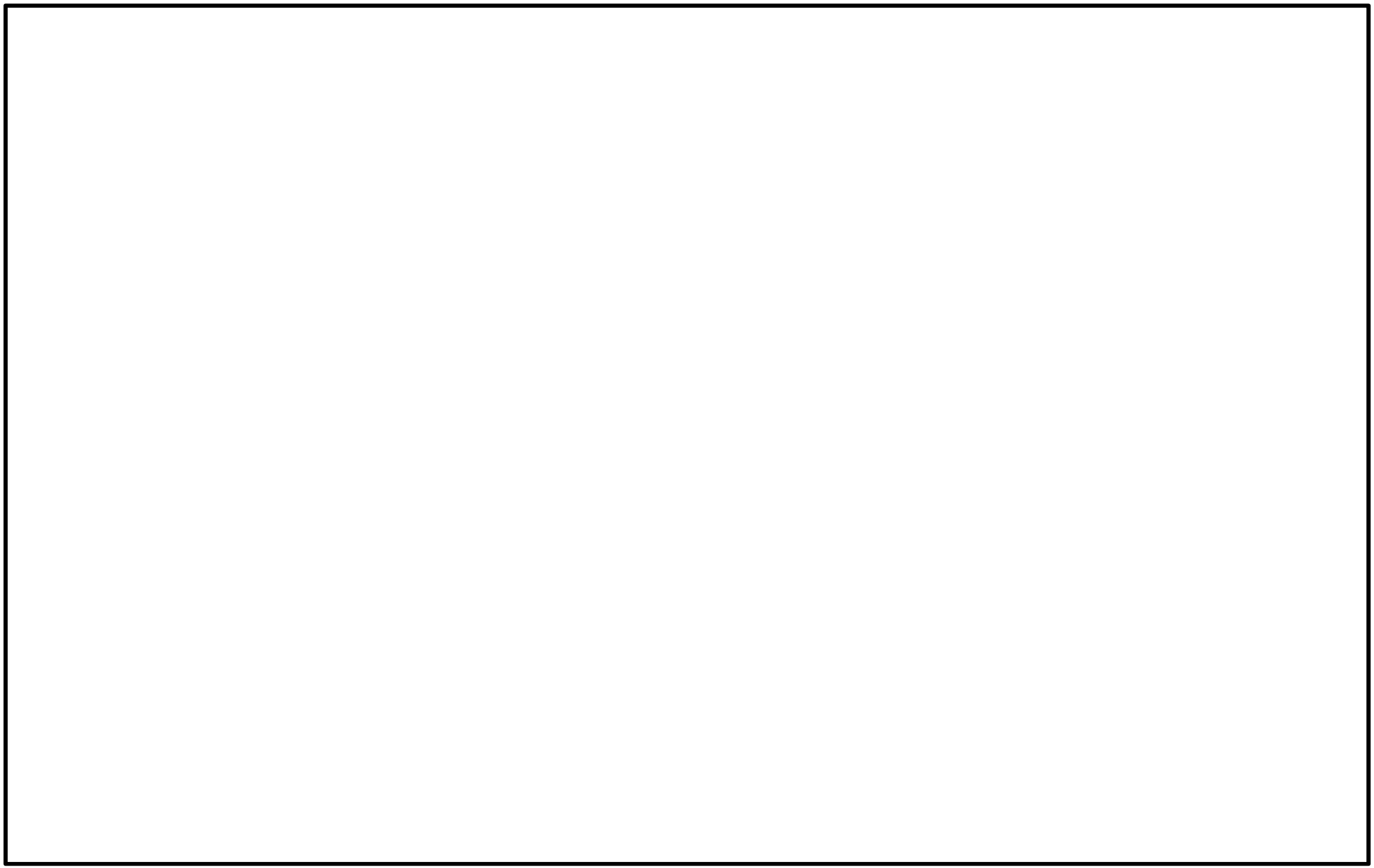


図 3-3　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

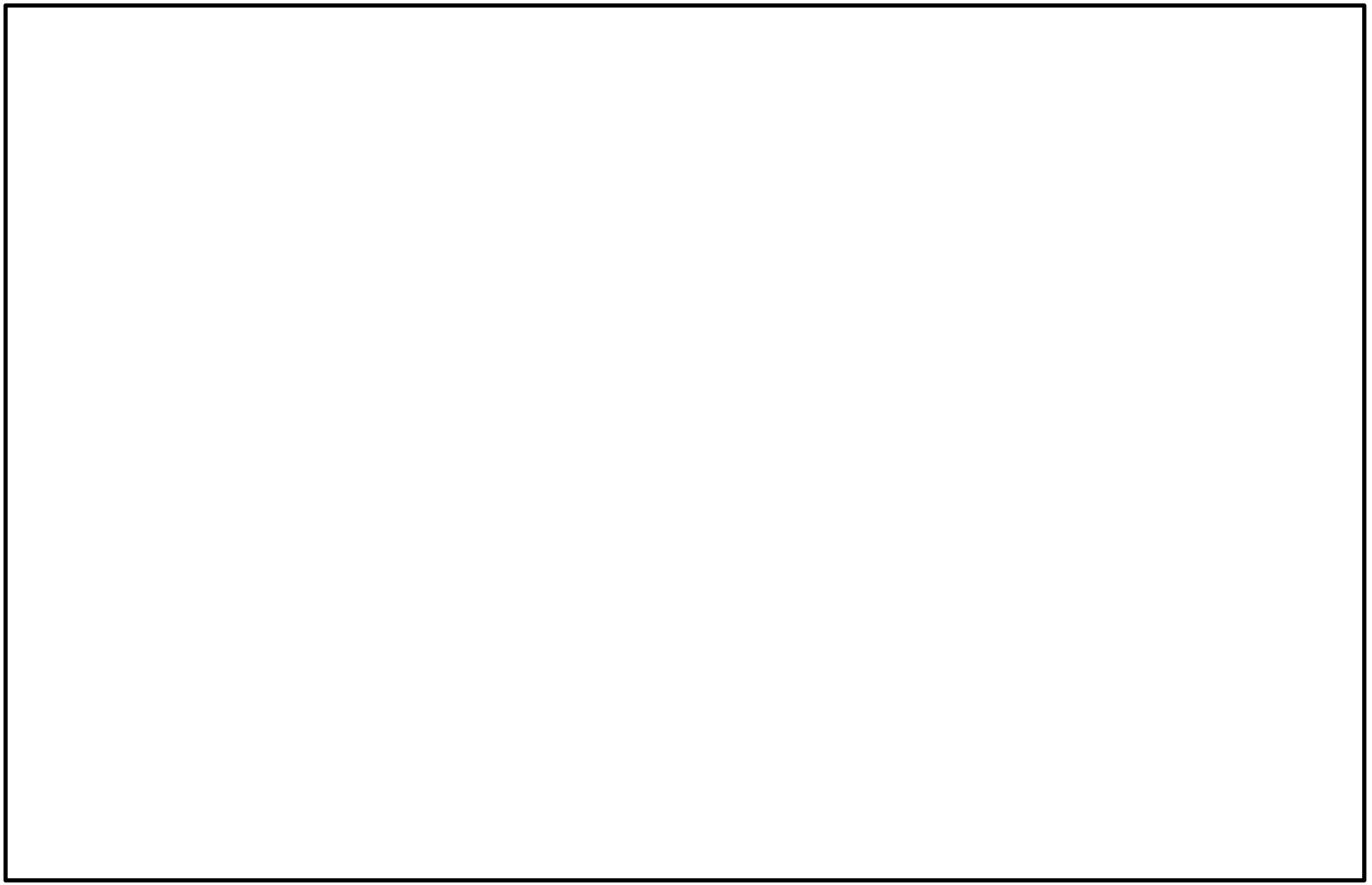


図 3-4　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

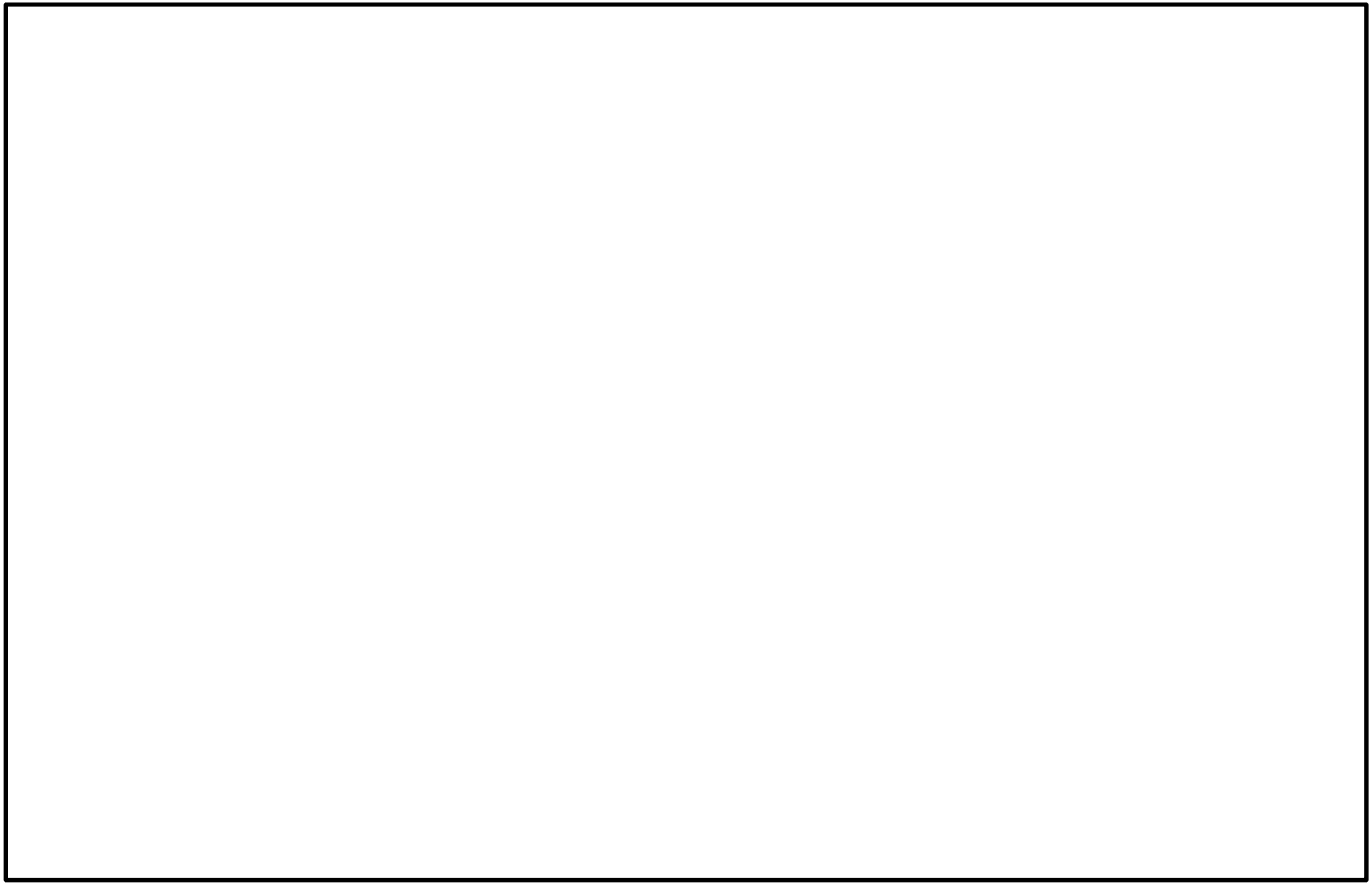


図 3-5　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

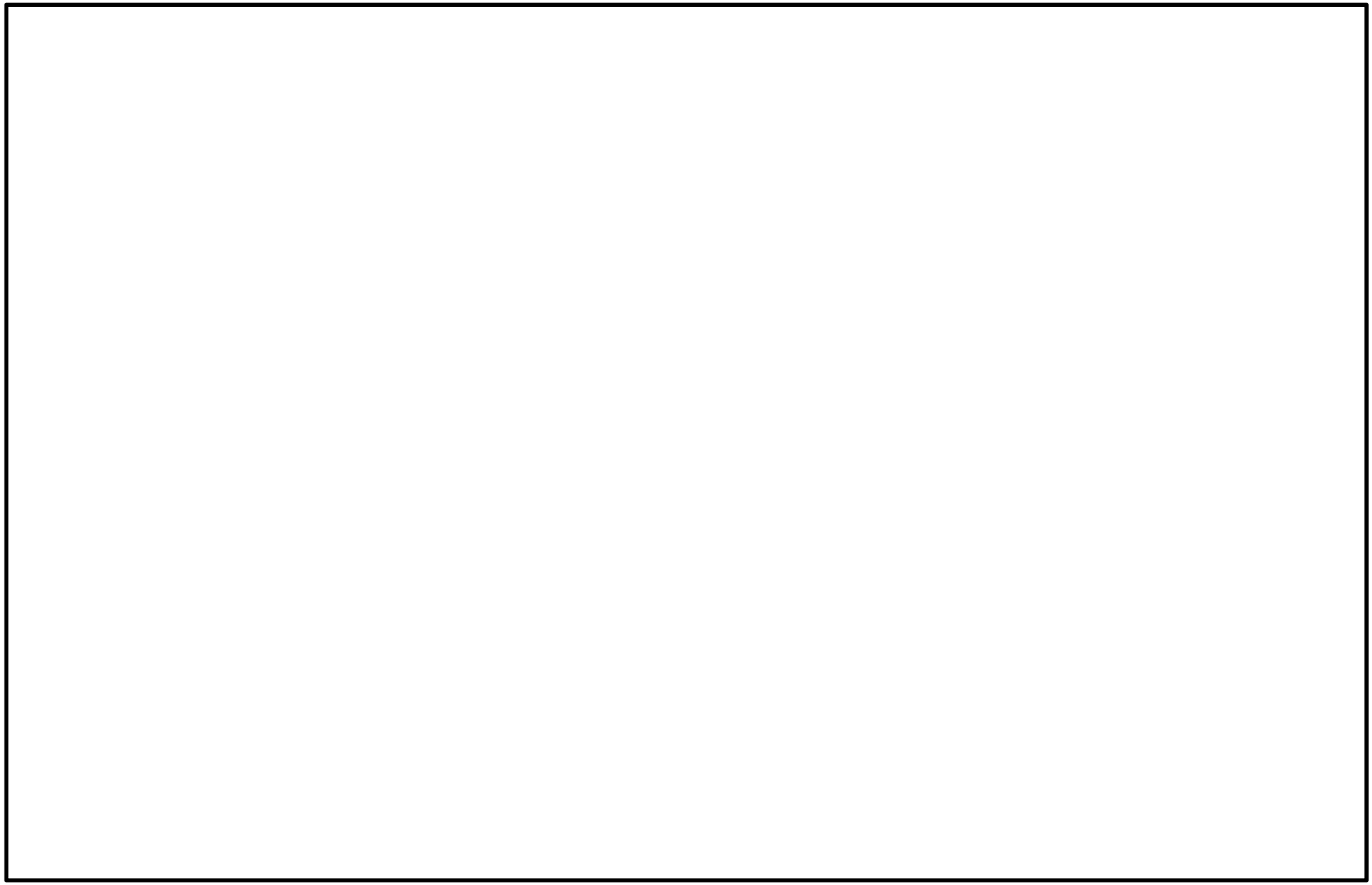


図 3-6　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

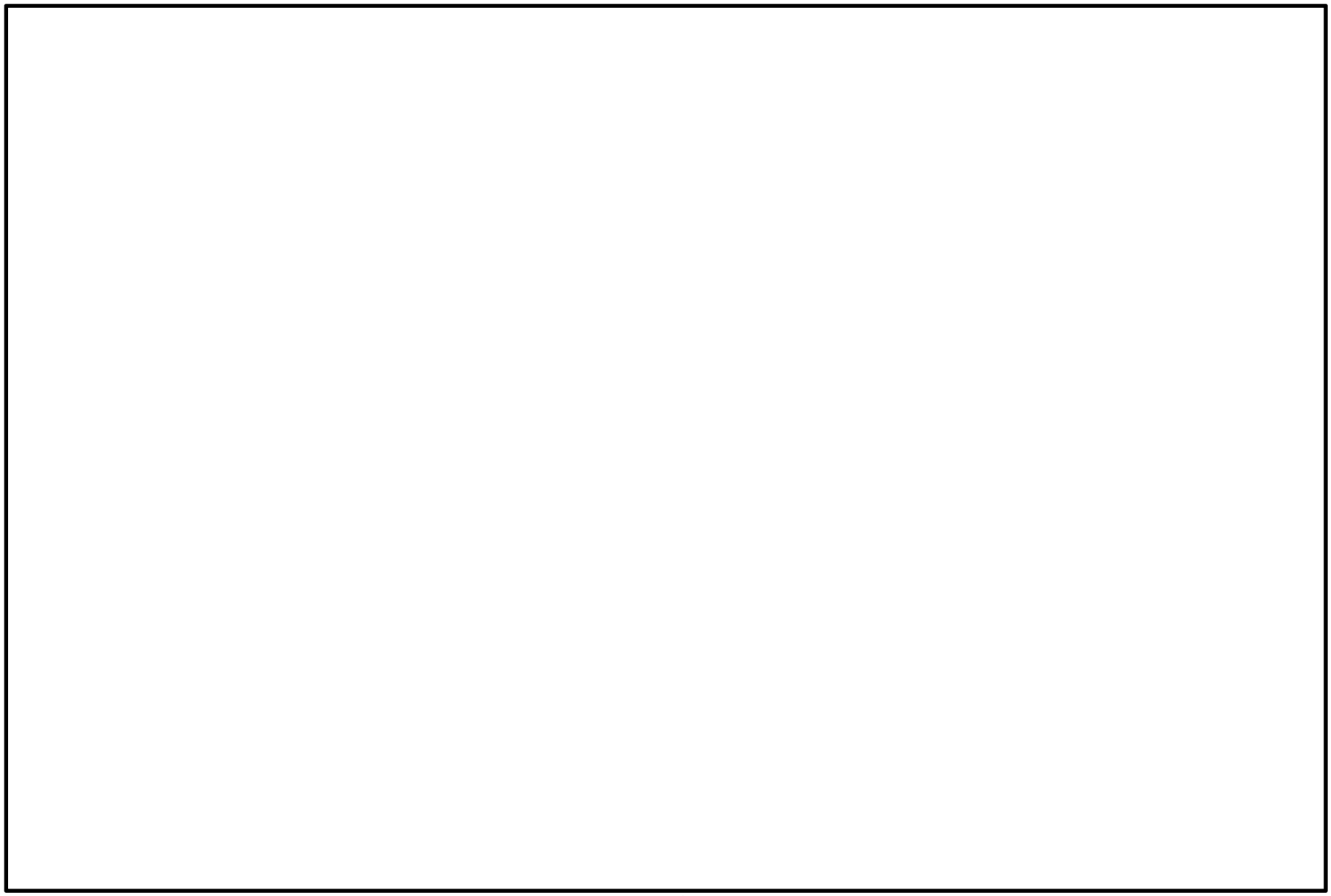


図 3-7　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図

（注）

①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に 1 個の隔離弁を設置する。

②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく，かつ，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷の際に損壊するおそれがない管，又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に，構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあっては，貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に 1 個の隔離弁を設置する。

③:貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には,一方の側に設置箇所における管であって,湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管，配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあっては，貫通箇所の外側であって近接した箇所に 2 個の隔離弁を設置する。

④：隔離弁を設けることを要しない箇所

設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり,かつ,当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。

⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所

計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であって，当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

1. ラインの表示記号

原子炉格納容器バウンダリ

2. 機器の表示記号

原子炉格納容器貫通部

閉止フランジ

溶接キャップ

3. 弁の表示記号

システム記号（系統）
機器番号
B22-F011A

開放弁

閉止弁

仕切弁

玉形弁

バタフライ弁

逆止弁

MO 電動弁

AO 空気作動弁

NO 窒素作動弁

電磁弁

過流量阻止弁

安全弁又は逃がし弁

4. 計装の表示記号

計器 計装

5. 機器等の略号表示

X 貫通部番号

図 3-8　原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁　全体概要図の記号及び略号

3.1.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるよう，ドライウェル空間容積（約 5700 m^3），サプレッション・チェンバ空間容積（約 4100 m^3）の自由体積を有している。

3.1.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，サプレッション・チェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより，原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは，予想されるもっとも小さい有効吸込水頭においても，正常に機能する能力を有する設計とする*1。サプレッション・チェンバは，設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量 3400 m^3，個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，テストラインを構成することにより，発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また，設計基準事故時に動作する弁については，残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，原子炉冷却材喪失事故後，サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって，原子炉格納容器内の温度，圧力を低減し，原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記　＊1：詳細は，Ⅴ-1-8-4「圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

3.1.12 許容外圧

原子炉格納容器の許容外圧は，施設時に適用された告示第５０１号第22条第3項第2号ハ，チ及び第23条第2項第2号ロにより，

円筒部　約[redacted] kPa

円錐部　約[redacted] kPa

鏡板　　約[redacted] kPaとなる。

許容外圧は，原子炉格納容器の設計外圧（約13.7 kPa）を上回る値となっている。

なお，通常運転中においては，原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから，原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。

3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については，パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において，フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果に基づいており，この実験により構造及び寸法等のパラメータを定めている。

東海第二発電所における構造及び寸法等のパラメータと上記実験によって求められたパラメータを比較すると表 3-5 のとおりとなっており，圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法は満足されている。

表 3-5　東海第二発電所　圧力抑制機能の構造，寸法等

		東海第二発電所	実験結果に基づく設計条件
1	直径(ベント管)		
2	水深(ベント管)		
3	クリアランス ベント管と底部ライナ間		
4	中心間距離(ベント管)		
5	破断断面*1 / ベント管流路面積*2		

注記　*1：破断面積：A_B

A_B = [ ] m^2

*2：ベント管流路面積：A_v

(ベント管断面積×108)

$A_v = \frac{\pi}{4} \times$ [ ] $\times 108 =$ [ ] $mm^2 =$ [ ] m^2

ここで,

ベント管内径：[ ] mm

ベント管本数：108 本

3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差

ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差を第 3-6 表に示す。

第 3-6 表　ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差

設計差圧	□ kPa
設計温度差	□ ℃

これらの値は第 3-7 表に示す原子炉冷却材喪失事故の際の解析結果による最高差圧及び最高温度差に余裕をもたせた値としている。

表 3-7　解析結果による最高圧差圧及び最高温度差*1

最高差圧	□ kPa
最高温度差	□ ℃

注記　＊1：記載内容は，昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

3.1.15 真空破壊装置

(1)　真空破壊装置の機能

ドライウェル内の原子炉冷却材喪失事故（再循環回路完全破断を想定）後，ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に，ドライウェルとサプレッション・チェンバ間に設置された 11 台の真空破壊装置が，圧力差により自動的に働き，サプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム･フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。

真空破壊装置は設計外圧以上の負圧を生じないよう作動し，これらの防護効果を有する。

(2)　真空破壊装置の容量

ドライウェルの真空破壊装置の必要容量は，ベント管の容量とともにモスランデング発電所における実験によって求められている。

必要な真空破壊装置の流路面積は

$$\frac{\text{真空破壊装置流路断面積}}{\text{ベント管流路断面積}} \geqq \square$$

したがって，真空破壊装置の必要流路面積 A_B は

$$A_B = \square \times A_v = \square \ (m^2)$$

一方，真空破壊装置の内径は □ m であるので，1 個当たりの流路面積は

$$\frac{\pi}{4} \times \square^2 = \square \ (m^2)$$

したがって，真空破壊装置の必要個数は，



実際の真空破壊装置の個数は 11 個であるので要求を満たしている。

なお，この真空破壊装置は常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置が設置されているため，ディスク固着のおそれはない。

3.1.16 原子炉建屋原子炉棟

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合，放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。

原子炉建屋原子炉棟は，原子炉格納容器を収納する建屋であって，非常用ガス処理系により，内部の負圧を確保し，原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には，気密性を確保する設計とする。

3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備

設計基準対象施設としての可燃性ガス濃度制御系は，通常運転中，原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素を充てんすることとあいまって，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を，可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4 vo1%未満又は酸素濃度を 5 vo1%未満に維持できる設計とする。

3.1.18 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合，放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋ガス処理系を設置する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系である非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は，原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は，よう素用チャコール・フィルタによるよう素総合除去効率がそれぞれ 90%，97%以上となる設計とする*1。

注記　＊1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十　3. 事故解析 3.4.4原子炉冷却材喪失 における解析条件

3.1.19 原子炉格納容器調気設備

設計基準対象施設としての不活性ガス系は，水素及び酸素の反応を防止するため，あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより，水素濃度及び酸素濃度を可燃限界以下に保つ設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう，発電用原子炉の運転中は，原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重

(1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

ドライウェル内で原子炉冷却材配管が破断した場合，ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力を受ける。

ジェット力及びその広がりはF. J. Moody の理論により求めるが，その荷重は応力評価すべき場所によって異なるため，計算書の中で述べる。

(2) サプレッション・チェンバ内に生じる荷重

原子炉冷却材喪失事故時にはまずドライウェル内の気体がベント管を経てサプレッション・プール水中に押し出されるが，この気体によって，サプレッション・プール水がスラグ流となって上昇し，急速な水面の上昇（プールスウェル）が起こり，サプレッション・チェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。

また，その後サプレッション・プール水中に蒸気が放出され，サプレッション・プール水中で凝縮する。これらにより，サプレッション・チェンバ及び内部構造物に次のような荷重が加わる。図 3-9 に原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を，表 3-8 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。

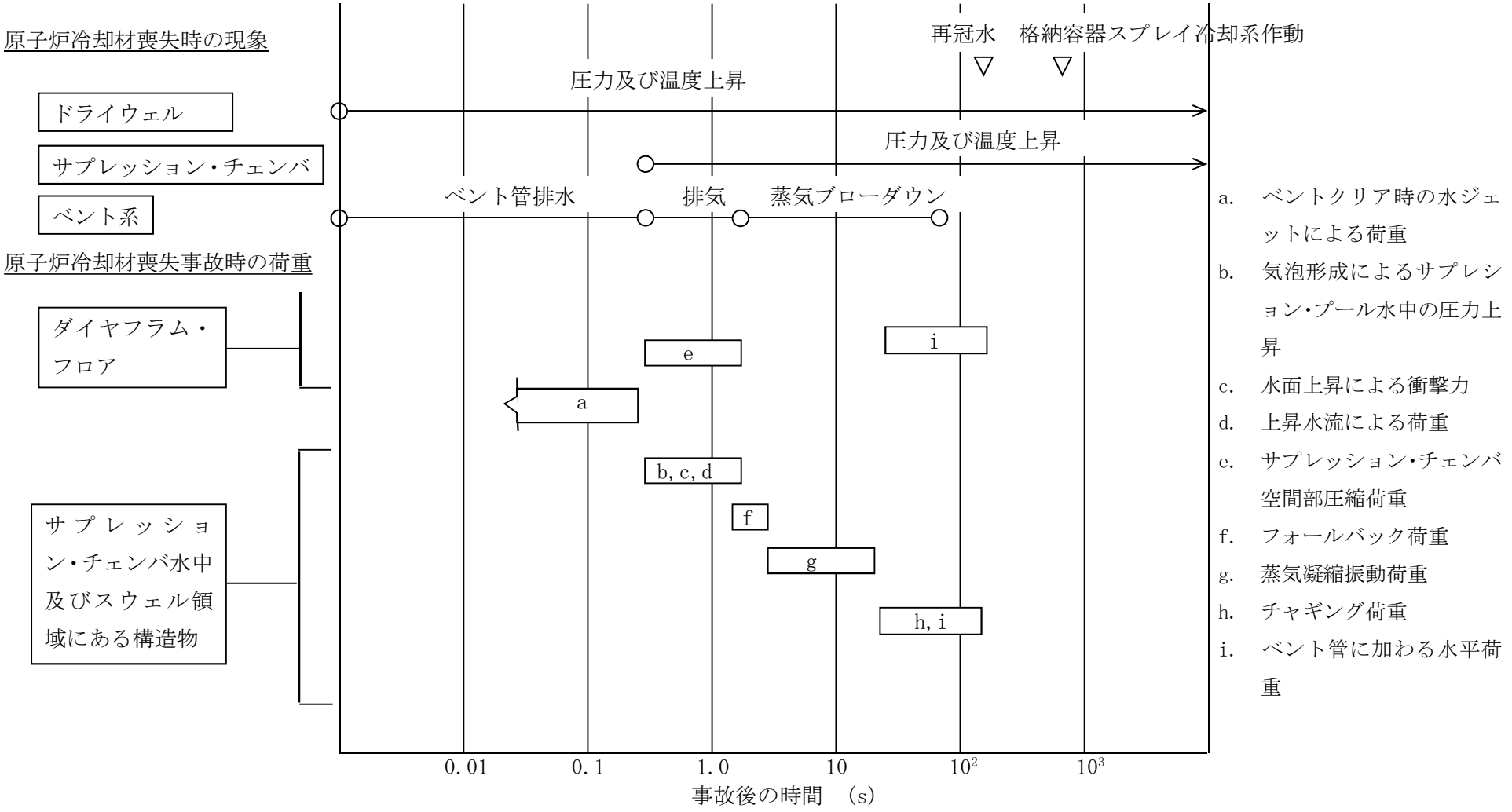


図 3-9 原子炉冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

表 3-8　原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 1）

荷重	現象	設計評価荷重
a.　ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内のサプレッション・プール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され，ジェットによる衝撃力及びドライ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。	○　ドラッグ力* $F(t)=\frac{C_D A_x \gamma}{2g}V^2$ C_D：ドラッグ係数 A_x：ジェットの作用する実行面積 γ：水の比重量 V：ジェット水速度（ m/s） g：重力加速度 ○　衝撃力 P_J= kPa ベースマットとプール壁面に kPa の圧力荷重が加わる。

注記　＊：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 2）

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によるサプレッション･プール水中の圧力上昇	ドライウェルの空気がベント管から放出される際，気泡がサプレッション・プール側壁，内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。	気泡形成によるサプレッション・プール水中の圧力上昇：□ kPa
c. 水面上昇による衝撃力	スラグ流が上昇する際，水面より上方にある機器，配管，内部構造物にサプレッション・プール水が衝突しそれらに衝撃力が作用する。	○ 衝撃力 $F_I = A \cdot P_I(t)$ A：衝撃の作用する実行面積 P_I：衝撃圧力 $P_I(t) = P_{I\_max} \dfrac{(1-\cos 2\pi \frac{t}{T})}{2}$ T：衝撃継続時間 $P_{I\_max} = 2\dfrac{I_P}{T}$ $I_P = \dfrac{M_H}{A} \cdot \dfrac{V}{g \times 10^4}$ M_H：水力学的重量 g：重力加速度

表 3-8　原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 3）

荷重	現象	設計評価荷重
d.　上昇水流による荷重	サプレッション・プール水が上昇する際，上昇水流によりドラッグ力が，機器，配管及び内部構造物に作用する。	○　ドラッグ力* $F(t)=\frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D：ドラッグ係数 A_x：ドラッグの作用する実行面積 γ：水の比重量 V：ドラッグ速度（　　m/s） g：重力加速度

注記　＊：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8 原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 4）

荷重	現象	設計評価荷重
e. サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重	サプレッション・プール水面の上昇によりサプレッション・プール上部の空間部が圧縮されることにより，サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重が作用する。 また，この現象により真空破壊弁が反復動作することが考えられる。	○ サプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重： □kPa ○ ダイヤフラム・フロア上向き差圧： □kPa
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し，水が落下するとき落下水により，機器，配管，内部構造物にドラッグ力が作用する。	○ ドラッグ力* $F(t)=\frac{C_D A_x \gamma}{2g}V^2$ C_D：ドラッグ係数 A_x：フォールバック荷重の作用する実行面積 γ：水の比重量 V：フォールバック速度□m/s） g：重力加速度
g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際，サプレッション・プール水に凝縮振動波が伝播し，サプレッション・プール側壁，原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマット，原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。	プールバウンダリに加わる荷重 □kPa □kPa

注記 ＊：構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

表 3-8　原子炉冷却材喪失事故時の荷重について（その 5）

荷重	現象	設計評価荷重
h.　チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際，ベント管出口での不均一な凝縮によりプールバウンダリに荷重が加わる。 また，この現象により，真空破壊弁が反復動作することが考えられる。	プールバウンダリに加わる荷重 [redacted] kPa [redacted] kPa
i.　ベント管に加わる水平荷重	低流量蒸気が凝縮する際，ベント管出口での不均一な凝縮によりベント管に水平力が作用する。	○　単一ベント $F(t) =$ [redacted] $(\times 10^3 N)$ $0 \leqq t \leqq 3$ ms ○　多ベント $F(t) = M \cdot A(\tau)\sin(\frac{\pi t}{\tau})$ $(0 \leqq t \leqq \tau)$ ここで， $A(\tau) =$ [redacted] $(\times 10^3 N)$ 3 ms ≦ τ ≦ 6 ms M= [redacted] （多ベントによる低減係数）

3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重

(1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサプレッション・プール水中に排出される。排気管内の水が排出された後，管内の気体が圧縮され，これがサプレッション・プール水中に放出される際，気泡を形成し，この気泡が過膨張，収縮を繰返しながら浮力で上昇する。このとき，サプレッション・チェンバ内構造物には，表 3-9 に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。

(2) (1)の圧力振動に起因してサプレッション・プール水中の内部構造物に差圧及びドラッグ荷重が作用する。この荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため，個々の場合については計算書で述べる。

表 3-9　逃がし安全弁作動時の荷重について

荷重	現象	設計評価荷重
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時，排気管内の水がクエンチャノズルによりサプレッション・プール水中に放出される際，ジェット流が形成され，サプレッション・プール水中の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。	o 衝撃力 $F_J = A \cdot P_J$ A：ジェットの当たる面積 P_J：ジェットの圧力 o ドラッグ力 $F(t) = \frac{C_D A_x \gamma}{2g} V^2$ C_D：ドラッグ係数 A_x：ジェットの作用する実行面積 γ：水の比重量 V：ジェット水速度 g：重力加速度
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時，排気管内の空気が圧縮され，これがサプレッション・プール水中に放出される際，気泡を形成し，この気泡が過膨張，収縮を繰返し，圧力振動が，機器，配管，内部構造物，サプレッション・プール側壁，原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。	圧力波による荷重 [redacted] kPa [redacted] kPa

3.1.22 荷重の組合せ

設計基準対象施設としての原子炉格納施設の荷重の組合せを表 3-10 に示す。なお，応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中でもっとも厳しい条件について行う。また，荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 3-10　設計基準対象施設の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力状態	死荷重	活荷重（燃料交換時）	圧力				温度		事故時荷重	動荷重			
No.	各運転状態による荷重	地震				最高使用圧力	通常運転圧力	事故時最大圧力	試験圧力	通常運転温度	事故時最大温度	ジェット力	逃がし安全弁作動時	プールスウェル	蒸気凝縮振動	チャギング
1	設計条件による荷重	－	設計条件	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
2	運転状態Ⅰによる荷重	－	I_{A}	○	－	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－
3	運転状態Ⅰによる荷重	－	I_{A}	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
4	運転状態Ⅱによる荷重	－	II_{A}	○	－	－	○	－	－	○	－	－	○	－	－	－
5	運転状態Ⅳによる荷重	－	IV_{A}	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－
6	運転状態Ⅳによる荷重	－	設計条件	○	－	－	－	○	－	－	○	－	－	－	○	－
7	運転状態Ⅳによる荷重	－	設計条件	○	－	－	－	○	－	－	○	－	－	－	－	○
8	試験状態による荷重	－	試験状態	○	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－
9	運転状態Ⅰによる荷重	S_{d}*	$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	－	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－
10	運転状態Ⅰによる荷重	S_{d}*	$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
11	運転状態Ⅰによる荷重	S_{S}	$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
12	運転状態Ⅰによる荷重	S_{S}	$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
13	運転状態Ⅱによる荷重	S_{d}*	$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	－	－	○	－	－	○	－	－	○	－	－	－
14	運転状態Ⅱによる荷重	S_{S}	$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－
15	運転状態Ⅳによる荷重	S_{d}*	$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	○	－	－	－	○*1	－	－	○	－	－	－	－	－
16	運転状態Ⅳによる荷重*2	S_{d}*	$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$ *3	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－

注記　*1：原子炉冷却材喪失事故後 10^{-1} 年程度以降の最大内圧を考慮

*2：原子炉冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮。また，クラス 2 管については最高使用圧力を考慮。

*3：クラス 2 管については，$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$ で評価する。

3.1.23 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については，「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007 年追補版含む。））ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１-2005／2007）」（以下「設計・建設規格」という。）　PVE-3111 に基づき，PVB-3140 に示される疲労解析不要の条件を以下の(1)～(6)に示すようにいずれも満足しているため，疲労解析を必要としない。なお，疲労解析不要の条件のうち(6)については,施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により，疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから，満足できなくなった場合においては疲労解析を実施する。

疲労解析不要の条件の検討のため，繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上，以下のように定める。

・原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数

圧力：原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは，運転開始前試験時，定検時の漏えい試験時及び事故時である。ここで，運転開始前試験時は□回，定検時の漏えい試験時は□回程度，事故時は□回である。

温度：原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時□回である。

以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕をみて□回とする。

・原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止，燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは□回，地震荷重が加わるのは□回（サイクル数）である。

以上より原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数は余裕をみて□回とする。

(1)　大気圧から運転圧力になり，再び大気圧に戻るサイクル数の検討

設計・建設規格　PVB-3140(1)に定められる許容引張応力Ｓの 3 倍の値は 3×131＝393 MPa であり，これに対応する許容繰返し回数Ｎは□である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると，その回数は□回でＮより小さいので疲労解析不要の条件を満足している。

(2)　負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討（設計・建設規格　PVB-3140(2)）

疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-3140(2)a.より，次のように求める。

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \frac{1}{3} \times 310 \times 10^{-3} \times \frac{\square}{131} = \square \ \text{MPa}$$

ここに，

Ｐ　：最高使用圧力（310 kPa）

Ｓ’：炭素鋼の 10^6 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ（□ MPa）

Ｓ　：許容引張応力（131 MPa）

したがって，疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動の全振幅 [redacted] MPa）より大きくなるので疲労解析不要の条件を満足している。

(3)　起動，運転，停止サイクル中の任意の 2 点間の温度差の検討

解析の対象となる任意の 2 点間の距離は PVB-3140(3)より，次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = 2 \times [\text{redacted}] = [\text{redacted}] \text{ mm}$$

ここに，Ｒは原子炉格納容器の最大半径，ｔは原子炉格納容器の板厚で，ｐの値が最大となるように選ぶ。疲労解析が不要となる任意の 2 点間の最大温度差は PVB-3140(3)より，次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = [\text{redacted}] \text{ ℃}$$

ここに，

Ｓａ：炭素鋼の [redacted] 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ（[redacted] MPa）

Ｅ　：炭素鋼の縦弾性係数 [redacted] MPa（[redacted] ℃における値））

α　：炭素鋼の瞬時熱膨張係数（[redacted] mm/mm･℃（[redacted] ℃における値）

ここで，Ｔは設計上の最大温度差 161 ℃（171 ℃－10 ℃）より大きい。

したがって，任意の 2 点間の最大温度差はＴの値を超えることはないので疲労解析不要の条件を満足している。

(4)　負荷運転中の任意の 2 点間の温度差の変動の全振幅の検討

負荷運転中の温度変動の数を [redacted] 回とすると，疲労解析が不要となる最大温度差は PVB-3140(4)より，(3)項に示すＴと同じになる。

したがって，負荷運転時の任意の 2 点間の最大温度差の変動の全振幅は，(3)項に示すＴを超えることはないので疲労解析不要の条件を満足している。

(5)　負荷運転時の異種材取付部の温度差の検討

疲労解析の対象となる異種材取付部の最小温度差は PVB-3140(5)a.より，次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$

$$= \frac{}{2 \times [\text{redacted}]}$$

$$= [\text{redacted}] \text{ ℃}$$

ここに，

Ｓ’：炭素鋼の 10^6 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

E_1：ステンレス鋼の縦弾性係数（[redacted] MPa（[redacted] ℃における値））

α_1：ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数（ mm/mm･℃（ ℃における値））
E_2：炭素鋼の縦弾性係数（ MPa（ ℃における値））
α_2：炭素鋼の瞬時熱膨張係数（ mm/mm･℃（ ℃における値））

上記Tを超える異種材取付部温度差の変動回数を 回とすると，疲労解析が不要となる異種材取付部の最大温度差はPVB-3140(5)b.より，次のように求める。

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$
$$= \frac{}{2 \times (}$$
$$= \quad ℃$$

ここに，

S_a：炭素鋼の 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって，疲労解析が不要となる異種材取付部の許容最大温度差は温度差（161 ℃）より大きくなるので疲労解析不要の条件を満足している。

(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討

荷重の繰返し回数 回に対応する許容ピーク応力強さは設計･建設規格 PVB-3140(6)より， MPa となる。ここで，原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅は MPa を超えることのないよう設計しているので疲労解析不要の条件を満足している。

3.2　重大事故等時における設計条件

重大事故等時については，原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力を設定し，構造健全性評価又は機能維持評価を行い，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確認する。

また，重大事故等時の原子炉格納施設として原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系及び窒素ガス代替注入系，原子炉格納容器内を冷却するために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系），原子炉格納容器の過圧破損を防止するために用いる代替循環冷却系，格納容器圧力逃がし装置及び窒素ガス代替注入系，ペデスタル（ドライウェル部）の溶融炉心を冷却するために用いる格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型）及びペデスタル排水系，ペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），高圧代替注水系，代替循環冷却系及びほう酸水注入系，原子炉格納容器内の水素爆発による破損を防止するために用いる格納容器圧力逃がし装置及び窒素ガス代替注入系，原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による破損を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器，並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，原子炉格納容器外面への放水のために用いる原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備の設計についても以下に示す。

3.2.1　重大事故等時の評価温度，評価圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する原子炉格納容器の破損モードである格納容器過温破損，格納容器過圧破損について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は，約 157 ℃[*1]となる。なお，事象発生直後，破断口から流出する過熱蒸気により一時的に原子炉格納容器雰囲気温度は約 202 ℃[*2]となるが，このときの原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137 ℃[*3]である。原子炉格納容器圧力は事象発生直後から徐々に上昇するが，0.465 MPa[gage]に到達すれば常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を行うため，原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.47 MPa[gage][*4]となる。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度は，設計基準事故時における最高使用温度（ドライウェル：171 ℃，サプレッション・チェンバ：104.5 ℃）を上回ることから，重大事故等時の最高温度を上回り，かつ，産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標[*5]として用いており，原子炉格納容器の限界圧力，限界温度まで至らない値として，評価温度 200 ℃及び評価圧力 2 Pd（0.62 MPa[gage]）を設定し，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれることがないことを確認する。また，これにより，原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の設計漏えい率は，設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.5 %/d 以下を維持できる。なお，重大事故等時の漏えい率は，

原子炉格納容器圧力が 0.9 Pd より大きい場合の原子炉格納容器の環境条件を考慮し，適切に割増しして評価に使用しており，その設定値において被ばく評価に問題となることがないことを確認している。

図 3-10 に原子炉格納容器内雰囲気温度の変化，図 3-11 に原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化を示す。

注記　＊1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 b.評価項目等 における原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値

＊2：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十　7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 b.評価項目等 における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値

＊3：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十　7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 b.評価項目等 における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値時点における原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）

＊4：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十　7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 における原子炉格納容器雰囲圧力の推移

＊5：（財）原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」

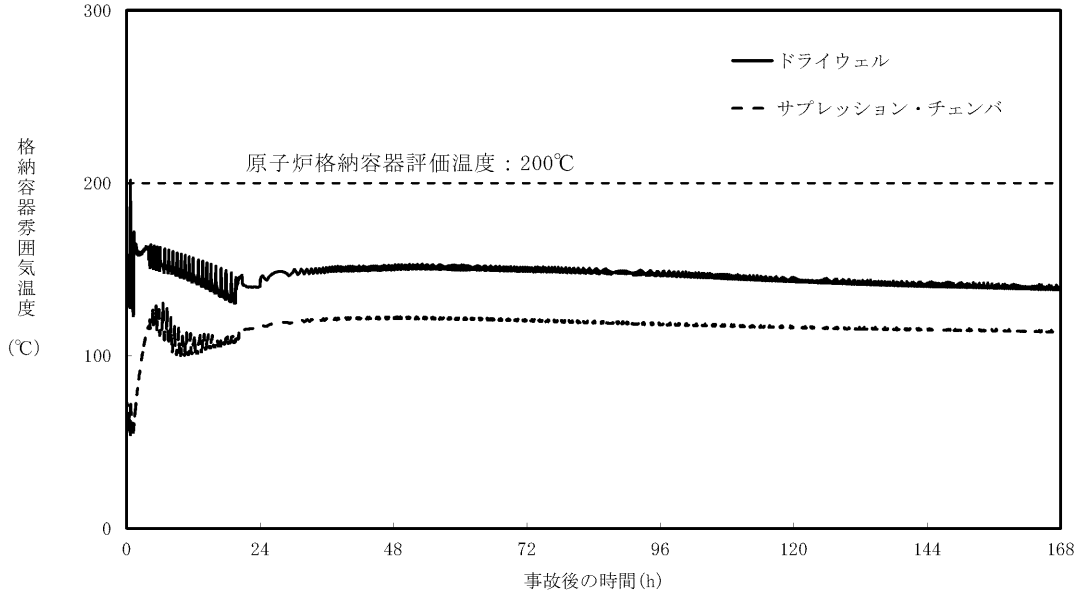


図 3-10　重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気温度の変化*

注記　＊：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 における原子炉格納容器雰囲温度の推移

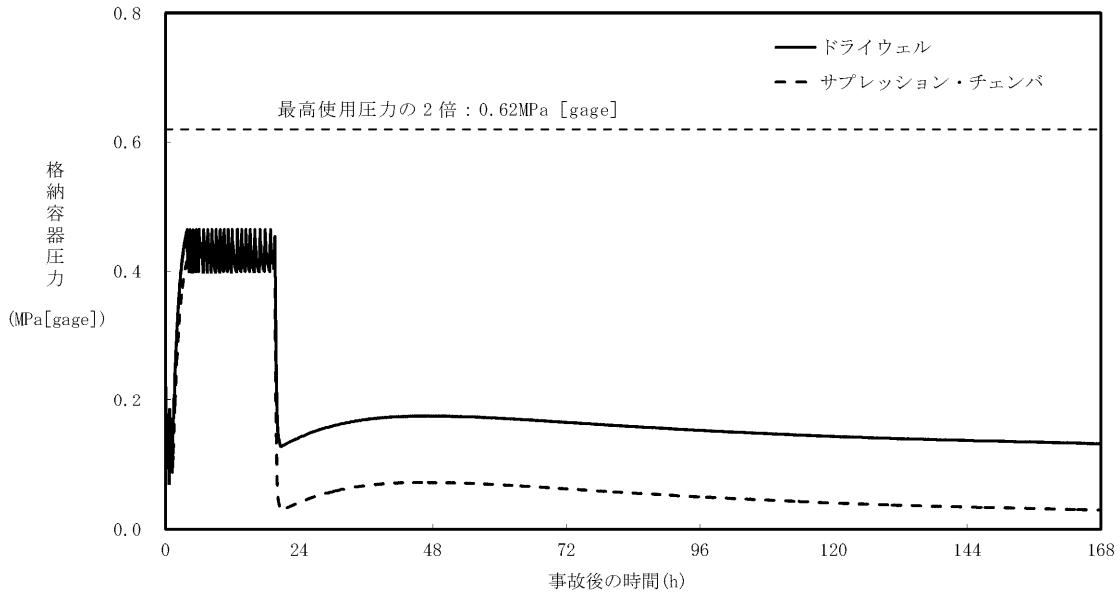


図 3-11　重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気圧力の変化*

注記　＊：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」，平成30年5月31日付け「総室発第18号」，平成30年6月21日付け「総室発第24号」，平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1.3.2 (4)有効性評価の結果 における原子炉格納容器圧力の推移

3.2.2　重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため,最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として,格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部），圧力開放板，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））することで,排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ,原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い，実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており，格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

詳細は，「3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。

耐圧強化ベント系は，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は,炉心損傷前に使用するため，排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は，使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより，悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により操作が可能な設計とする。

第一弁（Ｓ／Ｃ側），第一弁（Ｄ／Ｗ側）については，遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし,隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系の系統設計流量は 48000 kg/h（1 Pd において）であり，サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション･チェンバ側からの排気ではサプレッション･チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，設置（変

更）許可において敷地境界での線量評価を行い，実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており，耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足するよう，非常用ガス処理系排気筒（地表上の高さ 140 m）から放出する設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として，窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は，窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とする。

3.2.3　重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため，また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッダからドライウェル内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である代替淡水貯槽は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列 2 台）により西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッダからドライウェル内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替

注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により，サプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

3.2.4　重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として，原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は，Ｍａｒｋ－Ⅱ型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし，代替循環冷却系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し，残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに，原子炉注水及びサプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで，原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイされた水は，格納容器ベント管を経て，サプレッション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部），圧力開放板，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は，排気中に含まれる粒子状放射性物質，ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また，無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態においてｐH13 以上）に維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッシ

ョン・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け，可燃性ガスを排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統･機器を確実に隔離することで,悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう，代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用とする。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は,遠隔人力操作機構(個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため，格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m^3/h/個，揚程40 m，個数1）によりサプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。また，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として，窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は，窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

窒素供給装置用電源車は，窒素供給装置用電源車1台により，2台の窒素供給装置に給電できる設計とする。

3.2.5　重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対

処設備として，格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型）及びペデスタル排水系を設ける。また，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下するまでに，ペデスタル（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保し，落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお，格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水と合わせて，溶融炉心が原子炉圧力容器からペデスタル（ドライウェル部）へ落下する場合に，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系配管等を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水し，溶融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列２台）により，西側淡水貯水設備の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水し，溶融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプにより，代替淡水貯槽の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水し，溶融炉心が落下するまでにペデスタル（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）へと落下した場合において，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペデスタル(ドライウェル部)のコンクリートへの熱影響を抑制するため，寸法が高さ1.88 m，厚さ0.15 m，材料がジルコニア（ZrO_2），個数が1個の設計とする。なお，コリウムシールドは耐震性を有する設計とする。

ペデスタル排水系は，ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号（レベル１）

により，ペデスタル（ドライウェル部）内へ流入する配管に対してペデスタル（ドライウェル部）外側に設置した制限弁を自動閉止し，ペデスタル（ドライウェル部）への流入水を制限するとともに，格納容器床ドレンサンプ内に流入した水を格納容器床ドレンサンプ導入管より流出させ，格納容器床ドレンサンプスリット及び排水配管を経由してサプレッション・チェンバへ排水することにより，必要な水位を維持できる設計とする。また，ペデスタル（ドライウェル部）内の水位が1.2 mを超えた場合には，格納容器床ドレンサンプ導入管と併せて格納容器機器ドレンサンプ導入管より流出させ，格納容器機器ドレンサンプスリット及び排水配管を経由してサプレッション・チェンバへ排水することができる設計とする。

格納容器床ドレンサンプ導入管は，ペデスタル（ドライウェル部）内の水位を常時 1 mに維持するため，格納容器床ドレンサンプ底部から高さが1 mの設計とする。また，格納容器機器ドレンサンプ導入管は，ペデスタル（ドライウェル部）内の水位が1.2 m以上であるときに，格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペデスタル（ドライウェル部）より排水するため，格納容器床ドレンサンプ底部から高さが1.2 mの設計とする。

格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管は，サイフォン効果を除去し，意図した水位で排水を停止するため，頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする。

原子炉圧力容器破損前までに想定される落下物により，格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管が損傷することを防止するため，格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーを設ける設計とする。また，格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーは，異物による排水機能への悪影響を防止するため，異物混入防止機能を有する設計とする。

原子炉圧力容器破損時にペデスタル（ドライウェル部）に落下したデブリが，格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路を通じてサプレッション・チェンバへ移行することを防止するため，格納容器床ドレンサンプスリット及び格納容器機器ドレンサンプスリット（高さ□mm，幅□mm，厚さ□mm，材料 ステンレス鋼）は，流入したデブリの冷却及び凝固停止を促進する設計とする。

原子炉圧力容器破損後のペデスタル水のサプレッション・チェンバへの流出を防止するため，ベント管に接続する格納容器床ドレン排水弁及び格納容器機器ドレン排水弁は，原子炉圧力容器破損前のペデスタル(ドライウェル部)への注水により一旦水位を上昇させ，その後の排水によりペデスタル(ドライウェル部)の水位が1 mまで低下する時間を考慮し，自動閉止する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），高圧代替注水系，代替循環冷却系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），高圧代替注水系，代替循環冷却系及びほう酸水注入系は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），高圧代替注水系及び代替循環冷却系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器

への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ（直列2 台）により西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系等又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は，複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし，淡水が枯渇した場合に，海を利用できる設計とする。

高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して，原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

代替循環冷却系は，代替循環冷却系ポンプにより，サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプにより，ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止する設計とする。

3.2.6　重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として，原子炉格納容器内を不活性化するための設備である窒素供給装置及び原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう，発電用原子炉の運転中は，原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

窒素供給装置は，原子炉格納容器内に窒素を供給することで，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

窒素供給装置は，窒素供給装置用電源車から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量13.4 kg/s（1 Pd

において)）することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし，排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け，可燃性ガスを排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

なお,詳細は添付書類「Ⅴ-1-8-2　原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

3.2.7　重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出するとともに，放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として，水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系を設ける。また，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し，水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として，水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器を設ける。

水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，負圧達成機能及び負圧維持機能をもち，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し，非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで，原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。

水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器は,運転員の起動操作を必要とせずに,原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

なお,詳細は添付書類「Ⅴ-1-8-2　原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

3.2.8　原子炉格納容器外面への放水設備等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として，原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。

大気への拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋放水設備は，可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し，ホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は，設置場所を任意に設定

し，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して，海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，海洋拡散抑制設備は，汚濁防止膜等で構成し，汚濁防止膜（可搬型）は，汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水桝及び放水路に設置できる設計とする。

汚濁防止膜（可搬型）は，海洋への放射性物質の拡散を抑制するため，設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。また，予備については，保守点検は目視点検であり，保守点検中でも使用可能であるため，保守点検用は考慮せずに，破れ等の破損時の予備用として各設置場所に保管する。

3.2.9　重大事故等時の動荷重

重大事故等時は，設計基準事故時と事故進展が異なるため，設計基準事故時に生じる原子炉冷却材喪失時の動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

そこで，炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）ごとの事故進展を考慮し，重大事故等時の動荷重を抽出した。

その結果，設計基準事故時の動荷重である原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時以外に，以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。

・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇
・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の格納容器ベントによる減圧

これらの動荷重については，影響を評価した結果，原子炉冷却材喪失時の動荷重に対して同等以下であり，設計基準事故時の動荷重に包絡される。

一方で，以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており，この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。

・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時
・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁 18 弁作動時
・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時
・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に伴う過熱蒸気発生時

これらのうち，原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時の動荷重は，設計基準事故時の逃がし安全弁作動時の動荷重よりも大きくなる可能性があることから，重大事故等時の動荷重として，新たに考慮し，動荷重に対する構造健全性を確認する。

上記以外の状態については，影響を評価した結果，設計基準事故の逃がし安全弁の動荷重に対して同等以下であり，設計基準事故時の動荷重に包絡される。

3.2.10 荷重の組合せ

原子炉格納施設の重大事故等時における荷重の組合せを表 3-11 に示す。なお，応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中でもっとも厳しい条件について行う。また，荷重の発生する時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

表 3-11　重大事故等時の荷重の組合せ

荷重の組合せ			許容応力状態	死荷重*3	活荷重（燃料交換時）	圧力				最大温度*5	事故時荷重*6	動荷重*7			
No.	各運転状態による荷重	地震				限界圧力	最大圧力*4	SA（L）圧力	SA（LL）圧力		ジェット力	逃がし安全弁作動時	原子炉冷却材喪失事故	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	格納容器ベント
SA1	SA短期における荷重	－	V_A	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
SA2	SA短期における荷重*1	－	V_A	○	－	－	○*8	－	－	－	－	○*8	－	－	－
SA2’	SA短期における荷重*2	－	V_A	○	－	－	○	－	－	－	－	○	○	－	－
SA3	SA短期における荷重	－	V_A	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○*9	－	－
SA4	SA短期における荷重	－	V_A	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○*9, 10	－
SA5	SA短期における荷重	－	V_A	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○*9, 10
SA6	SA長期（L）における荷重	S_d	V_AS	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－
SA7	SA長期（L）における荷重	S_d	V_AS	○	－	－	－	○	－	－	－	－	○	－	－
SA8	SA長期（LL）における荷重	S_s	V_AS	○	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－

注記　＊1：原子炉停止機能喪失時の有効性評価結果を考慮
＊2：原子炉冷却材喪失事故時注水機能喪失（中小破断）の有効性評価結果を考慮
＊3：各運転状態による荷重の組合せでもっとも厳しいプール水位を考慮
＊4：各運転状態による荷重の組合せで想定される最大圧力を考慮
＊5：重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が 1 回であり，疲労破壊には顕著な影響を与えないため，組み合わせない
疲労評価は不要であるため，一次＋二次応力評価は不要とする
＊6：重大事故等時の事象発生直後に生じる荷重であり，設計基準事故時に考慮されているため，組み合わせない
＊7：各運転状態による荷重の組合せで想定されるプール水位を考慮
＊8：最大圧力と逃がし安全弁作動時の組合せについては原子炉停止機能喪失時の原子炉格納容器最大圧力時の内圧による影響又は原子炉圧力容器最大圧力時の動荷重（圧力波による荷重 [redacted] kPa／[redacted] kPa））による影響がもっとも厳しくなるものを考慮
＊9：長期間継続しうるチャギング荷重と組み合わせる
＊10：SA3 の荷重に対して同等以下であるため，SA3 で代表する

4.　重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認

重大事故等時の評価温度，評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。

4.1　重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価

4.1.1　評価方針

「3.2.1　重大事故等時の評価温度，評価圧力」で設定した重大事故等時の原子炉格納容器の評価温度（200 ℃），評価圧力（2 Pd）を用いて，その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評価部位ごとに評価することにより，その機能が損なわれることがないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため，200 ℃，2 Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し，規格を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

さらに，福島第一原子力発電所での事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても評価部位として抽出し，試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認する。

4.1.2　評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図 3-1～図 3-7「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器バウンダリを構成する機器から，以下のとおり評価対象部位を抽出し，評価部位ごとに放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因を抽出する。

評価対象部位として200 ℃，2 Pdの環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれることがないよう原子炉格納容器本体について強度評価する。また，原子炉格納容器の開口部及び貫通部については，構造上原子炉格納容器の変位荷重等の影響によりリークパスになる可能性があるため，評価対象部位として抽出する。開口部のシール部についても，ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスになる可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるため，これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し，評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。

機能喪失要因の詳細な抽出内容については別添1の評価対象ごとの「評価方針」の項にて説明する。

以下に，原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位を以下に示す。また，バウンダリ構成部の概要図を図4-1に示す。

①　原子炉格納容器本体
②　トップヘッドフランジ
③　機器搬入用ハッチ
④　サプレッション・チェンバアクセスハッチ
⑤　所員用エアロック

⑥　配管貫通部

・接続配管

・スリーブ

・平板類*，セーフエンド，伸縮継手

注記　＊：平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板，フルードヘッド

⑦　電気配線貫通部

・アダプタ，ヘッダ，モジュール

⑧　原子炉格納容器隔離弁

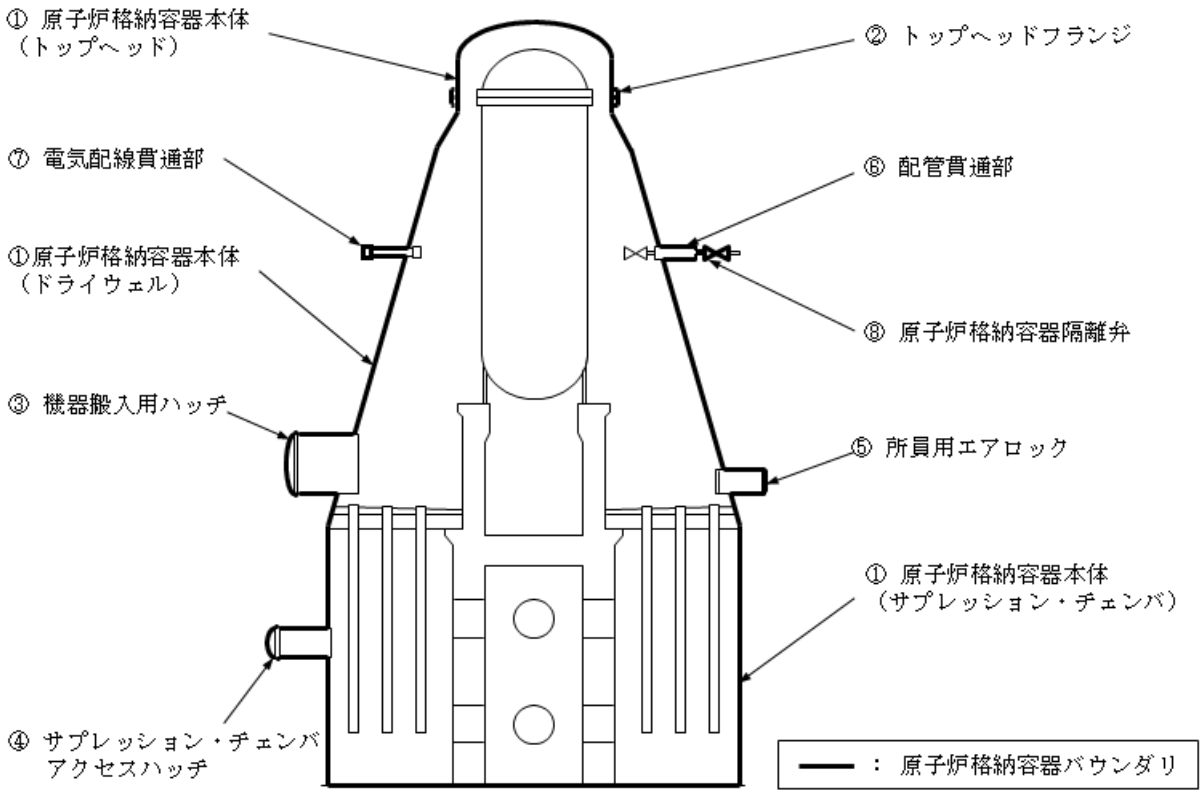


図4-1　原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

原子炉格納容器バウンダリ構成部の重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形から，表 4-1 に示す機能喪失要因が想定される。

表 4-1　評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体（トップヘッド，ドライウェル，サプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	－
	構造不連続部	延性破壊	－
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口，シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	－
	鏡板	延性破壊	－
	フランジ部	延性破壊	開口，シール材劣化
④サプレッション・チェンバアクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	－
	鏡板	延性破壊	－
	フランジ部	延性破壊	開口，シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴，隔壁	延性破壊	－
	扉板	－	開口，シール材劣化
	シール部（扉以外）	－	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	－
	スリーブ（本体・取付部）	延性破壊	－
	平板類	延性破壊	開口，シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	－
	伸縮継手	疲労破壊	－
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	－
	ヘッダ	延性破壊	－
	モジュール	－	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部（弁箱）	延性破壊	－
	シール部	－	シール材劣化

4.1.3　評価方法

機能喪失要因に対する評価方法は，各評価対象に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し，以下の(a)～(c)のいずれかの方法により評価し，200 ℃，2 Pd の環境下での構造健全性及びシール部の機能維持を確認する。

(a)　設計・建設規格等に準拠した評価

(b)　設計・建設規格の準用等による評価

(c)　既往研究又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象の分類を図4-2及び表4-2に示す。

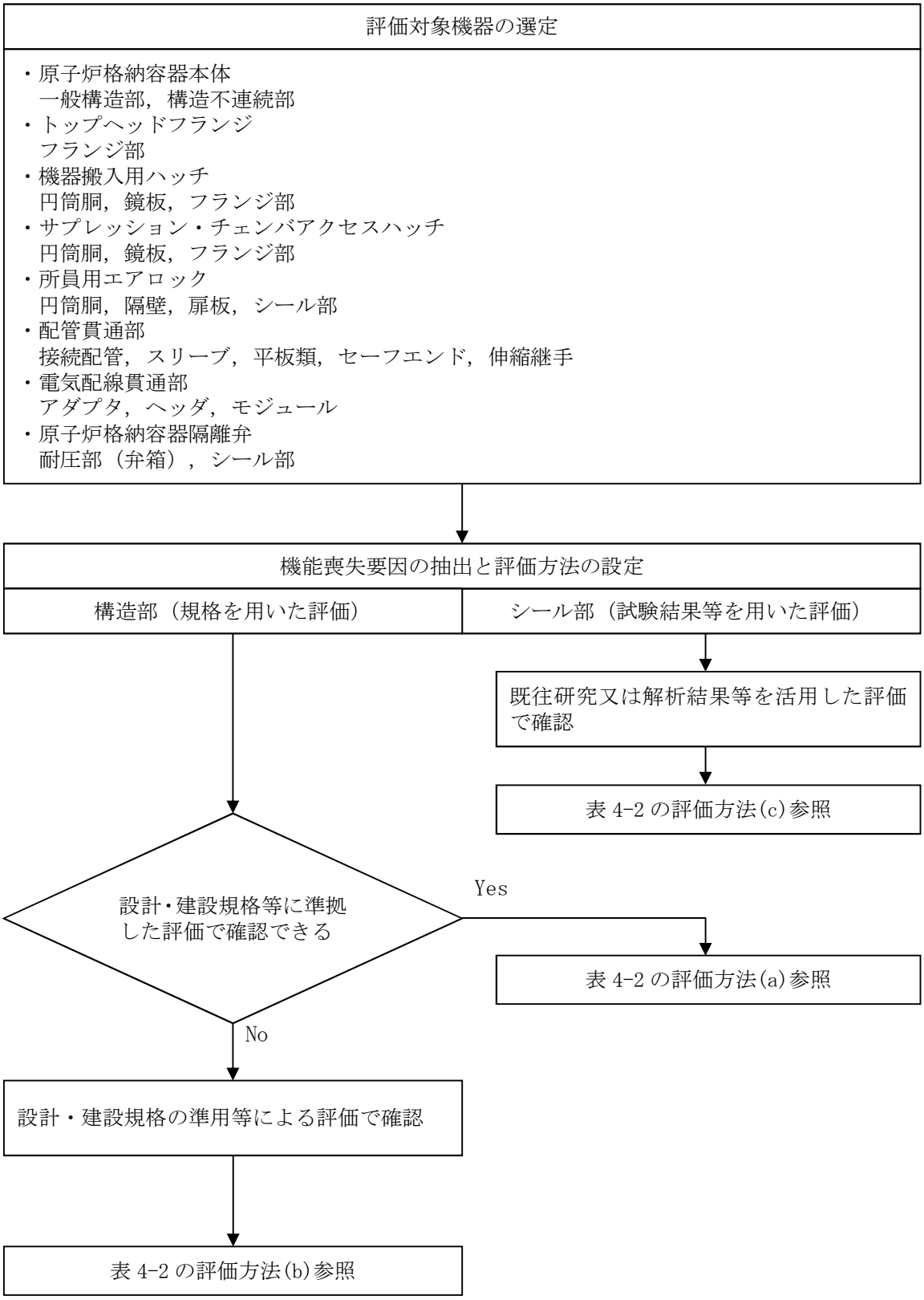


図4-2　評価方法による評価対象の分類

表4-2 評価対象の分類及び評価内容（1／2）

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要	判定基準
原子炉格納容器本体	一般構造部，構造不連続部	延性破壊（一般構造部）	(b)	原子炉格納容器本体の一般構造部について，設計・建設規格の評価式を準用し，200 ℃における2/3Su値が発生するときの許容圧力を算出。*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上 0.62 MPa[gage]（2 Pd）+SA時の水頭圧以上
			(a)	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。	
		延性破壊（構造不連続部）	(a)		
ハッチ類	トップヘッドフランジ	延性破壊（フランジ，ボルト）	(a)	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。	
		開口，高温劣化（シール部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
	機器搬入用ハッチ	延性破壊（円筒胴，鏡板）	(b)	円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
		延性破壊（円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト）	(a)	添付書類「V-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載。	
		開口，高温劣化（シール部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	延性破壊（円筒胴，鏡板）	(b)	円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）+SA時の水頭圧以上以上
		延性破壊（円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト）	(a)	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。	
		開口，高温劣化（シール部）	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
	所員用エアロック	延性破壊（円筒胴）	(b)	円筒胴について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
		延性破壊（円筒胴，隔壁）	(a)	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。	
		開口，高温劣化（扉板シール部）	(b)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
		開口，高温劣化（その他シール部）	(c)	シール材について，ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価。	シール部が健全であること

表4-2 評価対象の分類及び評価内容（2／2）

評価対象		想定される機能喪失要因	評価方法 *1	評価方法の概要	判定基準
配管貫通部	接続配管	延性破壊	(a)	添付書類「V-3-5-3-1 残留熱除去系の強度計算書」に記載。	
	スリーブ	延性破壊（スリーブ本体）	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価。*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
		延性破壊（スリーブ取付部）	(a)	添付書類「V-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。	
	平板類	延性破壊（ボルト締め平板）	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価。*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
		延性破壊（フランジ，ボルト）	(b)	設計・建設規格を適用し，ＪＩＳ Ｂ ８２６５に基づいて 200 ℃，2 Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価。	許容応力以下 総有効断面積以下
		開口，高温劣化（シール部）	(b)	文献の理論式を用いて 200 ℃，2 Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施。	シール部が健全であること（許容開口量以下であること）
	セーフエンド	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価。*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
	伸縮継手	疲労破壊	(a)	添付書類「V-3-9-1-4-2 原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載。	
電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値（200 ℃）に相当する許容圧力を評価。*2	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
	ヘッダ	延性破壊			
	モジュール	高温劣化（シール部）	(c)	電気ペネ共研，NUPEC 試験等の結果により，200 ℃，2 Pd における耐漏えい性を評価。	設計漏えい量以下
原子炉格納容器隔離弁	不活性ガス系バタフライ弁	延性破壊	(a)	レーティング設計（圧力クラス 1.03 MPa）の 200 ℃における許容圧力により評価。	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
		高温劣化（シール部）	(c)	実機を模擬した漏えい確認試験（200 ℃，2 Pd 以上）により評価。	設計漏えい量以下
	TIP ボール弁	延性破壊	(a)	レーティング設計（圧力クラス 1.03 MPa）の 200 ℃における許容圧力により評価。	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上
		高温劣化（シール部）	(c)	シール材について，ガスケットの試験結果より耐性を評価。	シール部が健全であること

注記 ＊1：(a) 設計・建設規格等に準拠した評価

(b) 設計・建設規格の準用等による評価

(c) 既往研究及び解析結果等を活用した評価

＊2：設計・建設規格における必要な厚さを求める式により許容圧力を算出

4.1.4　評価結果

原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入用ハッチ，サプレッション・チェンバアクセスハッチ，所員用エアロック）については，設計・建設規格の規格式による応力評価等を行い，判定値を満足することにより200 ℃，2 Pdの環境下での構造健全性を確認した。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁については，設計・建設規格等による評価を行い，判定値を満足することにより200 ℃，2 Pdの環境下での構造健全性を確認した。

また，機器搬入用ハッチ，サプレッション・チェンバアクセスハッチ等の開口部のシール部，不活性ガス系バタフライ弁等については電気ペネ共研等での試験結果を基に評価を行い，200 ℃，2 Pdの環境下での機能維持が可能であることを確認した。

表 4-3 評価結果まとめ（1／2）

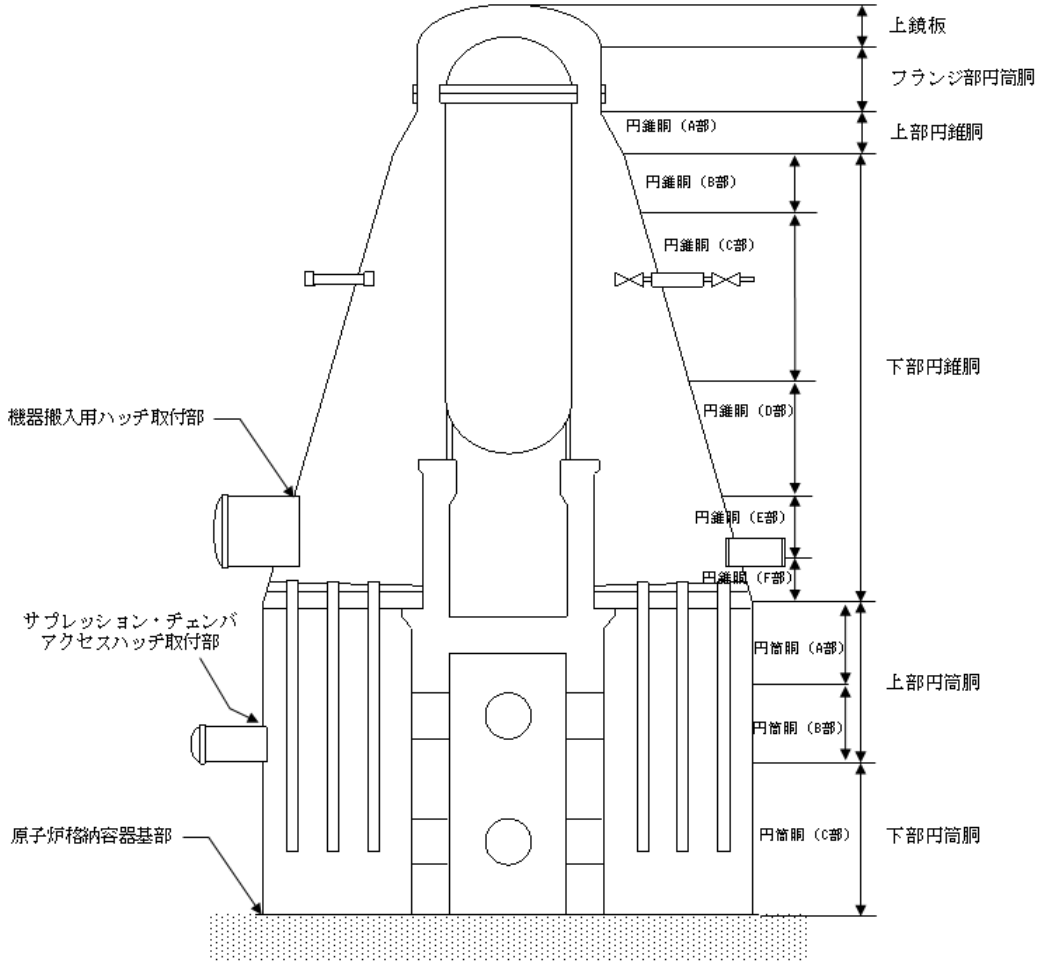
評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 [redacted] MPa[gage]（円筒胴部）	[redacted] MPa[gage]（2 Pd+SA 時の水頭圧）以上	破断せず
		添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。				
	構造不連続部					
トップヘッドフランジ	構造部（フランジ，ボルト）	添付書類「V-3-9-1-1 原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載。				
	シール部（フランジ，ガスケット）	有限要素法（ＦＥＭ） ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [redacted] mm（内側），[redacted] mm（外側）	許容開口量（[redacted] mm）以下	シール機能維持*2
機器搬入用ハッチ	構造部（円筒胴，鏡板）	設計・建設規格準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力（円筒胴） [redacted] MPa[gage] 許容圧力（鏡板） [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上 0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上	破断せず
	構造部（円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト）	添付書類「V-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載。				
	シール部（フランジ，ガスケット）	有限要素法（ＦＥＭ） ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量：[redacted] mm（内側），[redacted] mm（外側）	許容開口量([redacted] mm)以下	シール機能維持*2
サプレッション・チェンバアクセスハッチ	構造部（円筒胴，鏡板）	設計・建設規格準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力（円筒胴） [redacted] MPa[gage] 許容圧力（鏡板） [redacted] MPa[gage]	[redacted] MPa[gage]（2 Pd）以上 [redacted] MPa[gage]（2 Pd）以上	破断せず
	構造部（円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト）	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。				
	シール部（フランジ，ガスケット）	有限要素法（ＦＥＭ） ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [redacted] mm（内側），[redacted] mm（外側）	許容開口量 [redacted] mm）以下	シール機能維持*2
所員用エアロック	構造部（円筒胴）	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage]（2 Pd）以上	破断せず
	構造部（隔壁）	添付書類「V-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載。				
	シール部（扉板シール部）	機械工学便覧 ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量 [redacted] mm	許容開口量（[redacted] mm）以下	シール機能維持*2
	シール部（その他シール部）	ガスケット試験 材料仕様	200 ℃	200 ℃以上	200 ℃以上	シール機能維持*3

注記 ＊1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載
＊2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認
＊3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認
＊4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

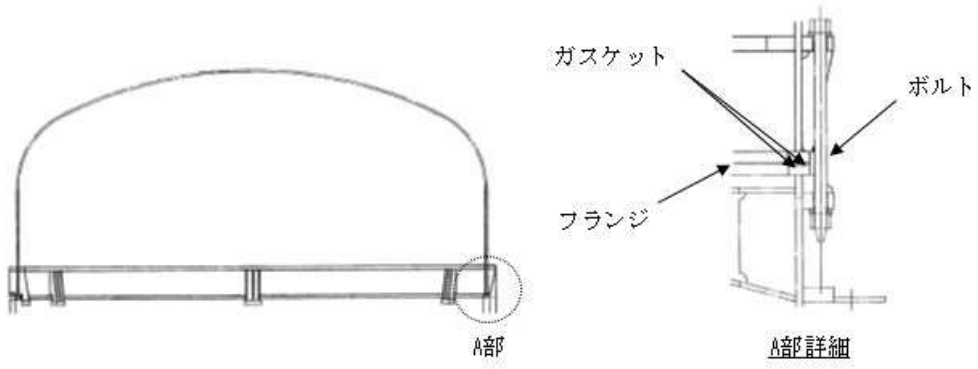
表 4-3 評価結果まとめ (2／2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果
配管貫通部	接続配管	同左	添付書類「V-3-5-3-1 残留熱除去系の強度計算書」に記載。				
	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (X-18) : [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
		スリーブ取付部	添付書類「V-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載。				
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (X-28) : [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
		構造部 (フランジ, ボルト)	ＪＩＳ Ｂ ８２６５		発生応力 (X-28 フランジ) : 124 MPa 必要有効断面積 (X-28 ボルト) : 1.212 $\times 10^3$ mm^2	許容応力 (281 MPa) 以下 総有効断面積 (6.765$\times 10^3$ mm^2) 以下	破断せず
		シール部 (フランジ, ガスケット)	文献の理論式	200 ℃ 2 Pd	開口量 : [redacted] mm	許容開口量 ([redacted] mm) 以下	シール機能維持*2
	セーフエンド	同左	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (X-18) : [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	伸縮継手	同左	添付書類「V-3-9-1-4-2 原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載。				
電気配線貫通部	アダプタ	同左	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (低圧) [redacted] MPa[gage] 許容圧力 (高圧) [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	ヘッダ	同左	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 (低圧) [redacted] MPa[gage] 許容圧力 (高圧) [redacted] MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
	モジュール	シール部 (モジュール)	電気ペネ共研, NUPEC 試験	200 ℃ 2 Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持*4
原子炉格納容器隔離弁	不活性ガス系バタフライ弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 : 1.40 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
		弁シート部	漏えい確認試験	200 ℃ 2 Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持*4
	ＴＩＰボール弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200 ℃ 2 Pd	許容圧力 : 1.32 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず
		シール部	ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	200 ℃以上	200 ℃以上	シール機能維持*3

注記 ＊1：複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載
＊2：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認
＊3：シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認
＊4：試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

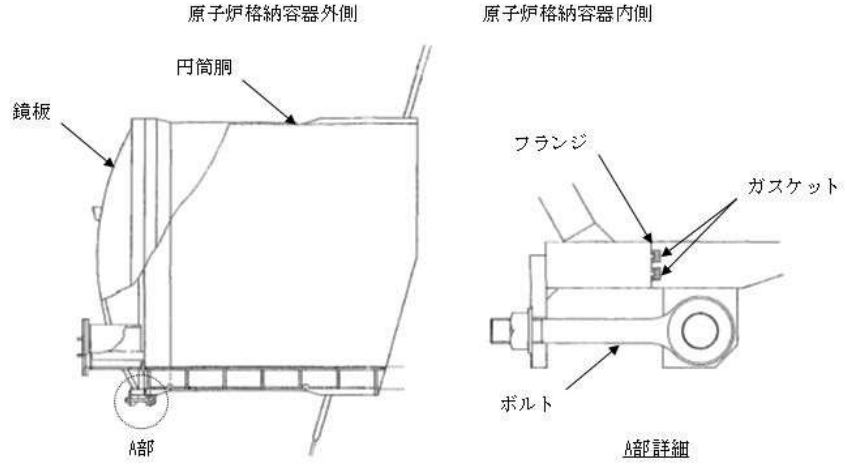


原子炉格納容器本体

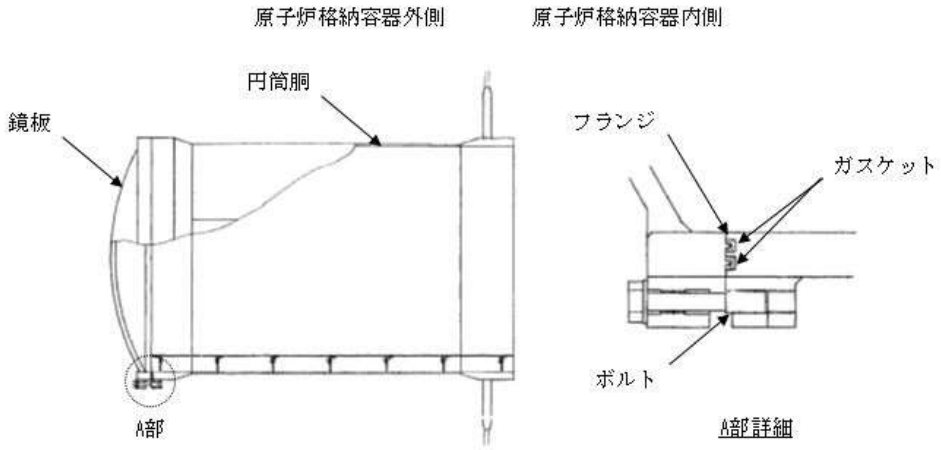


トップヘッドフランジ

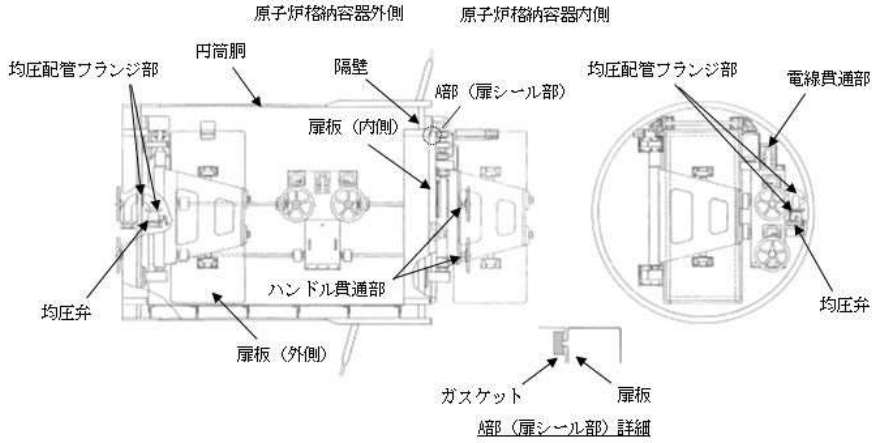
図 4-3　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（1／5）



機器搬入用ハッチ

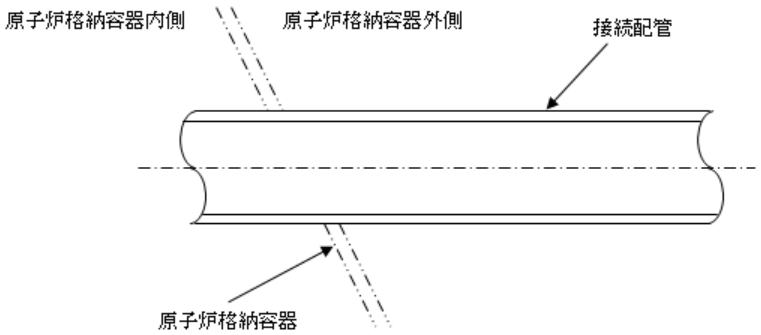


サプレッション・チェンバアクセスハッチ

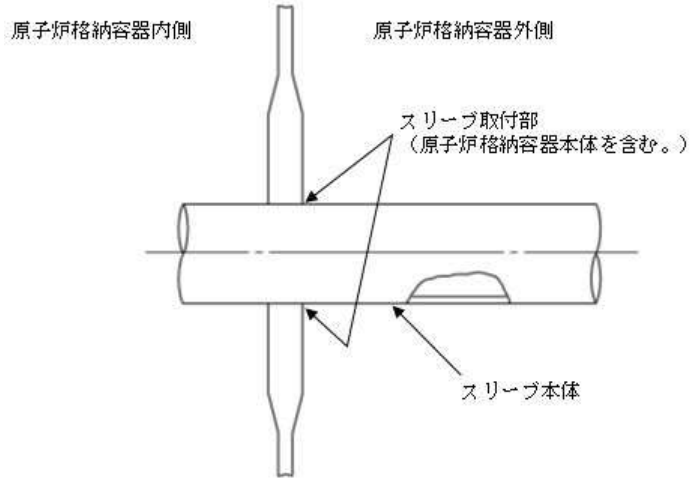


所員用エアロック

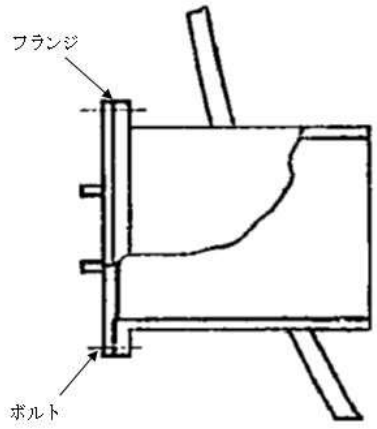
図 4-3　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（2／5）



配管貫通部（接続配管）

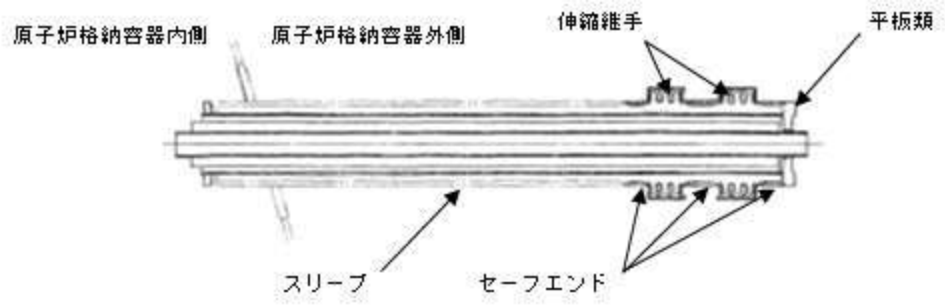


配管貫通部（スリーブ）

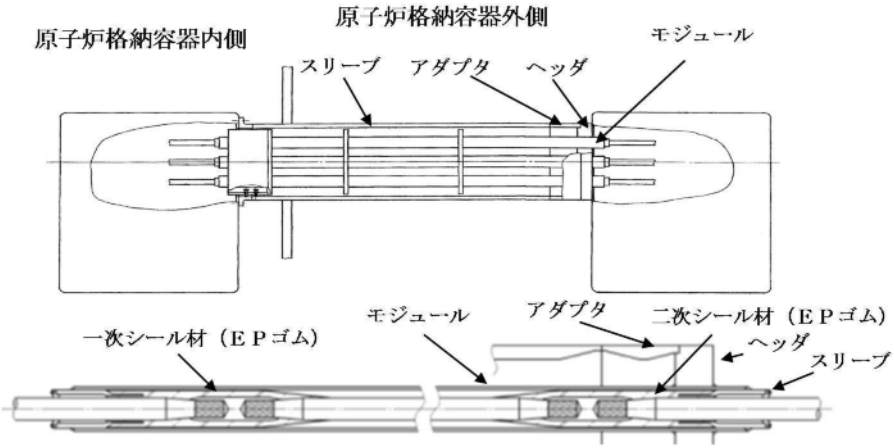


配管貫通部（平板類）

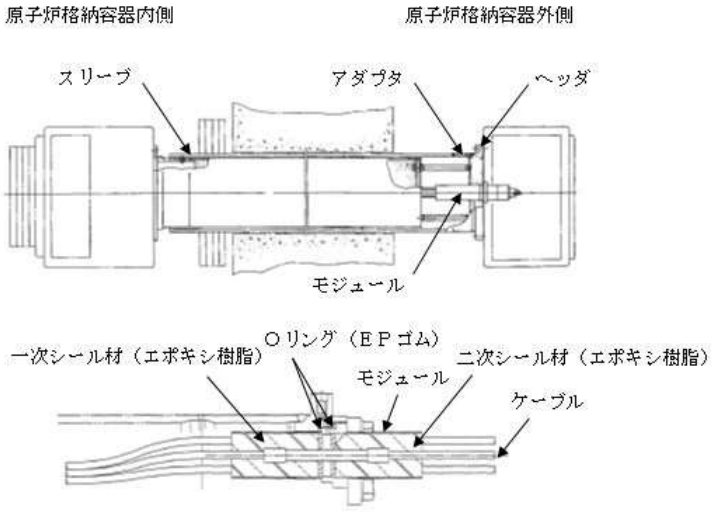
図 4-3　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（3／5）



配管貫通部（セーフエンド，伸縮継手）

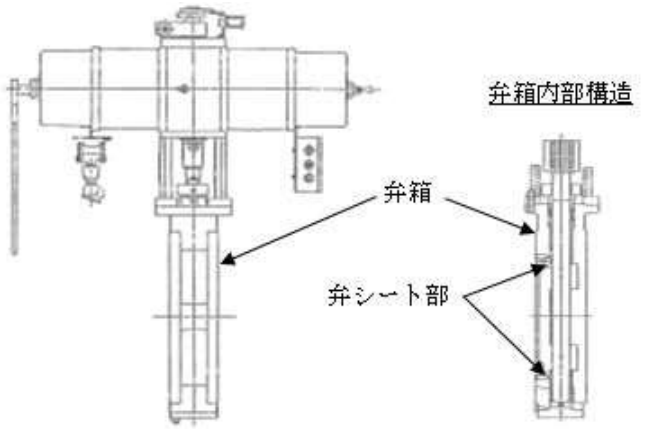


電気配線貫通部（高圧用）

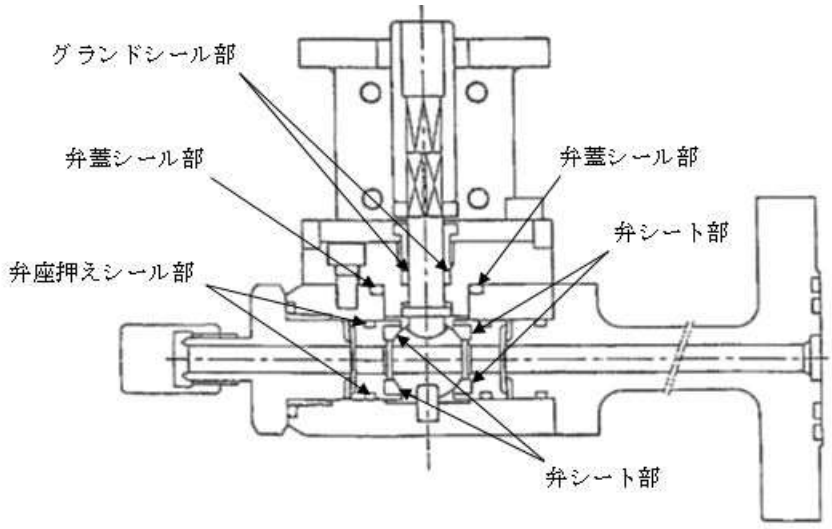


電気配線貫通部（低圧用）

図 4-3　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4／5）



原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（ＴＩＰボール弁）

図 4-3　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5／5）

4.2　その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の評価温度，圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の経年劣化，評価温度，圧力が負荷された後の耐震性，貫通部の核分裂生成物（以下「ＦＰ」という。）沈着について影響を確認する。

4.2.1　確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して，影響を及ぼす可能性のある対象機器の経年劣化，評価温度，圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容について影響を確認する。

(1)　経年劣化の影響

原子炉格納容器評価温度・圧力（200 ℃，2 Pd）時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 1 に示す。

(2)　評価温度，圧力負荷後の耐震性への影響

原子炉格納容器が評価温度・圧力（200 ℃，2 Pd）が負荷された後の耐震性の影響について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 2 に示す。

(3)　貫通部のＦＰ沈着による影響

炉心溶融時，貫通部のリークパスにＦＰが沈着した場合の温度上昇について確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添 1 別紙 3 に示す。

4.2.2　確認結果

(1)　原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策についても確認し，原子炉格納容器の評価温度，圧力への影響はないことを確認した。

(2)　重大事故等時の温度，圧力を超える評価温度，圧力（200 ℃，2 Pd）が負荷された後の耐震性の影響については，評価温度，圧力の環境で一部の箇所において小さな残留ひずみが生じるが，発生応力に与える影響はない。地震の許容応力は，放射性物質の閉じ込め機能の確認にて考慮した許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないことを確認した。

(3)　炉心溶融時の原子炉格納容器内のＦＰの沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへＦＰが飛散し，リークパス内がＦＰで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し，ＦＥＭ解析により熱解析を実施した。評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 175 ℃となり原子炉格納容器評価温度である 200 ℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度，圧力に影響ないことを確認した。

別添１　原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について

目　　次

1.　概要

2.　原子炉格納容器本体
2.1　評価方針…… 別添1-2-1
2.2　評価結果…… 別添1-2-4

3.　トップヘッドフランジ
3.1　評価方針…… 別添1-3-1
3.2　評価…… 別添1-3-3
3.3　評価結果…… 別添1-3-11

4.　機器搬入用ハッチ
4.1　評価方針…… 別添1-4-1
4.2　評価…… 別添1-4-4
4.3　評価結果…… 別添1-4-9

5.　サプレッション・チェンバアクセスハッチ
5.1　評価方針…… 別添1-5-1
5.2　評価…… 別添1-5-4
5.3　評価結果…… 別添1-5-10

6.　所員用エアロック
6.1　評価方針…… 別添1-6-1
6.2　評価…… 別添1-6-6
6.3　評価結果…… 別添1-6-11

7.　配管貫通部
7.1　概要…… 別添1-7-1
7.2　配管貫通部（接続配管）…… 別添1-7-2
7.3　配管貫通部（スリーブ）…… 別添1-7-3
7.4　配管貫通部（平板類）…… 別添1-7-6
7.5　配管貫通部（セーフエンド）…… 別添1-7-13
7.6　配管貫通部（伸縮継手）…… 別添1-7-15
8.　電気配線貫通部
8.1　概要…… 別添1-8-1
8.2　電気配線貫通部（アダプタ）…… 別添1-8-3

8.3　電気配線貫通部（ヘッダ）……………………………………………別添 1-8-5
8.4　電気配線貫通部（モジュール）………………………………………別添 1-8-8

9.　原子炉格納容器隔離弁
9.1　概要……………………………………………………………………別添 1-9-1
9.2　原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）………………別添 1-9-2
9.3　原子炉格納容器隔離弁（ＴＩＰボール弁）……………………………別添 1-9-4

別紙 1　原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について
別紙 2　原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性の影響について
別紙 3　原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について

1. 概要

本資料は，「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価」に示す重大事故等時の評価温度，評価圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法及び評価結果を詳細に示すものである。

2. 原子炉格納容器本体

2.1 評価方針

原子炉格納容器本体は，円錐フラスタム形のドライウェル，円筒形のサプレッション・チェンバから構成されている。

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力が一般構造部に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって，原子炉格納容器本体の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受けることによって生じる，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法を表 2-1 に，評価対象を図 2-1 にそれぞれ示す。

ここで，「発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む））（第Ⅰ編　軽水炉規格）ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１-2005/2007」（以下，「設計・建設規格」という。）の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することになっている。設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ(S_u)に割下げ率を考慮して設定されたものである(設計･建設規格　解説 GNR-2200)。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m(一次一般膜応力強さ)には 1.5，P_L+P_b（一次一般局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，原子炉格納容器本体に発生する応力が，P_mが 2/3S_u，P_L+P_bがS_u以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格　解説 PVB-3111 に示されるように，供用状態ＤのP_m，P_L+P_bの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Ｄの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため，割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(1) 一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部（設計･建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として，設計・建設規格の PVE-3230(2)a 項及び PVE-3323(1)項を準用し，許容引張応力に供用状態Ｄにおける一次一般膜応力の許容値である 200 ℃の 2/3S_uを与えることで許容応力を算出し，評価圧力 2 Pd，2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧を上回ることを確認する。また，応力評価を実施し，200 ℃，2 Pd における発生応力P_mを算出し，原子炉格納容器の 2/3S_u値（200 ℃）に相当する許容応力以内であることを確認する。なお，応力評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

(2) 構造不連続部

原子炉格納容器の構造不連続部の評価として，応力評価を実施する。評価温度・圧力（200 ℃,2 Pd)における発生応力P_L+P_bを算出し,原子炉格納容器のS_u値(200 ℃）に相当する許容応力以内であることを確認する。なお，応力評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

また，東海第二発電所の原子炉格納容器は原子炉格納容器基部においてアンカボルトで支持された自立式の格納容器であるため，温度上昇時には原子炉格納容器基部に熱応力（二次応力）が発生する。二次応力は，応力増加に伴い局部的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を引き起こすとは考えられないが，念のため一次＋二次応力を評価する。

表 2-1　評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
構造部	一般構造部	延性破壊	・設計・建設規格の評価式を準用した評価 ・応力評価
	構造不連続部	延性破壊	・応力評価

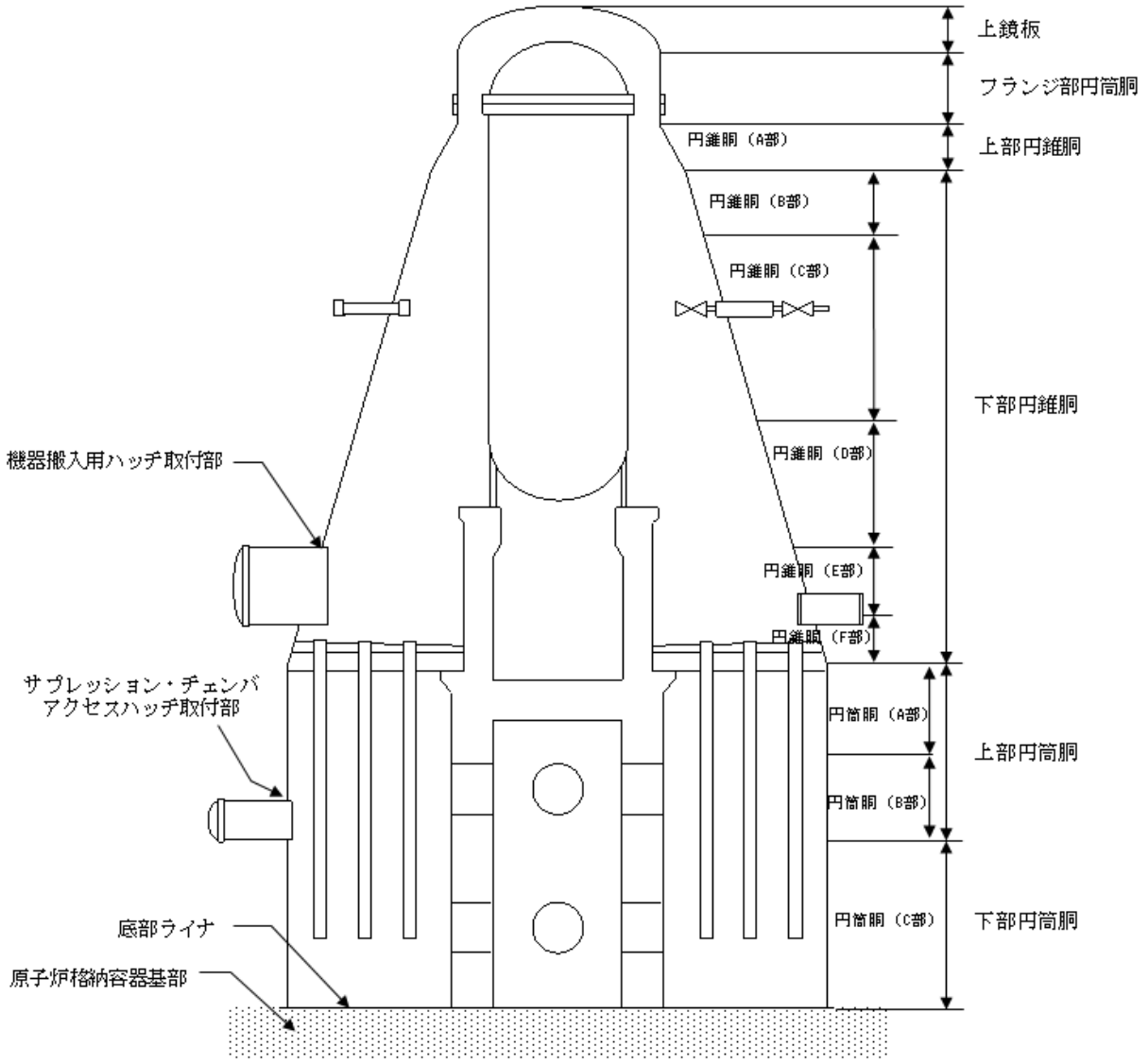


図 2-1　原子炉格納容器本体の評価対象

2.2　評価結果

(1)　一般構造部

原子炉格納容器本体の一般構造部について，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，2 Pd を上回ることを確認した。その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価した。S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。評価結果の詳細を添付 2-1 に示す。

また，応力評価結果は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

上記により，200 ℃，2 Pd における発生応力に対して，一般構造物の許容応力以内であることを確認した。

(2)　構造不連続部

原子炉格納容器の構造不連続部の応力評価結果は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

上記により，200 ℃，2 Pd における発生応力に対して，構造不連続部の許容応力以内であることを確認した。

原子炉格納容器の許容圧力評価結果

東海第二発電所の原子炉格納容器円筒部，円錐部及びトップヘッド部の必要板厚は，設計・建設規格の PVE-3521，PVE-3230(2)a 項及び PVE-3230(2)h 項を用いて求めることができる。ここで求めた式の許容引張応力に 200 ℃での 2/3Ｓ$_u$を与えることで東海第二発電所の限界圧力は，算出できる。

下記に，各評価対象を示す。

①上鏡板

上鏡板：[redacted]（SGV480 相当）

許容圧力算定式：PVE-3521 を準用

Ｐ ＝ 2Ｓη ｔ ／ （ＲＷ＋0.2ｔ）

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3Ｓ$_u$値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
R	ふた板の中央部における内半径（mm）	
W	さら形ふた板の形状による係数	1.322
P	200 ℃における許容圧力	[redacted]
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage]（2 Pd）		

②フランジ部円筒胴

フランジ部円筒胴：[redacted]（SGV480 相当）

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

Ｐ ＝ 2Ｓη ｔ ／ （Ｄ$_i$＋1.2ｔ）

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3Ｓ$_u$値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage]（2 Pd）		

NT2 補② Ｖ-1-8-1-別添 1 R2

③円錐胴A部

円錐胴A部：[redacted](SGV480相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)h項を準用

$P = 2\cos\theta \cdot S\eta t / (D_i + 1.2\cos\theta \cdot t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における2/3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の1/2（°）	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃における許容圧力	[redacted]
[redacted]MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

④円錐胴B部

円錐胴B部：[redacted](SGV480相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)h項を準用

$P = 2\cos\theta \cdot S\eta t / (D_i + 1.2\cos\theta \cdot t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における2/3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の1/2（°）	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃における許容圧力	[redacted]
[redacted]MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑤円錐胴C部

円錐胴C部 [redacted] (SGV480相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)h項を準用

$P = 2\cos\theta \cdot S\eta t / (D_i + 1.2\cos\theta \cdot t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における2/3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の1/2（°）	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑥円錐胴D部

円錐胴D部 [redacted] (SGV480相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)h項を準用

$P = 2\cos\theta \cdot S\eta t / (D_i + 1.2\cos\theta \cdot t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における2/3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の1/2（°）	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑦円錐胴 E 部

円錐胴 E 部 [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)h 項を準用

$P = 2\cos\theta \cdot S\eta t / (D_i + 1.2\cos\theta \cdot t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の 1/2（°）	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑧円錐胴 F 部

円錐胴 F 部 [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)h 項を準用

$P = 2\cos\theta \cdot S\eta t / (D_i + 1.2\cos\theta \cdot t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
θ	円錐の頂角の 1/2（°）	[redacted]
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

⑨円筒胴 A 部

円筒胴 A 部 [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$P = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ [redacted] MPa[gage]（2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧）		

⑩円筒胴 B 部

円筒胴 B 部 [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$P = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ [redacted] MPa[gage]（2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧）		

⑪円筒胴C部

円筒胴C部 [redacted] (SGV480相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$P = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ [redacted] MPa[gage]（2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧）		

原子炉格納容器の応力評価結果

原子炉格納容器本体の応力評価結果は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

原子炉格納容器基部の評価

1. 概要

原子炉格納容器本体については，200 ℃，2 Pd において一次応力が発生する。また，原子炉格納容器基部については，熱膨張の拘束による熱応力が発生する。ここでは，既工認（工事計画認可申請書参考資料（平成 20・02・29 原第 41 号　平成 20 年 4 月 7 日付け））の参考資料 2-6「サプレッション・チェンバ円筒部シェル部及びサンドクッション部の強度計算書」の応力値を用いて，原子炉格納容器基部について一次応力＋二次応力（$P_L + P_b + Q$）を評価する。

なお，原子炉格納容器の限界圧力，限界温度の確認においては，繰り返し荷重を考慮する必要はないと考えられるが，原子炉格納容器基部については，念のため，200 ℃，2 Pd における発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

2. 評価方針

発生応力は，熱により発生する二次応力に分類されることから，設計・建設規格に示される一次＋二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ａ，Ｂに対する許容値と同じ３Ｓ（Ｓ値：200 ℃における値）とする。

一次＋二次応力が制限値を超えた場合は，設計・建設規格 PVB-3315(2)に規定される疲労評価により，疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。

3. 評価条件

(1) 圧力及び温度

評価圧力 : 0.62 MPa[gage] (2 Pd)

評価温度 : 200 ℃

(2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表 2-3(1)に示す。

表 2-3(1) 材料の許容応力

部位	材料	一次＋二次応力
		$P_L + P_b + Q$
原子炉格納容器	SGV480	393 （＝3Ｓ）

4. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を表 2-3(2)及び図 2-3(1)に示す。応力評価点は，既工認の強度計算書において，一次局部膜応力＋一次曲げ応力＋二次応力が最大の値を示す部位を応力評価点とする。

表 2-3(2) 応力評価点

応力評価点番号	評価項目	応力評価点
P6	一次局部膜応力 ＋ 一次曲げ応力 ＋ 二次応力	原子炉格納容器基部

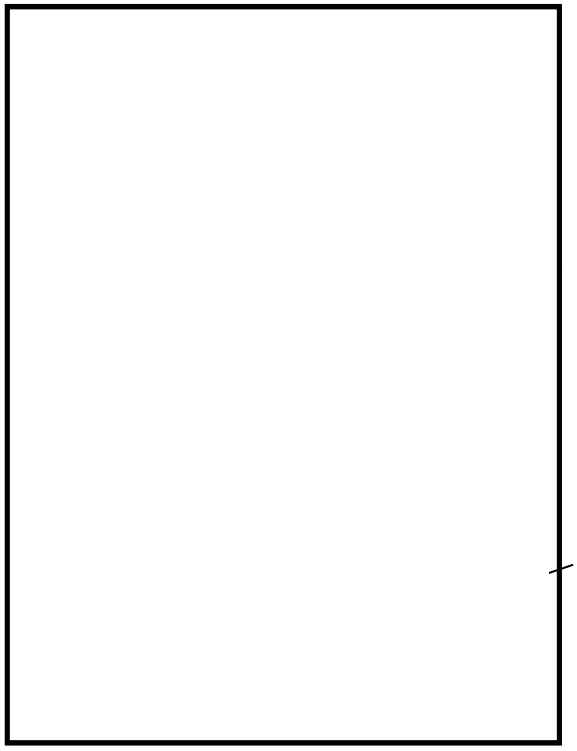


図 2-3(1)　応力評価点

(2)　応力計算

原子炉格納容器基部の作用する圧力，熱応力及び死荷重による圧力は，既工認で計算した応力を用い，評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。

5.　応力評価

原子炉格納容器基部の各荷重による応力を表 2-3(3)表に示す。また，応力の組合せ結果を表 2-3(4)に示す。

応力評価点の発生応力は一次＋二次応力の許容値を超える結果となったため，疲労評価を行い，疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。疲労評価の結果を表 2-3(5)，表 2-3(6)に示す。

表 2-3(3)　各荷重による応力

荷重	一次＋二次応力					
	P_L+P_b+Q					
	内面			外面		
	σt	$\sigma \ell$	τ	σt	$\sigma \ell$	τ
SA 時荷重						
鉛直荷重（通常）						
熱荷重（SA 時：200 ℃）						
プール水頭						

σt：円周方向応力，$\sigma \ell$：軸方向応力，τ：せん断応力（t－ℓ方向）

表 2-3(4)　一次＋二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組合せ	応力分布	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P6	死荷重＋内圧＋熱＋ＳＡ時の水頭圧	一次＋二次応力		393

表 2-3(5)　疲労評価結果

S_n	発生応力［MPa］	
K	応力集中係数	
K_e	ピーク応力補正係数	
S_p	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて，その最大値と最小値との差［MPa］	
S_ℓ	繰返しピーク応力強さ［MPa］	
S_ℓ'	補正繰返しピーク応力強さ［MPa］	
N_a	許容繰返し回数［回］	
N_c	重大事故等時の繰返し回数［回］	1
U	疲労累積係数	

注）設計・建設規格　PVB-3315(2)項を適用

表 2-3(6)　評価結果

一次＋二次応力評価（MPa）		疲労評価	
一次＋二次応力評価	許容応力	疲労累積係数	許容値
	393		1

3. トップヘッドフランジ

3.1 評価方針

トップヘッドフランジは，ドライウェル上蓋側のフランジと原子炉格納容器本体側のフランジをボルトにより固定している。また，シール部はシール溝が内外二重に配置されており，それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

トップヘッドフランジの構造強度上考慮すべき機能喪失要因として，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

シール部については，内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが，内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより，外部への漏えい経路を形成する。

また，フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが，重大事故等時の環境に晒されると，シール材が高温劣化し，フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって，トップヘッドフランジの機能喪失要因は，原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊，また，シール部のフランジ開口量及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，200 ℃，2 Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

・フランジ部の耐圧
・フランジ固定部の強度
・ガスケットの健全性

トップヘッドフランジの評価対象と評価方法を表3-1に，評価対象を図3-1にそれぞれ示す。

表 3-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 （フランジ部，ボルト）	延性破壊	・応力評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	開口，シール機能低下	・実機モデルのＦＥＭ解析による開口量評価 ・既往研究の試験結果を用いた評価

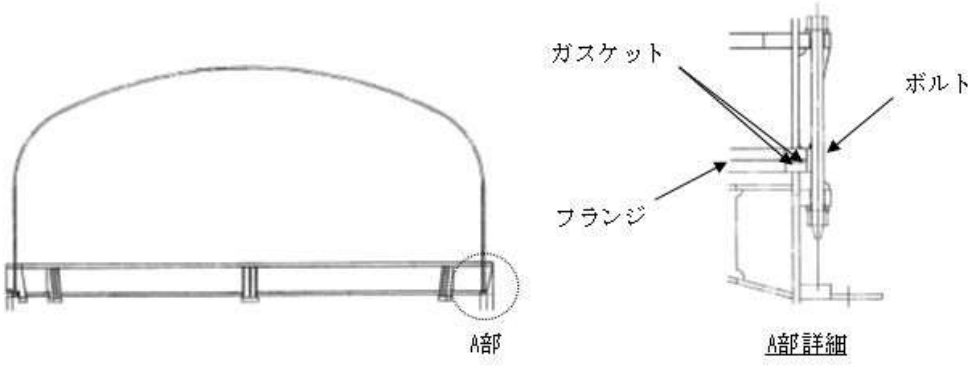


図3-1 トップヘッドフランジの評価対象

(1)　フランジ部の耐圧

フランジ部の耐圧評価として，原子炉格納容器温度・圧力が200 ℃，2 Pdにおけるフランジ部の一次応力評価を行い，発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで，設計・建設規格の解説表PVB-3110-1において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに，国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するフランジ部の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には1.5，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち，フランジ部に発生する応力が，P_mが$2/3S_u$，P_L+P_bがS_u以下であれば延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格解説PVB-3111に示すように，供用状態DのP_m，P_L+P_bの許容値と同様である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは$2/3S_u$，P_L+P_bは$1.5\times2/3S_u$（$=S_u$）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが，後者は，断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0とする。

なお，応力評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

(2)　フランジ固定部の強度

①締付けボルトの強度評価

トップヘッドフランジの締付けボルトについて，200 ℃，2 Pdにおける評価する。

②フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，ＦＥＭ解析を用いてトップヘッドフランジ部における開口量を評価する。

(3)　ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコン製シール材を使用しているが，重大事故等時の環境下における性能特性に優れたシール材である改良ＥＰＤＭ製シール材に変更する。改良ＥＰＤＭ製シール材による重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験結果をもとに原子炉格納容器限界開口量を評価し，重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能を評価する。

3.2　評価

(1)　フランジ部の耐圧

評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

(2)　フランジ固定部の強度

①締付けボルトの強度評価

評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載する。

②フランジの開口評価

トップヘッドフランジについて，2 Pd におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため，三次元ＦＥＭモデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図 3-2 に解析モデルを示す。本解析では，フランジの他，圧力作用面であるトップヘッド及び原子炉格納容器胴部（円筒胴及び円錐胴）をモデル化する。

また，フランジシール部を構成する各種部材（フランジ，ボルト，ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため，ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1/2 ピッチ分をモデル化している。荷重条件として，0 から発散するまで内圧を加えた。

200 ℃における圧力と開口量の関係を図 3-3 に示す。

2 Pd における内側ガスケット部の開口量は［　　］mm，外側ガスケット部は［　　］mm であった。

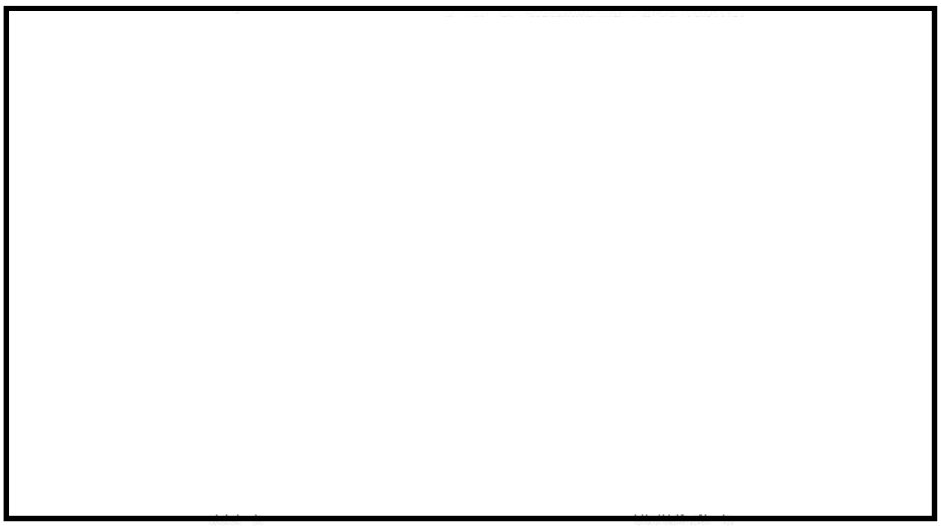


図 3-2　トップヘッドフランジの解析モデル

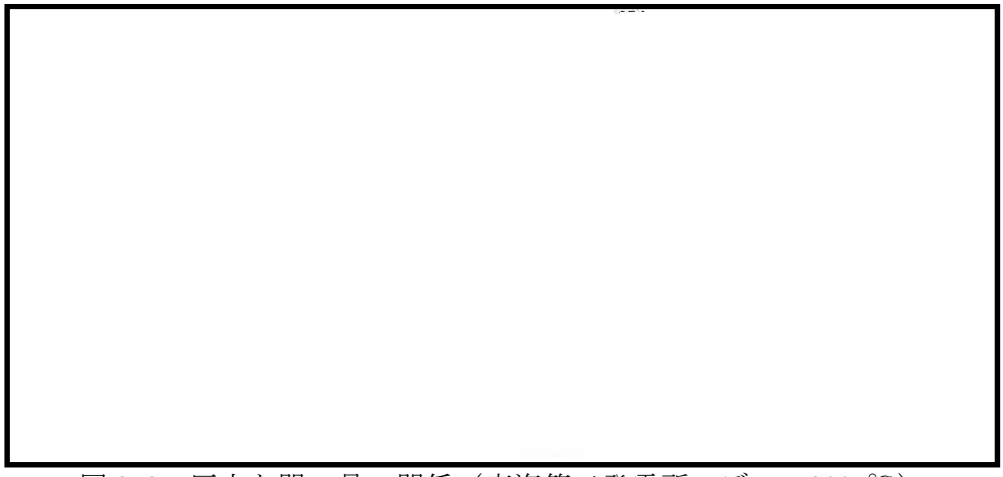


図 3-3　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 ℃）

(3)　ガスケットの健全性

フランジシール部は，内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが，内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより，外部への漏えい経路を形成する。ただし，フランジ部が開口しても，フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら，重大事故等時の環境に晒されると，フランジシール部に使用されているシール材が劣化し，フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで，トップヘッドフランジのシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について，重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって，改良ＥＰＤＭ製シール材について，重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し，想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお，フランジ部のシール材は，プラントの定期検査時に開放される場合には取替えを実施しており，通常運転中における劣化は極めて軽微であることから，重大事故等時の条件下での評価を実施する。

a.　シール材（改良ＥＰＤＭ製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良ＥＰＤＭ製シール材の重大事故等時の環境における劣化特性を確認するために，ＪＩＳ　Ｋ　６２６２「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表3-2に示す。なお，圧縮永久ひずみ測定とは，所定の圧縮率をかけ変形させた後，開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0 %とし，全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100 %としている。圧縮永久ひずみが表3-2で示す［　］%」は，シール材の初期締付量が［　］mmであるとき，［　］mm戻ることを意味する。この場合，［　］mmのフランジ部開口まではシール機能が確保可能である。

表 3-2　圧縮永久ひずみ試験*1結果（改良ＥＰＤＭ製）

試験温度	200 ℃
構造部放射線照射量	［　］kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	［　］%*3

注記　＊1：ＪＩＳ　Ｋ　６２６２に従い実施

＊2：試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

＊3：［　　］%の平均値

b. 改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験

b-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良ＥＰＤＭ製シール材の性能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験に加え，実機フランジＯリング溝を模擬した小型試験装置を用いて，重大事故等時の条件を模擬した環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図3-4に示しており，実機Ｏリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し，予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては，重大事故等時の条件を模擬するために，放射線照射量はフランジガスケット部の重大事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また，高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200 ℃と，さらに余裕を見た250 ℃を設定し，それぞれ7日間（168時間）一定温度で高温曝露している。また，試験治具のＯリング溝は内側に□mmの段差があり，その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため，重大事故等時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で，高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は，重大事故等時に発生する水素を模擬するために，Ｈｅにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では，格納容器限界圧力2 Pd（0.62 MPa）以上の気密性を確認するため最大で0.9 MPaまで加圧して気密性を確認している。また，格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために，高温曝露後の試験体フランジを0.8 mm開口させ，その状態でもＨｅ気密確認試験を実施し，0.9 MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお，開口量の0.8 mmは，2 Pdにおける開口量が最も大きなトップヘッドフランジのフランジ開口量（約□mm）を1/2 スケールにしたものと同等である。

試験結果は表3-3に示すとおり，本試験により200 ℃が168時間継続した場合の改良ＥＰＤＭ製シール材のシール機能の健全性を確認した。

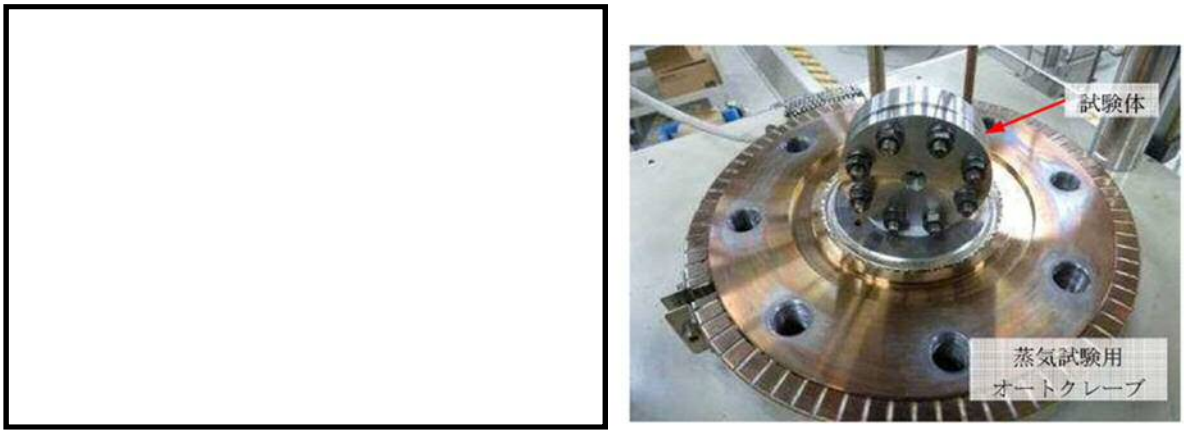


図3-4 改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験装置

表 3-3 Ｈｅ気密確認試験結果

No.	曝露条件	γ線照射量	開口変位模擬	0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
1	乾熱 200 ℃，168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
2	蒸気 1 MPa，250 ℃，168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○
3	蒸気 1 MPa，250 ℃，168 時間	800 kGy	無し	○	○	○
			0.8 mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

b-2　実機フランジ模擬試験

改良ＥＰＤＭ製シール材は前述の小型フランジ試験に加え，より大口径（ガスケット径：約250 mm）の実機フランジ模擬試験（実機フランジモデル試験）も実施しており，実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行っている。試験装置は図3-5，図3-6に示しており，試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし，溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし，径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り，高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては，重大事故等時の条件を模擬するために，放射線照射量はフランジガスケット部の重大事故後7日間の累積放射線量の目安である800 kGyを用いて実施している。また，ＥＰＤＭの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき，高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し，温度については，格納容器限界温度である200 ℃と，さらに余裕を見た250 ℃，300 ℃とし，それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また，内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため，フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後，気密確認試験を実施した。気密確認試験では，格納容器限界圧力 2 Pd（0.62 MPa）を包絡する圧力で気密性を確認した。

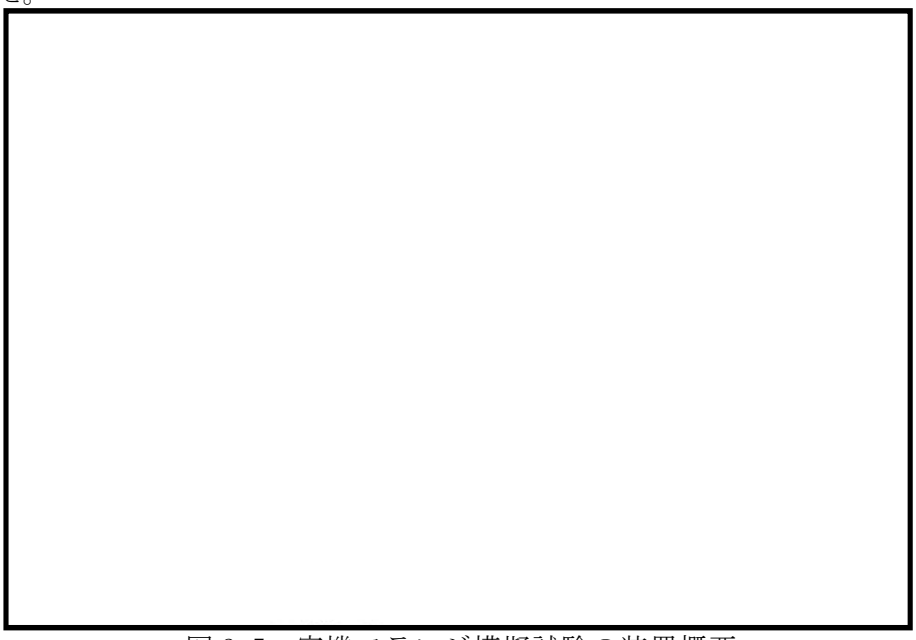
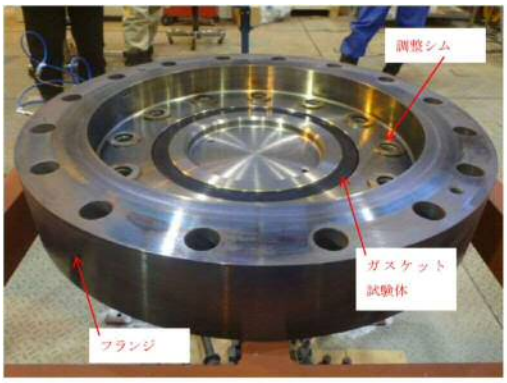
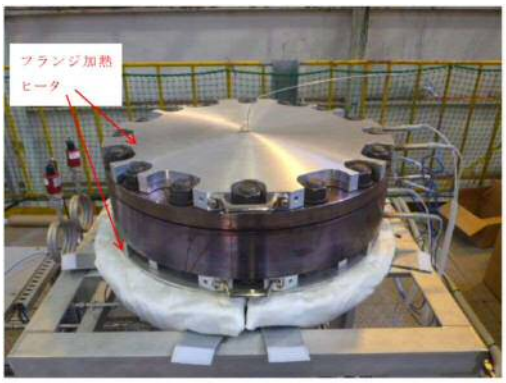


図 3-5　実機フランジ模擬試験の装置概要



試験装置外観（フランジ開放時）



試験装置外観（フランジ密閉時）

図 3-6　実機フランジ模擬試験装置の外観

試験結果を表 3-4 に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限（0 mm）であっても，有意な漏えいは発生せず，200 ℃・168 時間，250 ℃・96 時間，300 ℃・24 時間の耐性が確認された。図 3-7 に 200 ℃・168 時間の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 3-7 より，フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり，外周側に有意な劣化が見られないことから，フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また。断面形状より，劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため，有意な劣化が進行していないことが確認された。

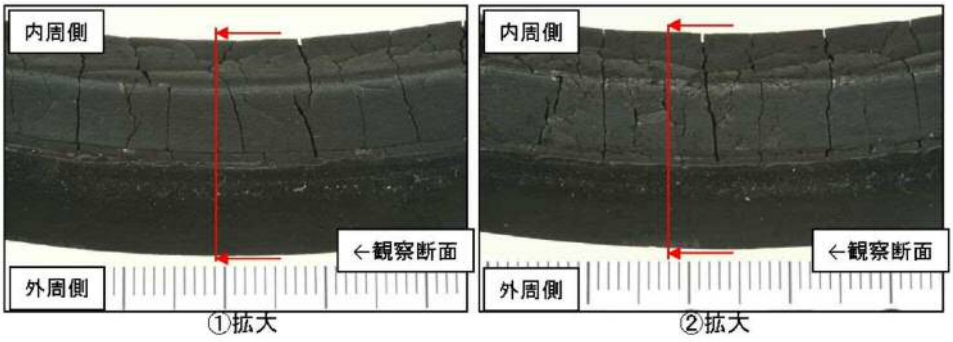
表 3-4　シビアアクシデント条件での試験結果

No.	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	改良ＥＰＤＭ（[redacted]）	200 ℃	168 時間	0 mm	無
2	改良ＥＰＤＭ（[redacted]）	250 ℃	96 時間	0 mm	無
3	改良ＥＰＤＭ（[redacted]）	300 ℃	24 時間	0 mm	無

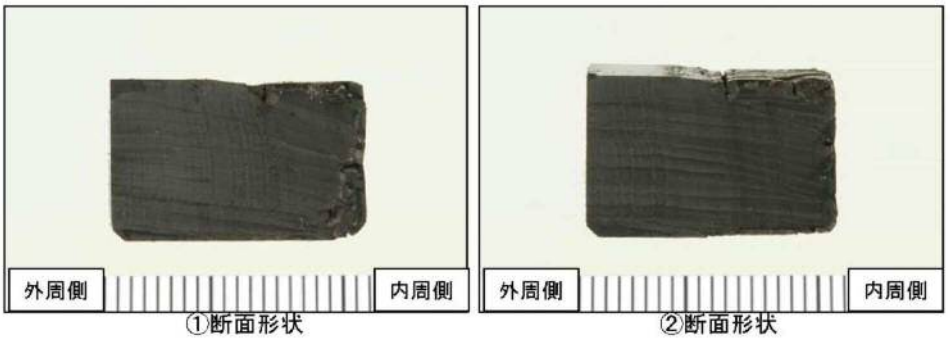
下記条件は全ケース共通
試験圧力：2 Pd 以上（0.854 MPa 以上），放射線照射量：800 kGy，
加圧媒体：乾熱（空気）
漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする。



全体写真



①拡大　②拡大



①断面形状　②断面形状

図 3-7　試験後の試験体外観（200 ℃・168 時間）

c. トップヘッドフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり，トップヘッドフランジに許容される開口量について以下のように設定する。

図 3-8 に開口量とシール材のシール性との関係図を示す。東海第二発電所のトップヘッドフランジは，タング（突起）がガスケットを押し込む構造であり，フランジの定格締付量（タング押込量）は［　　］mm である。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが，「シール材（改良ＥＰＤＭ製）の圧縮永久ひずみ試験」より得られたガスケットの圧縮永久ひずみ率［　　］％をもとに，ガスケットの重大事故等時の環境における最大復元量を評価すると［　　］mm（＝［　　］mm×(100 ％－［　　］％)）となる。また，「実機フランジ模擬試験」から 200 ℃，2 Pd におけるタング押込量 0 mm においてシール機能が維持されていることを確認したことから，許容開口量は，最大復元量と同じ［　　］mm に設定する。

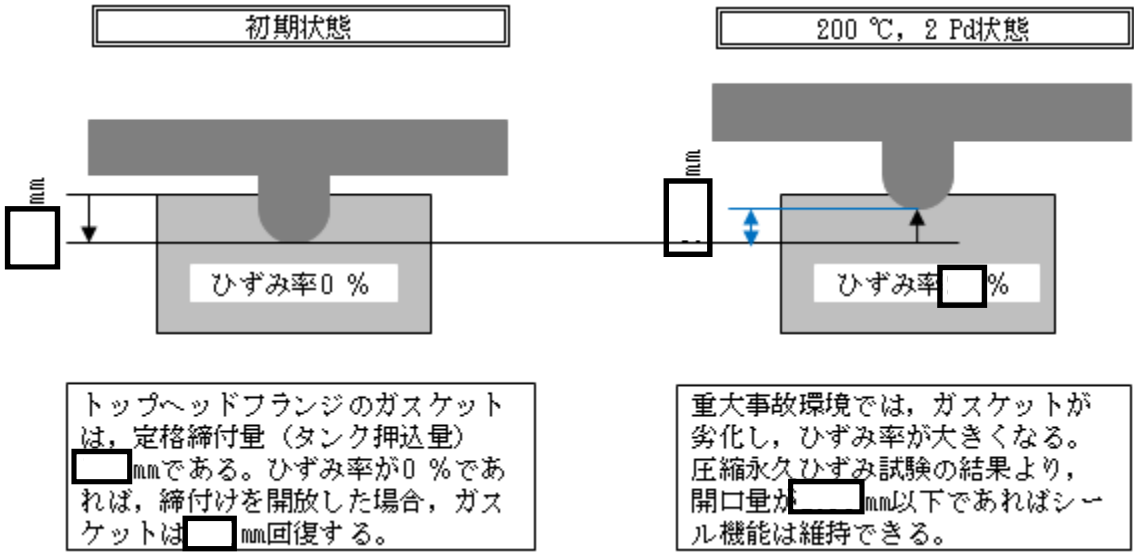


図 3-8　ひずみ率と許容開口量関係図

本評価に用いる許容開口量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後の圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から［　　］mm としている。

したがって，(2)項にて求めた 200 ℃，2 Pd（0.62 MPa[gage]）における開口量は，内側ガスケット部で［　　］mm，外側ガスケット部で［　　］mm であり，許容開口量［　　］mm を下回り，シール機能が維持できることを確認した（図 3-9）。



図 3-9　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 ℃）

3.3　評価結果

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表3-5に示す。

表3-5　トップヘッドフランジの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	フランジ部の耐圧	応力評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載	
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルトの強度評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載	
		②フランジの開口評価	200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口を評価 （(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う）	－
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価	・ガスケット（改良ＥＰＤＭ製シール材）の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口量は，許容開口量以下となり，シール機能が維持されることを確認	○

以上により，トップヘッドフランジについては，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお，更なる安全性向上対策として，重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

4. 機器搬入用ハッチ

4.1 評価方針

機器搬入用ハッチは，原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており，原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また，フランジ部はボルトにより固定され，シール部はシール溝が内外二重に配置されており,それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

機器搬入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

シール部については，内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが,内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより,外部への漏えい経路を形成する。

また，フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが，重大事故等時の環境に晒されると，シール材が高温劣化し，フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって，機器搬入用ハッチの機能喪失要因は，原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊，また，フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，200 ℃，2 Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

・本体の耐圧
・フランジ固定部の強度
・ガスケットの健全性

機器搬入用ハッチの評価対象と評価方法を表 4-1 に，評価対象を図 4-1 にそれぞれ示す。

表 4-1　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 （円筒胴，鏡板，フランジ部）	延性破壊	・応力評価 ・設計・建設規格の評価式を準用した評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	開口，シール材劣化	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・試験結果等に用いた評価

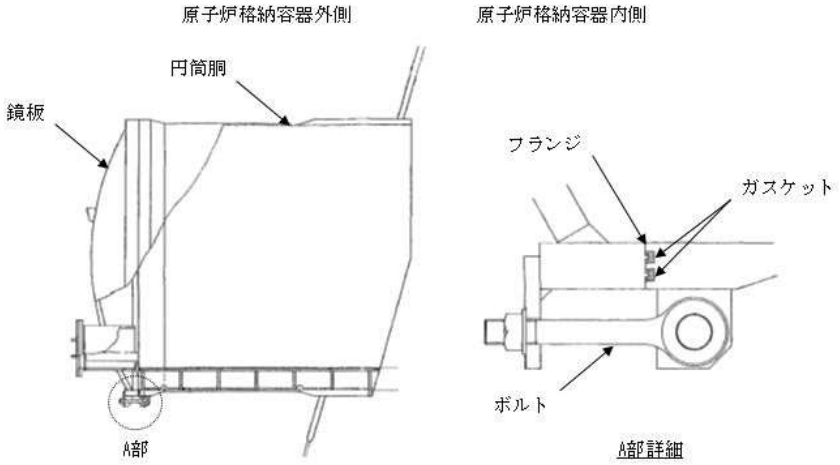


図 4-1　機器搬入用ハッチの評価対象

(1) 本体の耐圧

a. 応力評価

機器搬入用ハッチの構造健全性評価として，応力評価を実施する。評価温度・圧力（200 ℃，2 Pd）における発生応力P_L+P_bを算出し，発生応力が原子炉格納容器のS_u値（200 ℃）に相当する許容応力以内であることを確認する。

ここで，設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する機器搬入用ハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，機器搬入用ハッチに発生する応力が，P_mが 2/3S_u，P_L+P_bがS_u以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態DのP_m，P_L+P_bの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは 2/3S_u，P_L+P_bは 1.5×2/3S_u（＝S_u）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

b. 許容圧力評価

機器搬入用ハッチの構造健全性評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位として円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力が 2 Pd を上回ることを確認する。

ここで，設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する機器搬入用ハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，機器搬入用ハッチに発生する応力が，P_mが 2/3S_u，P_L+P_bがS_u以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態DのP_m，P_L+P_bの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは 2/3S_u，P_L+P_bは 1.5×2/3S_u（＝S_u）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付けボルトの強度評価

機器搬入用ハッチのフランジ締付ボルトについて，200 ℃，2 Pd における評価する。

b. フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，機器搬入用ハッチにおける開口量を評価する。

(3) ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが，重大事故等時の環境下における性能特性に優れたシール材である改良ＥＰＤM製シール材に変更する。改良ＥＰＤM製シール材による重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能を確認するために,圧縮永久ひずみ試験結果をもとに原子炉格納容器限界開口量を評価し，重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで原子炉格納容器閉じ込め機能を評価する。

4.2 評価

(1) 本体の耐圧

a. 応力評価

機器搬入用ハッチの応力評価結果は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

b.　許容圧力評価

機器搬入用ハッチの円筒胴及び鏡板の構造健全性について，設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力の評価を実施した。評価部位として，内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴，鏡板）を選択し，許容圧力を評価した。

評価に用いた主要仕様を表 4-2 に示す。

表 4-3 表に，機器搬入用ハッチの許容圧力評価結果を示す。

表 4-2　機器搬入用ハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所
最高使用圧力（MPa）	0.31
最高使用温度（℃）	171
材料	[redacted]（SGV480 相当）
内径（mm）	[redacted]
胴板厚さ（mm）	[redacted]
蓋板厚さ（mm）	[redacted]

表 4-3　機器搬入用ハッチの許容圧力評価結果

①円筒胴：[redacted]（SGV480 相当）

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$P = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃における許容圧力	[redacted]
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

②鏡板 [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用

$P = 2S\eta t / (R+0.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
R	鏡板内半径（mm）	
P	200℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付ボルトの強度評価

評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-2 機器搬出入口の強度計算書」に記載する。

b.　フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，機器搬入用ハッチ部における開口量を評価した。解析モデルを図 4-2 に，開口量の解析評価結果を図 4-3 にそれぞれ示す。

2 Pd における開口量は，内側ガスケット部で [redacted] mm，外側ガスケット部で [redacted] mm となる。

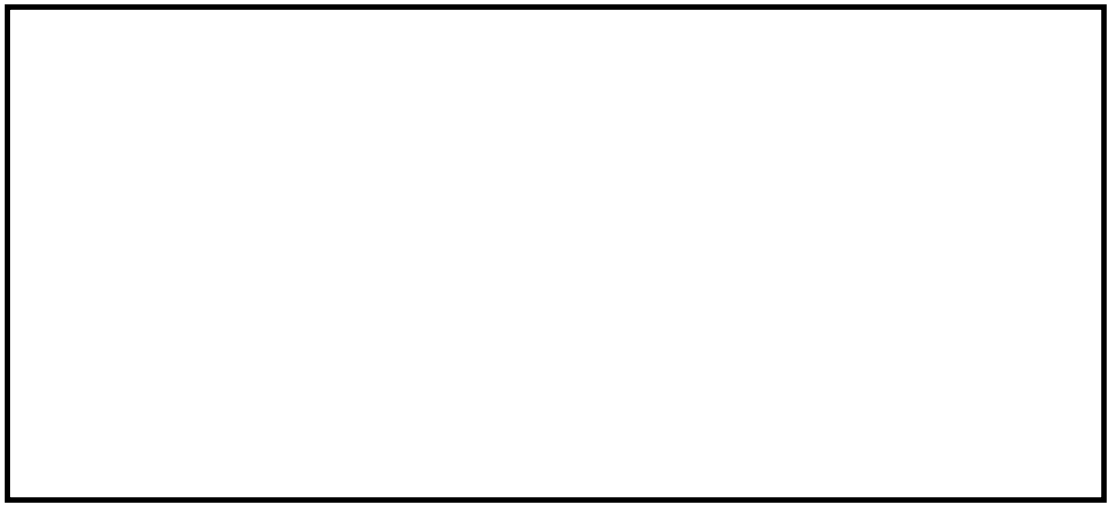


図 4-2　機器搬入用ハッチ開口部評価解析モデル

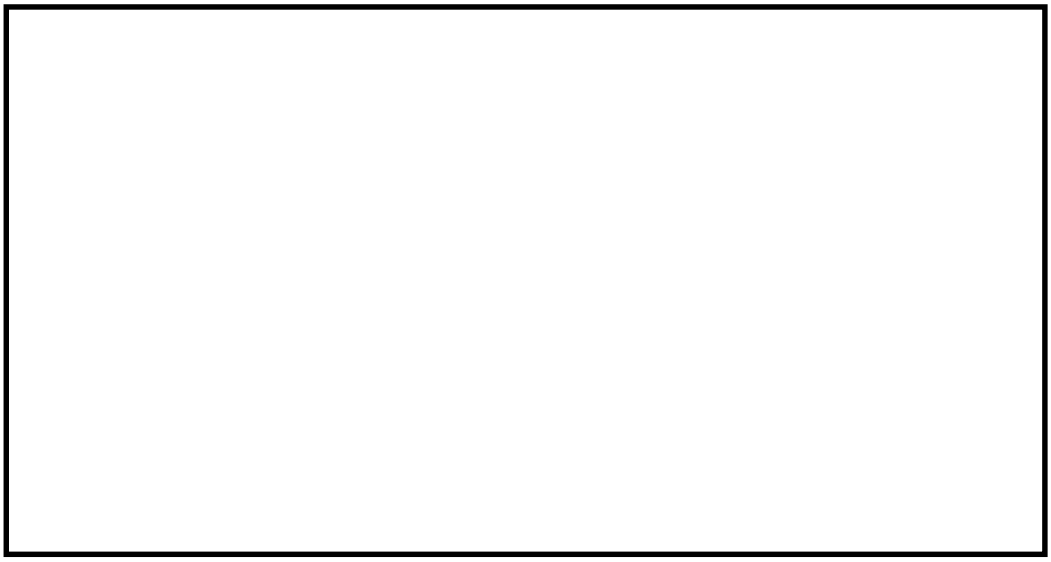


図 4-3　機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガスケットの健全性

フランジシール部は，内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが，内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより，外部への漏えい経路を形成する。ただし，フランジ部が開口しても，フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら，重大事故等時の環境に晒されると，フランジシール部に使用されているシール材が劣化し，フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで，機器搬入用ハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について，重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって，改良ＥＰＤＭ製シール材について，重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し，想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお，フランジ部のシール材は，プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており，通常運転中における劣化は極めて軽微であることから,重大事故等時の条件下での評価を実施する。

a. シール材（改良ＥＰＤＭ製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良ＥＰＤＭ製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の詳細は，別添1　3.2(3)a.に示す。

b. 改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験

改良ＥＰＤＭ製シール材の性能確認試験の詳細は，別添１　3.2(3)b.に示す。

c. 機器搬入用ハッチフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり，機器搬入用ハッチフランジに許容される開口量は別添１　3.2(3)c.に示す。

本評価に用いる許容開口量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から [redacted] mm としている。

したがって，(2)項にて求めた 200 ℃，2 Pd（0.62 MPa[gage]）における開口量は，内側ガスケット部で [redacted] mm，外側ガスケット部で [redacted] mm であり，許容開口量 [redacted] mm を下回り，シール機能が維持できることを確認した（図 4-4）。



図 4-4　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 ℃）

4.3　評価結果

機器搬入用ハッチの健全性評価結果を表4-3に示す。

表4-3　機器搬入用ハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-2　機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		②許容圧力評価	200 ℃，2 Pdにおける一次応力は，許容値：S_uを満足することを確認 許容圧力は，2 Pd以上であることを確認	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルト評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-2　機器搬出入口の強度計算書」に記載	
		②フランジ開口評価	200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口を評価 （以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う）	－
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価	・ガスケット（改良ＥＰＤＭ製シール材）の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口量は，許容開口量以下となり，シール機能が維持されることを確認	○

以上により，機器搬入用ハッチについては，200 ℃，2 Pd環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお，更なる安全性向上対策として，重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

5. サプレッション・チェンバアクセスハッチ

5.1 評価方針

サプレッション・チェンバアクセスハッチは，原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており，原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して内圧として作用する。また，フランジ部はボルトにより固定されており，シール部はシール溝が内外二重に配置されており，それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

サプレッション・チェンバアクセスハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

シール部については，内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが,内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより,外部への漏えい経路を形成する。

また，フランジが開口してもフランジの密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができるが，重大事故等時の環境に晒されると，シール材が高温劣化し，フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。

したがって，サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因は，原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊，また，フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，200 ℃，2 Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

・本体の耐圧
・フランジ固定部の強度
・ガスケットの健全性

サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象と評価方法を表 5-1 に，評価対象を図 5-1 にそれぞれ示す。

表 5-1　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 （円筒胴，鏡板，フランジ部）	延性破壊	・応力評価 ・設計・建設規格の評価式を準用した評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	開口，シール材劣化	・有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用した評価 ・試験結果等に用いた評価

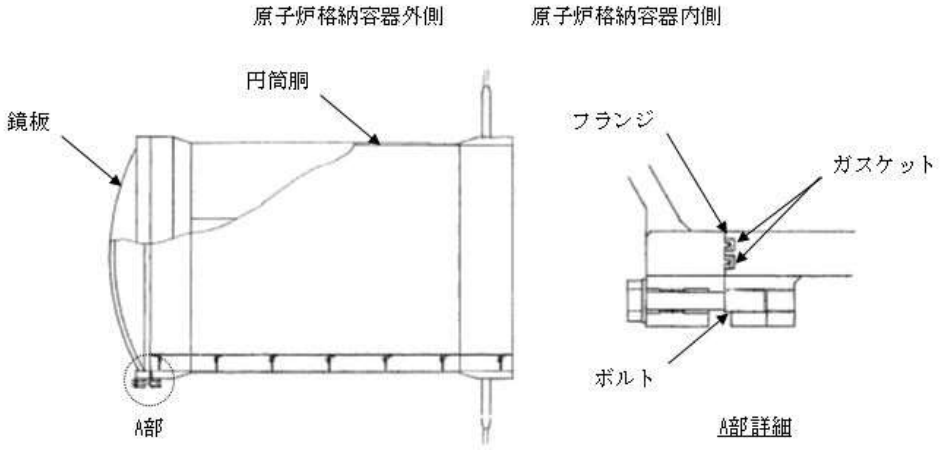


図 5-1　サプレッション・チェンバアクセスハッチの評価対象

(1)　本体の耐圧

a.　応力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として，応力評価を実施する。評価温度・圧力（200 ℃，2 Pd）における発生応力P_L+P_bを算出し，発生応力が原子炉格納容器のS_u値（200 ℃）に相当する許容応力以内であることを確認する。

ここで，設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するサプレッション・チェンバアクセスハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，サプレッション・チェンバアクセスハッチに発生する応力が，P_mが$2/3S_u$，P_L+P_bがS_u以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態DのP_m，P_L+P_bの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは$2/3S_u$，P_L+P_bは$1.5\times2/3S_u$（$=S_u$）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

b.　許容圧力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの構造健全性評価として，機器搬入用ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位として円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力が 2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧を上回ることを確認する。

ここで，設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するサプレッション・チェンバアクセスハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5，P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，サプレッション・チェンバアクセスハッチに発生する応力が，P_mが $2/3S_u$，P_L+P_bがS_u以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態ＤのP_m，P_L+P_bの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Ｄの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは $2/3S_u$，P_L+P_bは $1.5\times2/3S_u$（$=S_u$）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(2)　フランジ固定部の強度

a.　締付けボルトの強度評価

サプレッション･チェンバアクセスハッチのフランジ締付ボルトについて，200 ℃，2 Pd における強度を評価する。

b.　フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，サプレッション・チェンバアクセスハッチにおける開口量を評価する。

(3)　ガスケットの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが，重大事故等時の環境下における性能特性に優れたシール材である改良ＥＰＤＭ製シール材に変更する。改良ＥＰＤＭ製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し，重大事故等時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能を評価する。

5.2　評価

(1)　本体の耐圧

a.　応力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの応力評価は添付書類「Ⅴ-3-9-1-3 エアロックの強度計算書」に記載する。

b.　許容圧力評価

サプレッション・チェンバアクセスハッチの円筒胴及び鏡板の構造健全性について，設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力の評価を実施した。評価部位として，内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴，鏡板）を選択し，許容圧力を評価した。

評価に用いた主要仕様を表 5-2 に示す。

表 5-3 に,サプレッション･チェンバアクセスハッチの許容圧力評価結果を示す。

表 5-2　サプレッション・チェンバアクセスハッチの主要仕様

項目	東海第二発電所
最高使用圧力（MPa）	0.31
最高使用温度（℃）	104.5
材料	[redacted]（SGV480 相当）
内径（mm）	[redacted]
胴板厚さ（mm）	[redacted]
蓋板厚さ（mm）	[redacted]

表 5-3 サプレッション・チェンバアクセスハッチの許容圧力評価結果

①円筒胴 [redacted]（SGV480 相当）

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$P = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃における許容圧力	[redacted]
[redacted] MPa[gage] ＞ [redacted] MPa[gage]（2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧）		

②鏡板 [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用

$P = 2S\eta t / (R+0.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
R	鏡板内半径（mm）	
P	200℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ [redacted] MPa[gage]（2 Pd＋ＳＡ時の水頭圧）		

(2) フランジ固定部の強度

a. 締付ボルトの強度評価

評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-3　エアロックの強度計算書」に記載する。

b.　フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故等時の過温，過圧時におけるフランジ開口量を評価するために，有限要素法を用いた弾塑性解析結果を活用し，サプレッション・チェンバアクセスハッチ部における開口量を評価した。解析モデルを図 5-2 に，開口量の解析評価結果を図 5-3 にそれぞれ示す。

2 Pd における開口量は，内側ガスケット部で [redacted] mm，外側ガスケット部で [redacted] mm となる。

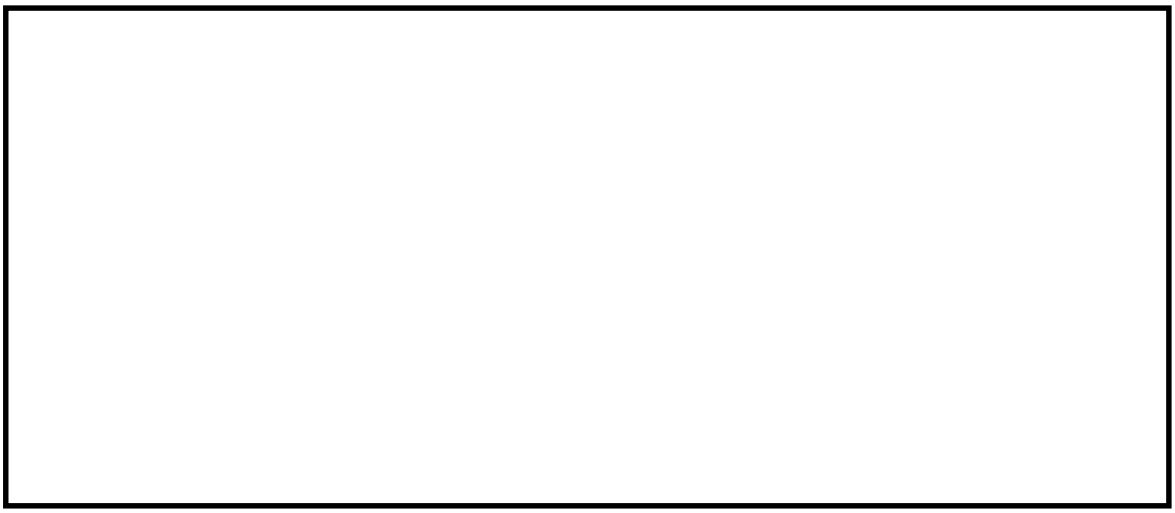


図 5-2　サプレッション・チェンバアクセスハッチ開口部評価解析モデル



図 5-3　サプレッション・チェンバアクセスハッチの
各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3)　ガスケットの健全性

フランジシール部は，内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが，内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより，外部への漏えい経路を形成する。ただし，フランジ部が開口しても，フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば，シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら，重大事故等時の環境に晒されると，フランジシール部に使用されているシール材が劣化し，フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで，サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について，重大事故等時の環境下の耐性が優れた改良ＥＰＤM製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって，改良ＥＰＤM製シール材について，重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し，想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお，フランジ部のシール材は，プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており，通常運転中における劣化は極めて軽微であることから，重大事故等時の条件下での評価を実施する。

a.　シール材（改良ＥＰＤM製）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良ＥＰＤM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の詳細は，別添1　3.2(3)a.に示す。

b.　改良ＥＰＤM製シール材の性能確認試験

改良ＥＰＤM製シール材の性能確認試験の詳細は，別添１　3.2(3)b.に示す。

c.　サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジの開口量評価

ガスケットの健全性を評価するにあたり，サプレッション・チェンバアクセスハッチのフランジに許容される開口量は別添１　3.2(3)c.に示す。

本評価に用いる許容開口量は，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング（事故後約 19 時間）における環境条件を包絡する 168 時間後における圧縮永久ひずみ試験結果（ひずみ率）から　　mm としている。

したがって，(2)項にて求めた 200 ℃，2 Pd（0.62 MPa[gage]）における開口量は，内側ガスケット部で　　mm，外側ガスケット部で　　mm であり，許容開口量　　mm を下回り，シール機能が維持できることを確認した（図 5-4）。

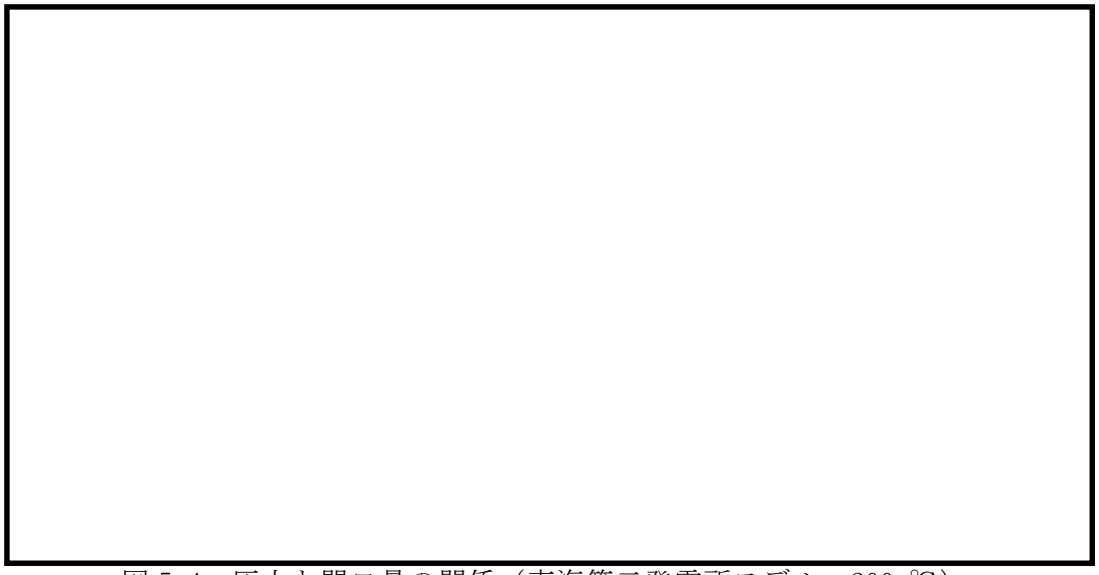


図 5-4　圧力と開口量の関係（東海第二発電所モデル，200 ℃）

5.3　評価結果

サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果を表5-4に示す。

表5-4　サプレッション・チェンバアクセスハッチの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-3　エアロックの強度計算書」に記載	
		②許容圧力評価	200 ℃，2 Pdにおいて一次応力は，許容値：S_uを満足することを確認 許容圧力は2 Pd以上であることを確認	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付けボルト評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-3　エアロックの強度計算書」に記載	
		②フランジ開口評価	200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口を評価 （以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う）	－
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化，開口量評価	・ガスケット（改良ＥＰＤＭ製シール材）の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口量は，許容開口量以下となり，シール機能が維持されることを確認	○

以上により，サプレッション・チェンバアクセスハッチについては，200 ℃，2 Pd環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

なお，更なる安全性向上対策として，重大事故後の長期におけるシール機能健全性を補強するために，高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については，バックアップシール材の試験を元に評価し，格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

6. 所員用エアロック

6.1 評価方針

所員用エアロックは，原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴，隔壁及び隔壁に支持された扉板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また，扉板はロック機構により固定されており，隔壁と扉板とのシール部には，シリコンゴムのガスケットを使用している。

隔壁には扉開閉ハンドル軸，開閉表示盤の電線管が貫通しており，貫通部にはフッ素系シール材を使用している。また，隔壁に接続する均圧配管にはフランジ部及び均圧弁にシール材を使用しており，フランジ部には非石綿系シートガスケット，均圧弁シート部にはフッ素系シール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200 ℃,2 Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって，所員用エアロックの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また，シール部のうち扉板部については，原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に，扉板は所員用エアロック本体側に押し付けられる構造であるため，圧力により扉が開くことはないが，高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。なお，その他のシール部についても高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

そのため，所員用エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊，並びに，扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，200 ℃，2 Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

・本体の耐圧

・ガスケットの健全性

所員用エアロックの評価対象と評価方法を表 6-1 に，評価対象を図 6-1 にそれぞれ示す。

表 6-1　評価対象と評価方法

評価対象（シール材）		機能喪失要因	評価方法
構造部	円筒胴	延性破壊	・設計・建設規格の評価式を準用した評価
	隔壁	延性破壊	・応力評価
シール部	扉板 （ガスケット）	開口，シール材劣化	・機械工学便覧の計算式を用いた評価 ・試験結果等を用いた評価
	扉開閉ハンドル貫通部 （Oリング）	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価
	電線管貫通部 （シール材）	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価
	均圧配管フランジ部 （ガスケット）	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価
	均圧弁 （シート部）	シール材劣化	・試験結果等を用いた評価

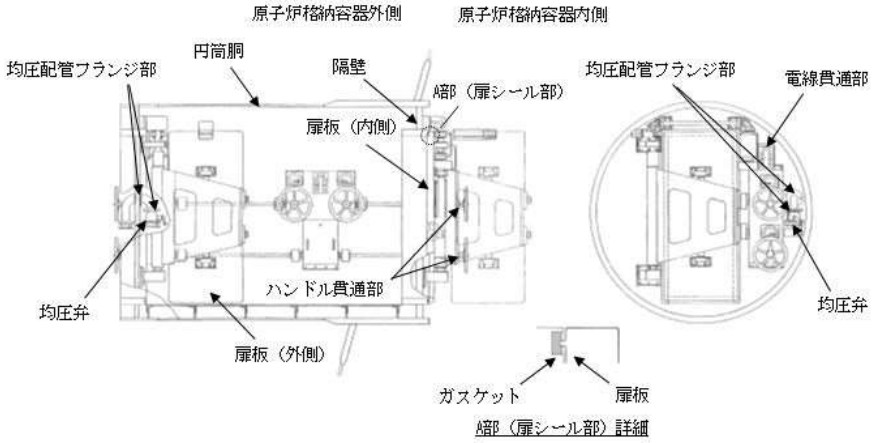


図 6-1　所員用エアロックの評価対象

(1) 本体の耐圧

a. 許容圧力評価

所員用エアロックの構造健全性評価として，所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち，円筒胴については，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力評価を行い，許容圧力が 2 Pd を上回ることを確認する。

ここで，設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する所員用エアロックの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 とした評価を行う。すなわち，所員用エアロックに発生する応力が，P_mが 2/3S_u以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。

この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態DのP_mの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは 2/3S_uと規定されている。P_mは，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されている。

b. 応力評価

所員用エアロックの隔壁の構造健全性を確認するため，応力評価を実施する。

ここで，設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内S_u値検討会で設定された設計引張強さ（S_u）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する所員用エアロックの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5，P_L＋P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，所員用エアロックに発生する応力が，P_mが 2/3S_u，P_L＋P_bがS_u以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態DのP_m，P_L＋P_bの許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_mは 2/3S_u，P_L＋P_bは 1.5×2/3S_u（＝S_u）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力がS_uに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面がS_uに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

(2) ガスケットの健全性

a. 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には，これまでシリコンガスケットを使用しているが，重大事故等時の耐環境性に優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は，扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり，圧力により扉板が開くことはない。しかし，高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため,圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価する。改良ＥＰＤＭ製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し，重大事故等時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能を評価する。

なお，シール材の高温劣化については，エアロックの扉に使用されるシール材がトップヘッドフランジ及びハッチ類と同一であり，重大事故等時の耐環境性に優れた改良ＥＰＤＭ製シール材であること，重大事故等時には格納容器の内圧により扉が押し付けられシール部を抑え込む方向であること及び扉が二重に設けられることから，原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考え，トップヘッドフランジ・ハッチ類の評価にて代表するものとする。所員用エアロックの構造概略図を図 6-2 に示す。なお，エアロックのシール材は，プラントの定期検査時に開放される場合には取替えを実施しており，通常運転中における劣化は極めて軽微であることから，重大事故等時の条件下での評価を実施する。

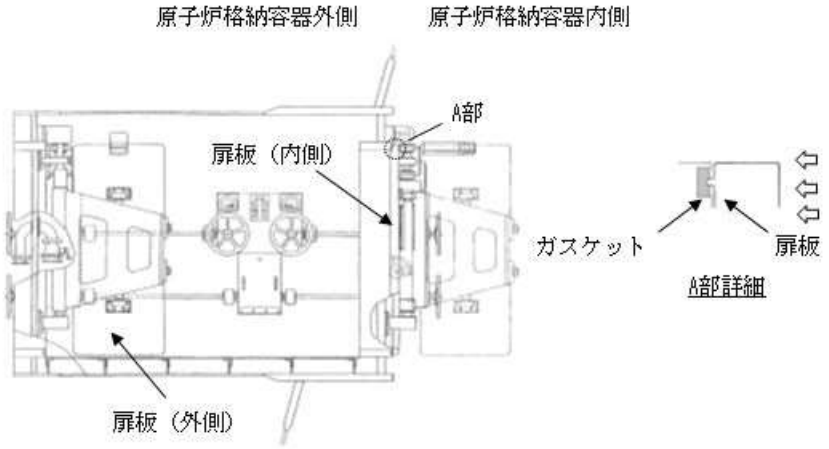


図 6-2　所員用エアロックの構造概略図

b.　扉以外のシール材

所員用エアロックには，扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが，今後，重大事故時の耐環境性に優れた表 6-2 に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故等時の環境下における耐性を確認する。

表 6-2　所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
扉開閉ハンドル貫通部 （Ｏリング）	改良ＥＰＤＭ材
電線管貫通部（シール材）	膨張黒鉛材
均圧配管フランジ部 （ガスケット）	改良ＥＰＤＭ材　又は 膨張黒鉛材
均圧弁（シート部）	ＰＥＥＫ材

6.2　評価

(1)　本体の耐圧

a.　許容圧力評価

所員用エアロックの構造健全性評価として，所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち，円筒胴については，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力評価を実施した。

評価に用いた主要仕様を表 6-3 に示す。

表 6-4 に，所員用エアロックの許容圧力評価結果を示す。

表 6-3　所員用エアロックの主要仕様

項目	東海第二発電所
最高使用圧力（MPa）	0.31
最高使用温度（℃）	171
材料	[redacted](SGV480 相当)
内径（mm）	[redacted]
胴板厚さ（mm）	[redacted]

表 6-4　所員用エアロックの許容圧力評価結果

①円筒胴：[redacted](SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用

$P = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	厚さ（mm）	[redacted]
D_i	胴内径（mm）	[redacted]
P	200℃における許容圧力	[redacted]
[redacted]MPa　＞　0.62 MPa (2 Pd)		

b. 応力評価

所員用エアロックの応力評価結果は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-3　エアロックの強度計算書」に記載する。

(2)　ガスケットの健全性

a.　扉のシール材

a-1　扉板部の開口量評価

所員用エアロック扉閉止時は，扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり，圧力により扉板が開くことはない。しかし，高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな変形によりガスケット部の微小な開口が予想されるため，圧力による開口量を機械工学便覧のはりのたわみ計算式に基づき評価した。改良ＥＰＤＭ製シール材による重大事故等時の格納容器閉じ込め機能を確認するために，圧縮永久ひずみ試験結果をもとに許容開口量を評価し，重大事故等時における扉板部の開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能を評価した。

許容開口量の設定に使用する改良ＥＰＤＭ製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 6-5 に示す。

表 6-5　圧縮永久ひずみ試験*1 結果（改良ＥＰＤＭ製）

試験温度	200 ℃
構造部放射線照射量	[redacted] kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	[redacted] %*3

注記　＊1：ＪＩＳ　Ｋ　６２６２ に従い実施

＊2：試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

＊3：[redacted] %の平均値

許容開口量の設定に使用する試験結果は，トップフランジの設定の考え方と同様，168 時間のひずみ率とする。また，扉板シール部の定格押込量が [redacted] mm であることを踏まえ，許容開口量は [redacted] mm（＝定格締付量 [redacted] mm×（100 %－[redacted] %）／100 %）とする。

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いて求めた，所員用エアロック扉板の変位量は表 6-6 に示すとおり [redacted] mm であり，許容開口量 [redacted] mm を下回る。

所員用エアロック扉の変形概念図を図 6-3 に示す。

表 6-6　所員用エアロック（扉板）の開口量評価結果

評価式：機械工学便覧

$\delta = w \times L_1 / (24 \times E \times I) \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$

$w = P \times b$　　（w：単位荷重）

$I = b \times h^3 / 12$　（I：断面二次モーメント）

P	圧力（MPa[gage]）	0.62
b	扉板の幅（mm）	
L_1	支点からシール部までの長さ（mm）	
E	縦弾性係数（MPa）	191,000
h	扉板の厚さ（mm）	
L_2	支点間の長さ（mm）	
δ	変位量（mm）	

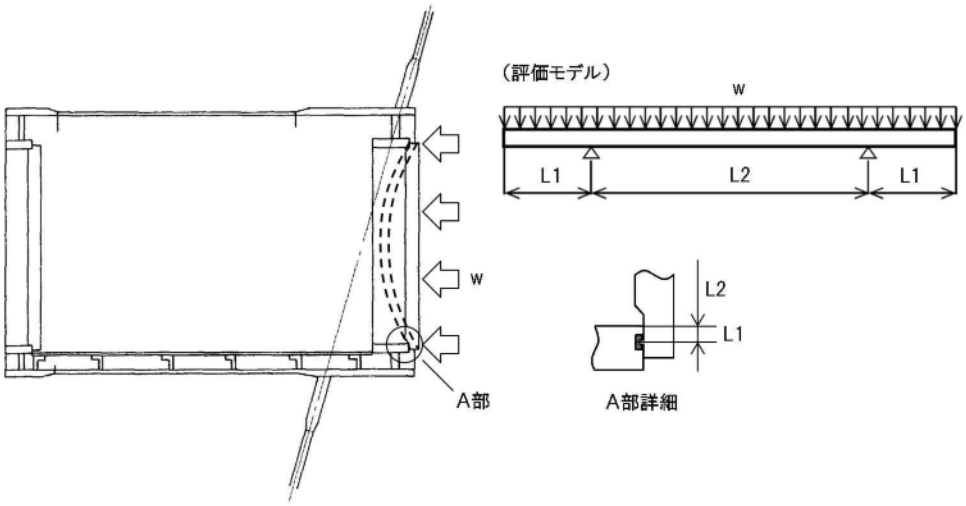


図 6-3　所員用エアロック扉の変形概念図

b.　扉以外のシール材

所員用エアロックには，扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが，今後，重大事故等時の耐環境性に優れた表 6-2 に示すシール材に変更する。

これらのシール材について試験結果及び一般的な材料特性により重大事故等時の環境下における耐性を確認した。

扉開閉ハンドル貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する改良ＥＰＤＭ製シール材については，表 6-5 の圧縮永久ひずみ試験結果に示すとおり，重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認している。

電線管貫通部及び均圧配管フランジ部に使用する膨張黒鉛材は，一般的に 400℃程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり，表 6-7 に示す材料特性から，重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 6-7　膨張黒鉛材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
膨張黒鉛材	400 ℃以上	6.9 MPa	約 15 MGy

均圧弁シート部に使用するＰＥＥＫ材は，一般的に 200 ℃程度の高温環境下においても高い安定性を得ることができるシール材料であり，表 6-8 に示す材料特性から，重大事故等時の環境下においても十分な耐性を有することを確認した。

表 6-8　ＰＥＥＫ材の材料特性

シール材	仕様		
	耐熱温度	融点	耐放射線性
ＰＥＥＫ材	250 ℃	334 ℃	約 10 MGy

また，ＰＥＥＫ材は均圧弁シート部に用いるシール材料であるため，実機均圧弁と同型の弁を使用した，重大事故等時の格納容器環境を模擬した耐環境試験を実施しており，熱及び放射線曝露後の漏えい試験にて弁シート部の気密性が確保できることを確認している。表 6-9 に耐環境試験条件を示す。

表 6-9　均圧弁の耐環境試験条件（ＰＥＥＫ材）

熱劣化	200 ℃，168 時間
放射線照射量	[redacted] kGy
漏えい試験圧力	0.9 MPa[gage]

6.3　評価結果

所員用エアロックの健全性評価結果を表6-10に示す。

表6-10　所員用エアロックの健全性評価結果

No.	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①許容圧力評価	許容圧力は2 Pd以上であることを確認 200 ℃，2 Pdにおいて一次応力は，許容値：S_uを満足することを確認	○
		②応力評価	添付書類「Ⅴ-3-9-1-3　エアロックの強度計算書」に記載	
(2)	ガスケットの健全性	シール材劣化,開口量評価	ガスケット(改良ＥＰＤM材,膨張黒鉛材，ＰＥＥＫ材）の重大事故等時の環境における劣化特性を考慮しても 200 ℃，2 Pdにおけるフランジ開口量は，許容開口量以下となり，シール機能が維持されることを確認	○

以上により，所員用エアロックについては，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7. 配管貫通部

7.1 概要

配管貫通部の 200 ℃，2 Pd 環境下の健全性を確認する。

代表的な配管貫通部の概要図を図 7-1 に示す。配管貫通部は，スリーブと平板類（平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板及びフルードヘッド），セーフエンド，伸縮継手とスリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また，フランジ部はボルトにより固定されており，シール部にはシリコンゴムを使用している。

上記を踏まえ，以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では，配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

7.3 項では，配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

7.4 項では，配管貫通部（平板類）の構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

7.5 項では，配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

7.6 項では，配管貫通部（伸縮継手）の構造健全性を確認する。

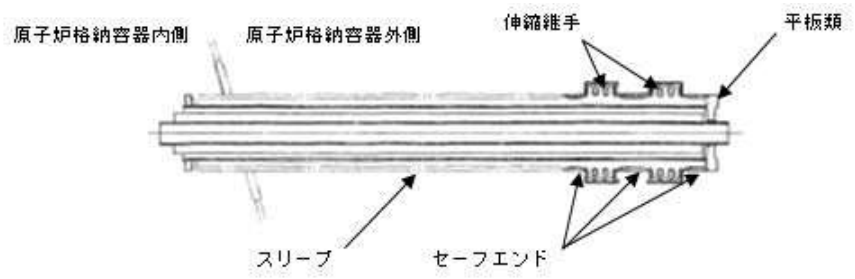


図 7-1 配管貫通部概要図

7.2　配管貫通部（接続配管）

接続配管の強度評価方法及び評価結果は，添付書類「Ⅴ-3-5-3-1　残留熱除去系の強度計算書」に記載する。

7.3　配管貫通部（スリーブ）

7.3.1　評価方針

スリーブは，原子炉格納容器本体胴を貫通する円筒形の部材で，原子炉格納容器本体胴に溶接固定されている。

スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200 ℃,2 Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，内圧を受けるスリーブには圧縮力が生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって，スリーブの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため，200 ℃，2 Pd でのスリーブの健全性確認について，表 7-1 に示す評価方法により評価を実施する。

スリーブ本体の評価は，配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため，最大径の貫通部 X-18A～D を代表評価し，スリーブ取付部については，添付書類「Ⅴ-3-9-1-4-1　原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載する。

スリーブの評価対象を図 7-2 に示す。

表 7-1　評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
構造部	スリーブ本体	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 （X-18A～D で代表評価）
	スリーブ取付部 （スリーブ側，胴側）	延性破壊	応力評価

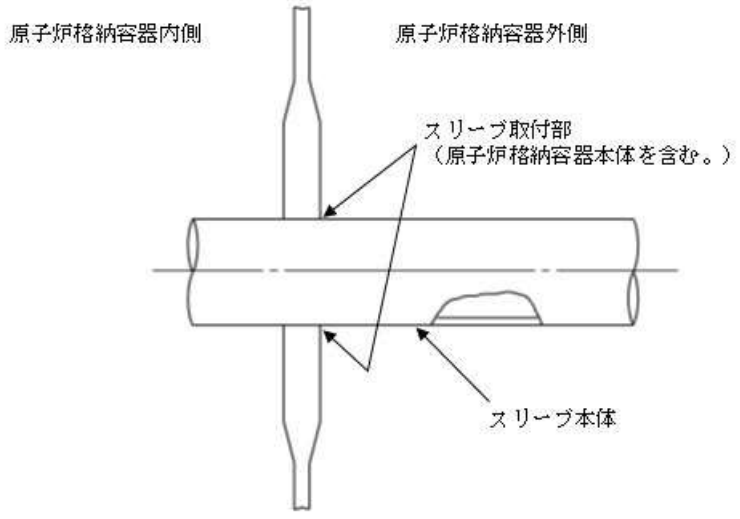


図 7-2　スリーブの評価対象

7.3.2　評価

(1)　スリーブ本体

貫通部 X-18A～D のスリーブ本体については，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，2 Pd を上回ることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。

すなわち,部材に発生する応力P_mが 2/3S_u値以下であれば,延性破壊に至らず,構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ｄに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

a.　計算に使用する記号の定義

スリーブ本体の許容圧力の計算に使用する記号の定義について，以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 （200 ℃における 2/3S_u値を使用）
η	－	継手効率
t	mm	板厚
D_O	mm	スリーブの外径

b.　許容圧力の計算方法

スリーブ本体の許容圧力は，設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{P D_O}{2 S \eta + 0.8 P}$$　［設計・建設規格 PVE-3611］

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2 S \eta t}{D_O - 0.8 t}$$

上式を用いて，スリーブ本体の許容圧力を計算する。

c. 許容圧力の計算結果

スリーブ本体の許容圧力の計算結果を以下に示す。

スリーブ [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$P = 2S\eta t / (D_o - 0.8t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2／3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_o	管台の外径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa ＞ 0.62 MPa (2 Pd)		

(2) スリーブ取付部

スリーブ取付部の応力評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-4-1 原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載する。

7.3.3 評価結果

スリーブについては，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7.4　配管貫通部（平板類）

7.4.1　評価方針

平板類のうち，平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板及びフルードヘッドは，スリーブ又はセーフエンドに溶接固定されている。また，フランジ部はボルトにより固定されており,シール部にはシリコンゴムのガスケットを使用している。

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

したがって，平板類の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

また，シール部については，高温状態で内圧を受け，フランジ部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。さらに，シール部の開口が進むとボルトに引張応力が作用し，ボルト破損に至ることが想定される。

このため，200 ℃，2 Pd での平板類の健全性確認について，表 7-2 に示す評価方法により評価を実施する。シール部については，改良ＥＰＤＭ製シール材による評価を実施する。

平板類は，配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため，最大径の貫通部 X-28 を代表評価する。

平板類（X-28）の評価対象を図 7-3 に示す。平板類（X-28）は，機器搬入用ハッチに取り付けられている制御棒駆動機構搬出入用のハッチである。

表 7-2　評価対象と評価方法

評価対象		機能喪失要因	評価方法
構造部	ボルト締め平板	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価 （X-28 で代表評価）
	フランジ	延性破壊	ＪＩＳ　Ｂ　８２６５を用いた評価 （X-28 で代表評価）
	ボルト	延性破壊	ＪＩＳ　Ｂ　８２６５を用いた評価 （X-28 で代表評価）
シール部	フランジ，ガスケット	開口，シール材劣化	一般式を用いた評価 試験結果等を用いた評価 （X-28 で代表評価）

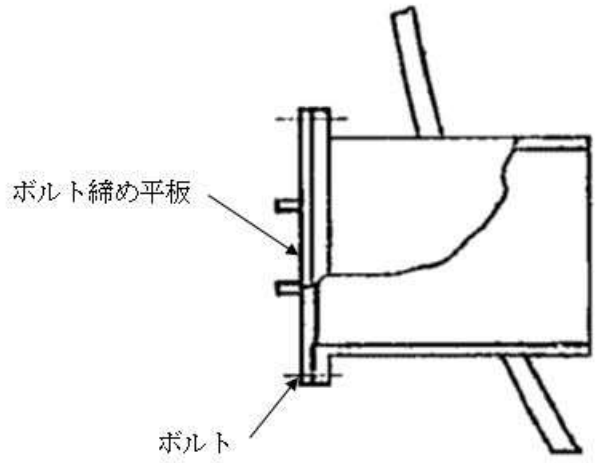


図 7-3　平板類（X-28）の評価対象

7.4.2　評価

(1)　構造部（ボルト締め平板）

貫通部 X-28 のボルト締め平板について，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，2 Pd を上回ることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力P_mが 2/3S_u値以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ｄに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

a.　計算に使用する記号の定義

ボルト締め平板の許容圧力の計算に使用する記号の定義について,以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	許容圧力
S	MPa	許容引張応力 （200 ℃における 2/3S_u値を使用）
K	－	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最小内のり

b. 許容圧力の計算方法
ボルト締め平板の許容圧力は，設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$$ ［設計・建設規格 PVE-3410］

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K}\left(\frac{t}{d}\right)^2$$

上式を用いて，アダプタの許容圧力を計算する。

c. 計算結果
以下の示すとおり，ボルト締め平板の許容圧力は 2 Pd 以上である。

ボルト締め平板：[redacted]（SGV480 相当）
許容圧力算定式：PVE-3410 を準用
$P = S／K×（t／d）^2$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
K	係数	0.47
t	板厚（mm）	[redacted]
d	平板の径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage]（2 Pd）		

(2) 構造部（フランジ，ボルト）
貫通部 X-28 のフランジ部について，ＪＩＳ Ｂ ８２６５「圧力容器の構造－一般事項」を用いて，2 Pd におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積が，ボルトの総有効断面積を下回ることを確認する。
その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力P_mが 2/3S_u値以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ｄに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。
S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

a. フランジ部の仕様及び評価条件

貫通部X-28のフランジ概要図を図7-4,フランジ部の仕様及び評価条件を表7-3に示す。

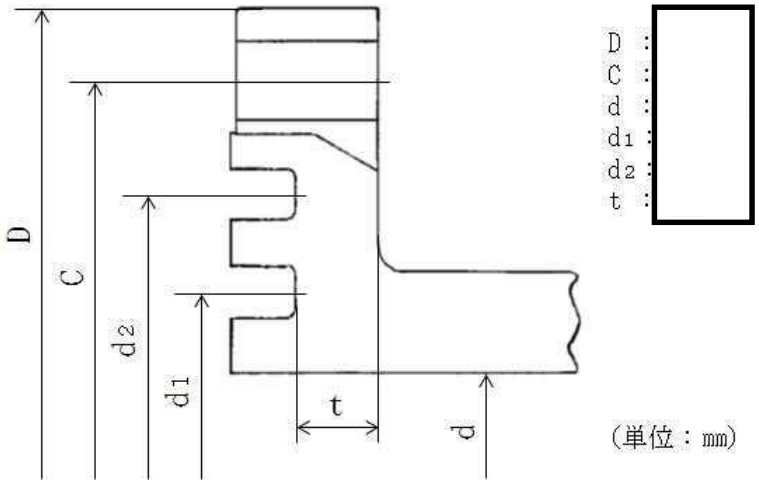


図 7-4　フランジ概要図（貫通部 X-28）

表 7-3　評価条件（貫通部 X-28）

項目	仕様及び値
評価圧力	0.62 MPa[gage]
評価温度	200 ℃
フランジ材質	SGV480 相当
フランジ内径	[redacted] mm
フランジ板厚（最小厚さ）	[redacted] mm
ボルト呼び径	[redacted]
ボルト本数	[redacted] 本

ボルトの評価結果を表 7-4，フランジの評価結果を表 7-5 に示す。

表 7-4　ボルト評価結果（貫通部 X-28）

単位：mm^2

荷重	必要総有効断面積 A_m	総有効断面積 A_b
2 Pd	1.212×10^3	6.765×10^3

表 7-5　フランジ応力評価結果（貫通部 X-28）

単位：MPa

応力	記号	X-28	
		発生応力	許容応力
ハブの軸方向応力	σ_H	90	422
フランジの半径方向応力	σ_R	158	281
フランジの周方向応力	σ_T	31	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	124	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	61	281

(3) シール部

a. 規格等を用いた評価（ボルト締め平板）

貫通部 X-28 のフランジ部について，文献の理論式を用いて 2 Pd における開口量を求め，許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については，改良ＥＰＤＭ製シール材を使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良ＥＰＤＭ製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 7-6 に示す。

表 7-6　圧縮永久ひずみ試験*1 結果（改良ＥＰＤＭ製）

試験温度	200 ℃
構造部放射線照射量	[redacted] kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	[redacted] %*3

注記　＊1：ＪＩＳ　Ｋ　６２６２に従い実施

＊2　試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

＊3　[redacted] %の平均値

許容開口量はトップヘッドフランジの考え方と同様，168 時間のひずみ率と貫通部 X-28 のフランジ部の定格締付量[redacted] mm を踏まえ[redacted] mm

（＝定格締付量[redacted] mm×（100 %－[redacted] %）／100 %）とする。

図 7-5 に示すモデルを用いた開口量の評価結果を表 7-7 に示す。

2 Pd における開口量は[redacted] mm であり，許容開口量[redacted] mm を下回る。

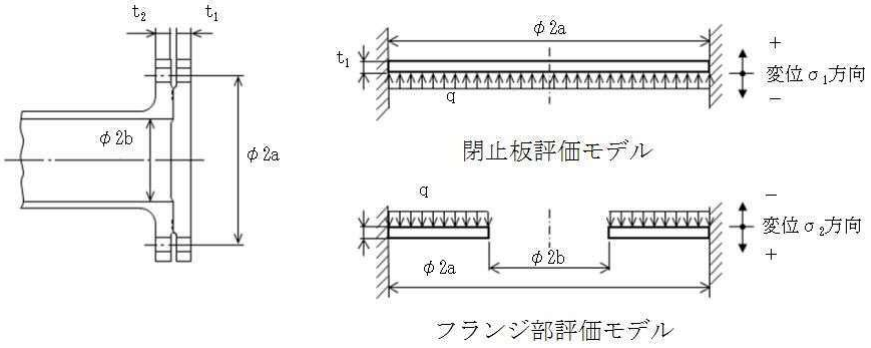


図 7-5　評価モデル

表 7-7　フランジ部開口量評価結果（貫通部 X-28）

記号	内　容	X-28
a	ボルト ピッチ円半径	[redacted] mm
b	内半径	[redacted] mm
D_1	$=\dfrac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	[redacted]
D_2	$=\dfrac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}$ *1	[redacted]
E	縦弾性係数	191000 MPa
K_{yb}	b/a から 定まる係数 *1	-6.330×10^{-4}
q	評価圧力	0.620 MPa
t_1	閉止板板厚	[redacted] mm
t_2	フランジ部板厚	[redacted] mm
ν	ポアソン比	0.3
δ_1	$=\dfrac{qa^4}{64D_1}$ *1 *2	[redacted] mm
δ_2	$=\dfrac{-K_{yb}\cdot qa^4}{D_2}$ *1 *2	[redacted] mm
$\delta_1+\delta_2$	変位量合計	[redacted] mm

注記　＊1：出典「ROARK’S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」
　　＊2：保守的に，はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす

7.4.3　評価結果

平板類については，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7.5　配管貫通部（セーフエンド）

7.5.1　評価方針

セーフエンドは，伸縮継手付貫通部に用いられる短管で，スリーブ及び伸縮継手等に溶接固定されている。

セーフエンドの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力がセーフエンドに生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって，セーフエンドの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため，200 ℃，2 Pd でのセーフエンドの健全性確認について，表 7-8 に示す評価方法により評価を実施する。

セーフエンドは，配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため，最大径の貫通部 X-18A～D を代表評価する。

セーフエンドの評価対象を図 7-6 に示す。

表 7-8　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	規格方法
構造部 （セーフエンド）	延性破壊	規格を用いた評価 （X-18A～D で代表評価）

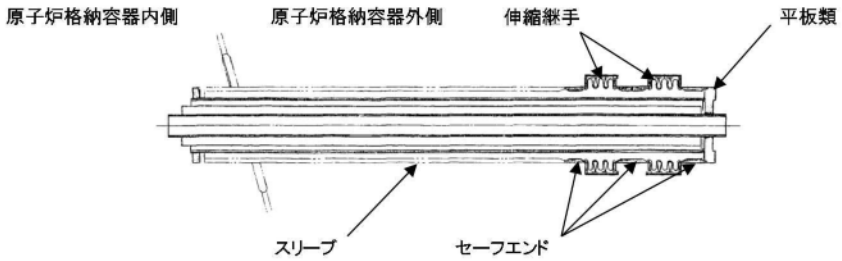


図 7-6　セーフエンドの評価対象

7.5.2　評価

(1)　構造部

a.　規格を用いた評価

貫通部 X-18A～D のセーフエンドについて，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，2 Pd を上回ることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界圧力・限界温度の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力P_mが 2/3S_u値以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ｄに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

評価結果を以下に示す。

貫通部 X-18A～D のセーフエンドは，2 Pd を上回る。

セーフエンド [redacted] (SGV480 相当)

許容圧力算定式：PVE-3611 を準用

$P = 2S\eta t / (D_O - 0.8t)$

S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	板厚（mm）	[redacted]
D_O	管台の外径（mm）	
P	200 ℃における許容圧力	
[redacted] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

7.5.3　評価結果

セーフエンドについては，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

7.6　配管貫通部（伸縮継手）

伸縮継手の評価は，添付書類「Ⅴ-3-9-1-4-2　原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載する。

8. 電気配線貫通部

8.1 概要

電気配線貫通部の 200 ℃，2 Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は，高圧用と低圧用の構造上 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-1，低圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-2 に示す。

高圧用電気配線貫通部は，モジュールがヘッダに溶接されており，モジュール内に封入されたＥＰゴム，スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は，ヘッダとモジュール固定部のＯリング（ＥＰゴム），モジュール内に封入されたエポキシ樹脂，スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ，以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では，電気配線貫通部（アダプタ）の構造健全性を確認する。

8.3 項では，電気配線貫通部（ヘッダ）の構造健全性を確認する。

8.4 項では，電気配線貫通部（モジュール）のシール部の機能維持を確認する。

なお，スリーブについては，配管貫通部（スリーブ）の評価において評価している。

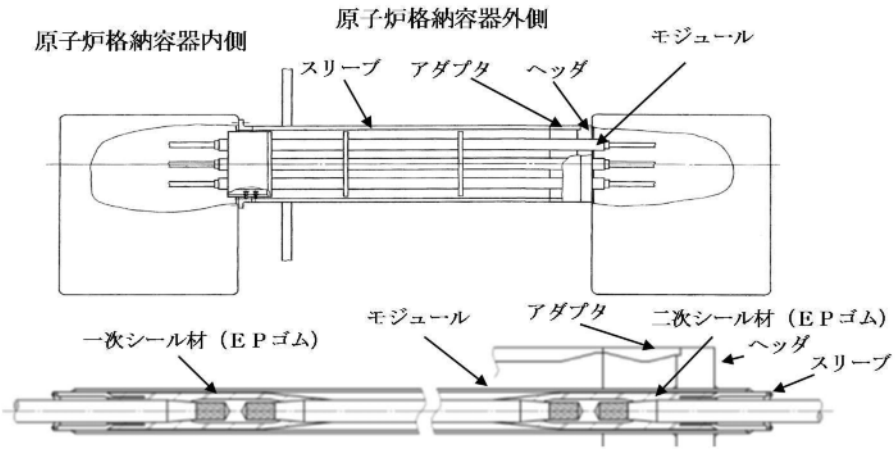


図 8-1　高圧用電気配線貫通部構造図

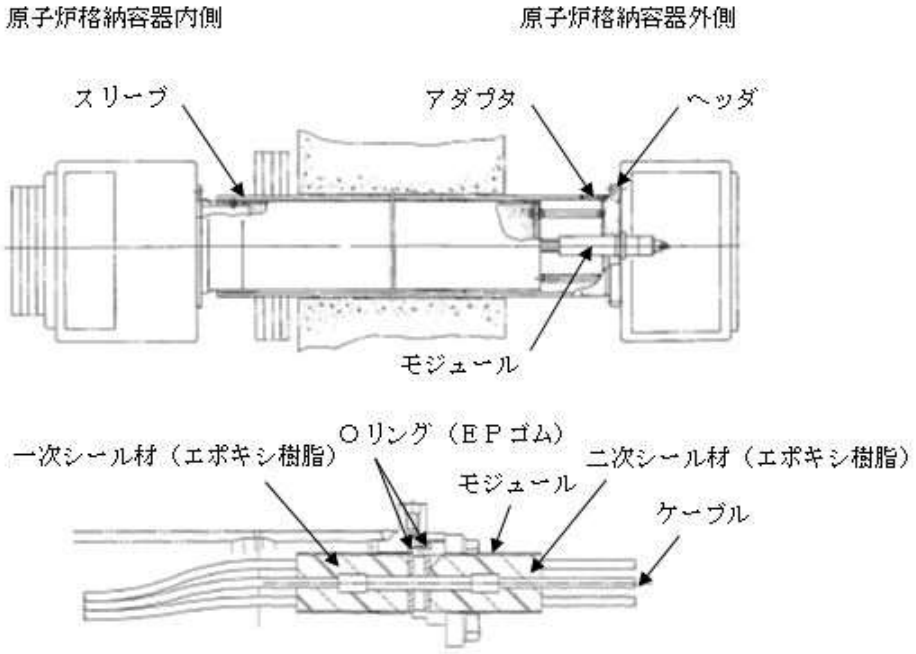


図 8-2　低圧用電気配線貫通部構造図

8.2　電気配線貫通部（アダプタ）

8.2.1　評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200 ℃,2 Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力がアダプタに生じないことから，脆性破壊及び疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって，アダプタの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形による延性破壊が想定される。このため，200 ℃，2 Pd でのアダプタの健全性評価について，表 8-1 に示す評価方法により評価を実施する。

なお，電気配線貫通部は複数設置されているが，構造上は高圧用と低圧用の 2 種類であることから，それぞれについて評価を実施する。

表 8-1　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

8.2.2　評価

アダプタについて，設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，2 Pd を上回ることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力P_mが 2/3S_u値以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ｄに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

(1)　計算に使用する記号の定義

アダプタの許容圧力の計算に使用する記号の定義について，以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 （200 ℃における 2/3S_u値を使用）
η	－	継手効率
t	mm	板厚
D_o	mm	アダプタの外径

(2) 許容圧力の計算方法

アダプタの許容圧力は，設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{PD_O}{2S\eta + 0.8P}$$ ［設計・建設規格 解説 PVE-3611］

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2S\eta t}{D_O - 0.8t}$$

上式を用いて，アダプタの許容圧力を計算する。

8.2.3 評価結果

以下に示すとおり，アダプタの 200 ℃における許容圧力は 2 Pd 以上である。これより，200 ℃，2 Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

アダプタ：[　　]（SF440A 相当）（低圧用）

：STS410（高圧用）

許容圧力計算式：PVE-3611 を準用

$P = 2S\eta t / (D_o - 0.8t)$

項　目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3Su 値を使用）	267	269
η	継手効率（－）	1.0	1.0
t	板厚（mm）	[　　]	
D_o	アダプタ外径（mm）		
P	200 ℃における許容圧力（MPa）		
低圧用 [　　] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd) 高圧用 [　　] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)			

8.3　電気配線貫通部（ヘッダ）

8.3.1　評価方針

ヘッダの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 ℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

したがって，ヘッダの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため，200 ℃，2 Pd でのヘッダの健全性評価について，表 8-2 に示す評価方法により評価を実施する。

なお，電気配線貫通部は複数設置されているが，構造上は高圧用と低圧用の 2 種類であることから，それぞれについて評価を実施する。

表 8-2　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

8.3.2　評価

ヘッダについて，設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め，2 Pd を上回ることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（S_u値）に対する割下げ率をP_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力P_mが 2/3S_u値以下であれば，延性破壊に至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は，設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスＭＣ容器）の供用状態Ｄに対する許容値と同じ考え方である。（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）

S_u値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200 ℃を用いる。

(1)　計算に使用する記号の定義

ヘッダの許容圧力の計算に使用する記号の定義について，以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 （200 ℃における 2/3Su 値を使用）
K	－	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最小内のり

(2)　許容圧力の計算方法

ヘッダの許容圧力は，設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$$　［設計・建設規格 解説 PVE-3410］

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K}\left(\frac{t}{d}\right)^2$$

上式を用いて，ヘッダの許容圧力を計算する。

(3)　穴の補強計算

東海第二発電所に設置されている電気配線貫通部のヘッダにはモジュール取付用の貫通穴があるため，既工事計画認可申請書の強度計算書と同様に穴の補強を評価する。

ここで、

A_0：補強に有効な面積

A_r：補強に必要な面積

d_p：ヘッダの穴の径

t_{pr}：ヘッダの計算上必要な厚さ

t_p：ヘッダの厚さ

Y：補強に有効な範囲

F：係数

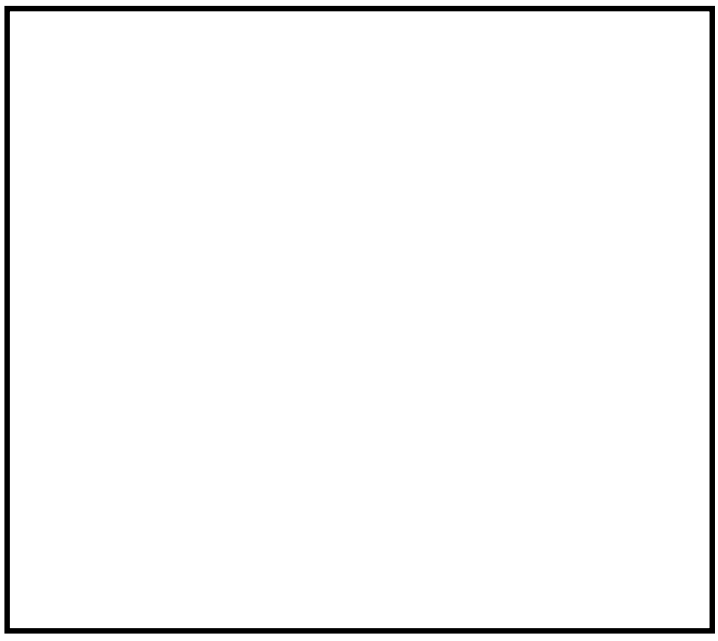


図 8-3　穴部の形状及び寸法（単位：mm）

8.3.3　評価結果

以下に示すとおり，ヘッダの 200 ℃における許容圧力は 2 Pd 以上である。これより，200 ℃，2 Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

ヘッダ：[　　]（SUSF304 相当）（低圧用）

：SUS304（高圧用）

許容圧力計算式：PVE-3410 を準用

$P = S / K \times (t / d)^2$

項　目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力（MPa） （200 ℃における 2/3S_u値を使用）	251	268
K	平板の取付方法による係数	0.33	0.33
t	板厚（mm）	[　　]	
d	平板の径または最小内のり（mm）		
P	200 ℃における許容圧力（MPa）		
低圧用 [　　] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd) 高圧用 [　　] MPa[gage] ＞ 0.62 MPa[gage] (2 Pd)			

ヘッダの計算上必要な厚さ t_{0r} は，設計建設規格 PVE-3410 より

$$t_{pr} = d\sqrt{\frac{KP}{S}}$$

$$= 11.92 \quad mm$$

K：0.33

P：0.62 MPa（＝2 Pd）

S：268 MPa（200 ℃における 2/3Su）

補強に必要な面積 A_r

$A_r = d_p \cdot t_{pr} \cdot F =$ [　　] $\times 11.92 \times 1.0 =$ [　　] mm^2

補強に有効な面積 A_0

$A_0 = (2Y - d_p)(t_p - t_{pr})$

$=$ (2×[　　]−[　　]) × ([　　]−[　　])

$=$ [　　] mm^2

よって $A_0 > A_r/2 =$ [　　] mm^2

であり，穴の補強は十分である。

8.4　電気配線貫通部（モジュール）

8.4.1　評価方針

モジュールのシール材には，高圧用モジュールにはＥＰゴム，低圧用モジュールには，エポキシ樹脂及びＥＰゴムを使用しているため，高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお，モジュールの接合部は，原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し，原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから，200 ℃，2 Pd による格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため，200 ℃，2 Pd でのモジュールの健全性確認について，表 8-3 に示す評価方法により評価を実施する。

表 8-3　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 （モジュール）	シール材劣化	試験結果等を用いた評価

8.4.2　評価

(1)　電気ペネ共研の試験結果を用いた評価

電気ペネ共研において，ＬＯＣＡ時の圧力，温度条件を超える条件下での，電気配線貫通部の知見を得るため，東海第二発電所を含む国内ＢＷＲ電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い，電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。図 8-4 に電気ペネ共研の試験概要図を，表 8-4，図 8-5 及び図 8-6 に試験結果を示す。

試験結果より，高圧用モジュールのＥＰゴムシール部は 194 ℃／62 時間，低圧用モジュールの樹脂シール部は 137 ℃／62 時間の熱劣化に対して，漏えいがないことが確認できている。

なお，本試験においては，放射線による照射が行われていないが，電気ペネトレーションの二次シール部は格納容器本体から離れた位置に取り付けられ，スリーブ周囲は遮へい壁で覆われていることから，温度と同様に格納容器内の積算線量に比べ小さいものと考える。

したがって，実機においてもシール部の耐性に対し有意な影響を及ぼさない範囲と考えられるため，シール部の劣化要因としては温度が主要なパラメータであると考える。

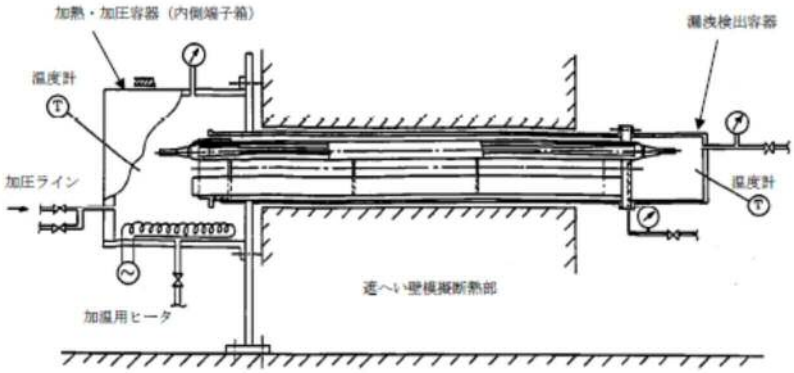


図 8-4　電気ペネ共研の試験概要

表 8-4　電気ペネ共研の試験結果

種類	試験条件					シール部温度（℃）／漏えい有無	
	雰囲気	温度（℃）	圧力（MPa）	放射線照射	時間(h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200（220）*1	(0.61～0.79) *1	なし	62	194/漏えいなし	44/漏えいなし
低圧	乾熱	200（220）*1	(0.60～0.81) *1	なし	62	137/漏えいなし	68/漏えいなし

注記　＊1：（）内は記録グラフからの読み取り値

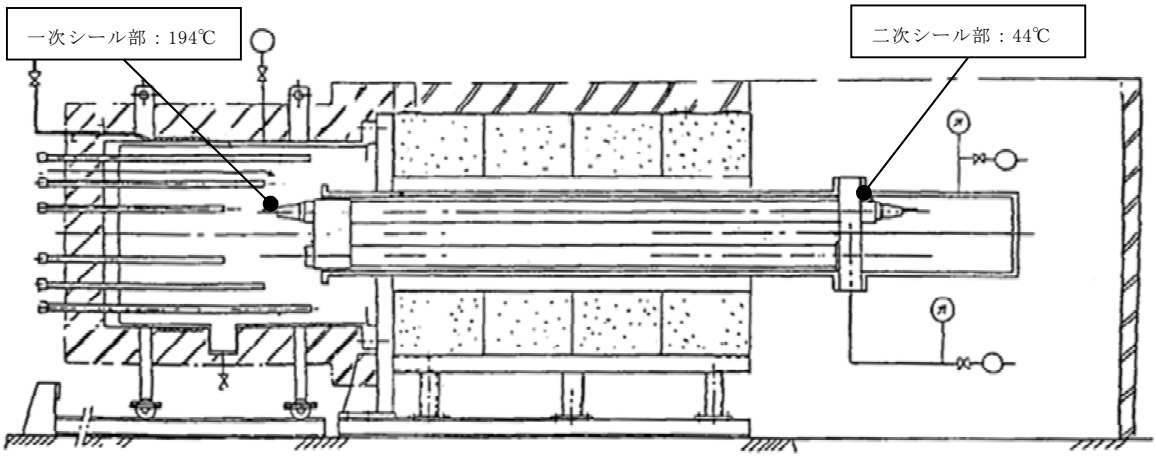


図 8-5　高圧用モジュール試験体　温度分布図

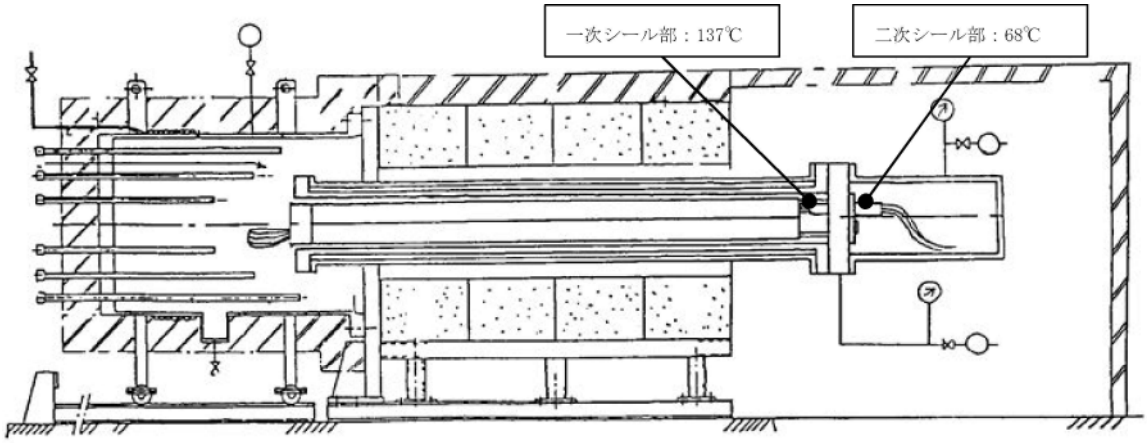


図 8-6　低圧用モジュール試験体　温度分布図

(2)　過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では，電気配線貫通部（高圧用）及び電気配線貫通部（低圧用）を対象として，冷却材喪失事故模擬試験が実施されており，健全性が確認されている。図 8-7 及び図 8-8 に試験装置の概要図，図 8-9 に冷却材喪失事故模擬試験における二次シール部の温度測定結果を示す。

図 8-7 及び図 8-8 に示すとおり，試験においては電気ペネモジュールとカバーのみの構成であり，実機に比べ簡略的な構造である。そのため，実機に比べカバー外側からの入熱量が多く，結果として二次シール部の温度が実機に比べ高くなる傾向にあるものと考えられる。一方，電気ペネ共研における試験は電気ペネトレーションの接続箱内を加熱する構造であり，モジュール部への伝熱の観点からはより実機に即した構造であると言える。

したがって，格納容器内環境が 200 ℃となった場合の実際の温度は電気ペネ共研の温度（高圧用 44 ℃，低圧用 68 ℃）で得られた結果が実機に則したものあると考えていること及び本試験において原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44 ℃，低圧用 68 ℃）よりも厳しい温度条件下で，13 日間のシール機能の健全性が確認された結果から，格納容器が 200 ℃の状況において格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。

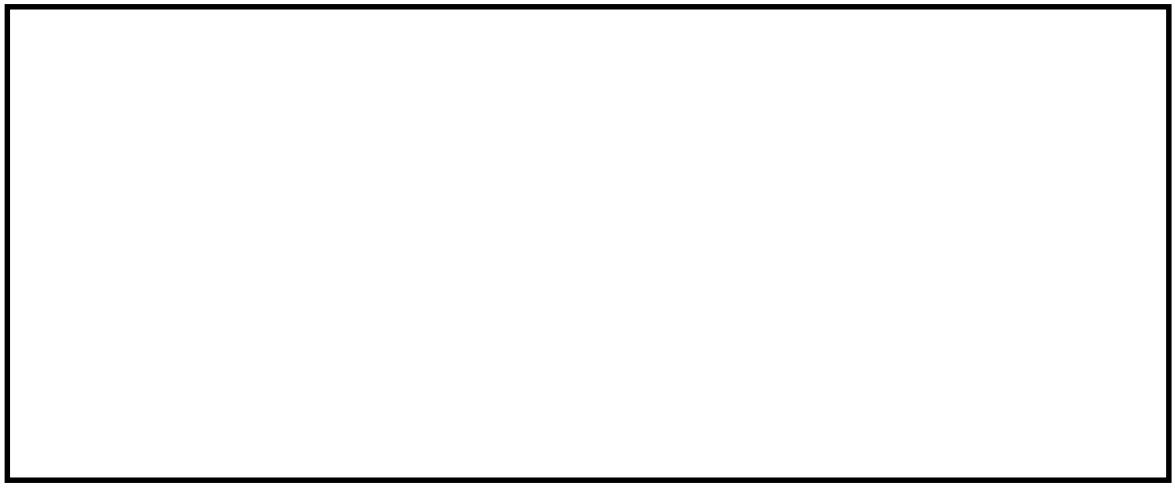


図 8-7　冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（高圧用）



図 8-8　冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（低圧用）

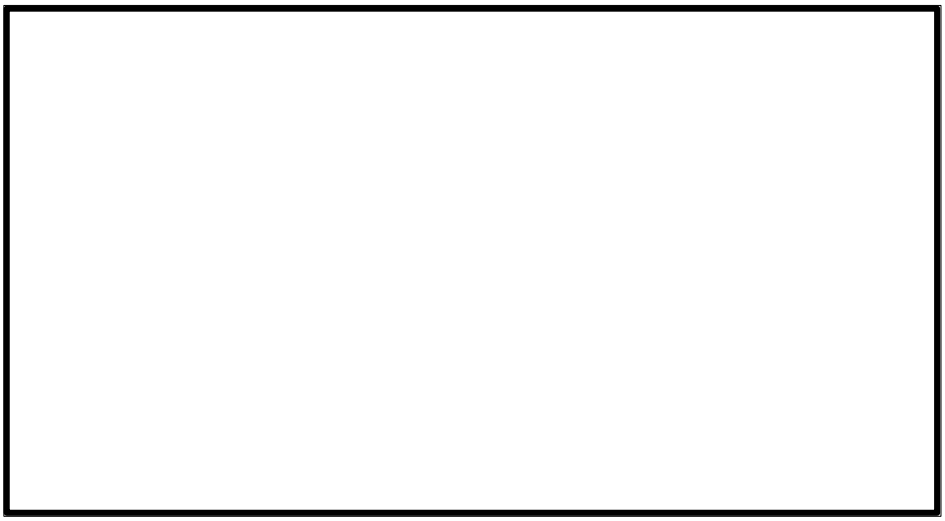


図8-9　冷却材喪失事故模擬試験温度測定結果

なお，図 8-9 で示した試験については，経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり，劣化を考慮して表 8-5 に示す試験を実施している。

表8-5　劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し，60サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは□℃→□℃→□℃ を□時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量□kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により，40年間に相当する加速熱劣化として□℃，□日間を加える。

これらのことから，原子炉格納容器に使用されているシール材は，運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

(3) ＮＵＰＥＣの試験結果を用いた評価

ＮＵＰＥＣ試験において，実機を模擬したモジュール試験体を使用して，高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。表 8-6 に試験結果，図 8-10 に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

漏えい発生温度は,圧力が 0.4 MPa～1.0 MPa の範囲においては,圧力に依存せず,ほぼ一定となることが報告されている。

また，放射線照射の影響については，エポキシ樹脂に 800 kGy の放射線照射を行った場合においても，放射線照射を行わなかった場合に比べ，シート部からの漏えい発生温度が著しく低くなることはなかった。

表 8-6　漏えい発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力（MPa）	放射線照射量（kGy）	漏えい発生温度（℃）
高圧用	蒸気	0.8	800	400 ℃まで漏えいなし
低圧用	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266

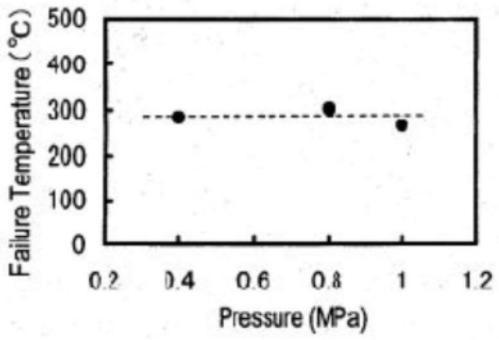


図 8-10　低圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存

8.4.3　評価結果

モジュールについては，200 ℃，2 Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

9. 原子炉格納容器隔離弁

9.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200 ℃,2 Pd 環境下における健全性を確認する弁の耐圧部は，弁箱，弁蓋，弁体等で構成しており，弁体，グランド部及び弁蓋部等には，シール材を使用している。原子炉格納容器隔離弁のうち，不活性ガス供給系バタフライ弁及びＴＩＰボール弁には，ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており，高温劣化による機能低下が想定される。

また，弁の耐圧部については，機能喪失要因として，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び変形が考えられるが，200 ℃，2 Pd の環境下では，脆性破壊が生じる温度域ではないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力が弁耐圧部に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。

従って，原子炉格納容器隔離弁のうち，不活性ガス系バタフライ弁及びＴＩＰボール弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な変形（一次応力）が想定されるため，以下の構成で健全性を確認する。

9.2 項では，不活性ガス系バタフライ弁の機能維持を確認する。

9.3 項では，ＴＩＰボール弁の機能維持を確認する。

上記以外の原子炉格納容器隔離弁については，以下の理由により 200 ℃，2 Pd の環境下で健全性を有している。

・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（圧力クラス：1.03 MPa 以上），耐圧上問題とならない。
・グランドシール部及び弁蓋シール部には，黒鉛製のパッキン，ガスケットを有しており，耐熱性上問題とならない。
・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

9.2　原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

9.2.1　評価方針

不活性ガス系バタフライ弁は，弁シート部にＥＰゴムを使用しているため，シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。また，弁耐圧部は，高温状態で内圧を受け，延性破壊が想定される。このため，200 ℃，2 Pd での不活性ガス系バタフライ弁の健全性について，表 9-1 に示す評価方法により確認する。なお，弁シート部のシール材については，改良ＥＰＤＭ製シール材による評価を実施する。

不活性ガス系バタフライ弁の評価対象を図 9-1 に示す。

表 9-1　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
弁シート部	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価

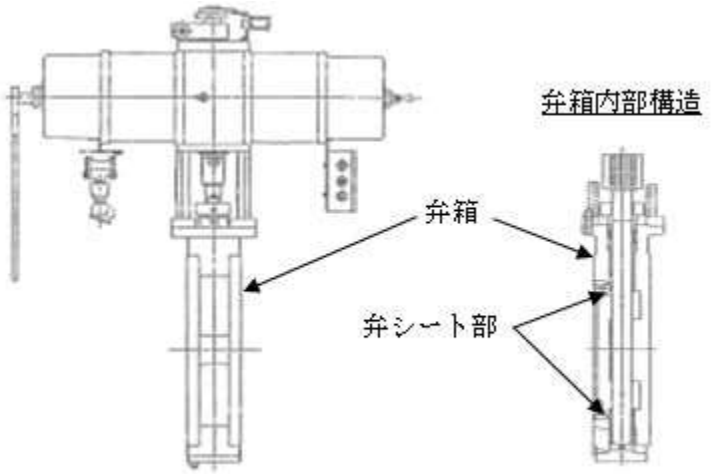


図 9-1　不活性ガス系バタフライ弁評価対象

9.2.2　評価

(1)　隔離機能

隔離機能は，弁シート材の耐環境性が支配的であるため，200 ℃，2 Pd の環境下での弁シート部への影響を 600 A のバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏えい試験により確認する。試験条件を表 9-2 に示す。

表 9-2　蒸気加熱漏えい試験条件

試験圧力	0.853 MPa
試験温度	200 ℃
試験時間	168 時間
積算放射線量	[redacted] kGy

(2)　弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が，200 ℃，2 Pd の環境条件を上回ることを確認する。

9.2.3　評価結果

(1)　隔離機能

蒸気加熱漏えい試験を実施した結果，200 ℃，2 Pd 環境下において，弁シート部からの漏えいはなく，弁シート部の隔離機能が維持することを確認した。

(2)　弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03 MPa（150 LB）であり，弁耐圧部の 200 ℃における許容圧力 1.40 MPa[gage]は，2 Pd（0.62 MPa[gage]）を上回る。これにより，弁耐圧部については，200 ℃，2 Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03 MPa の弁の温度－許容圧力を図 9-2 に示す。

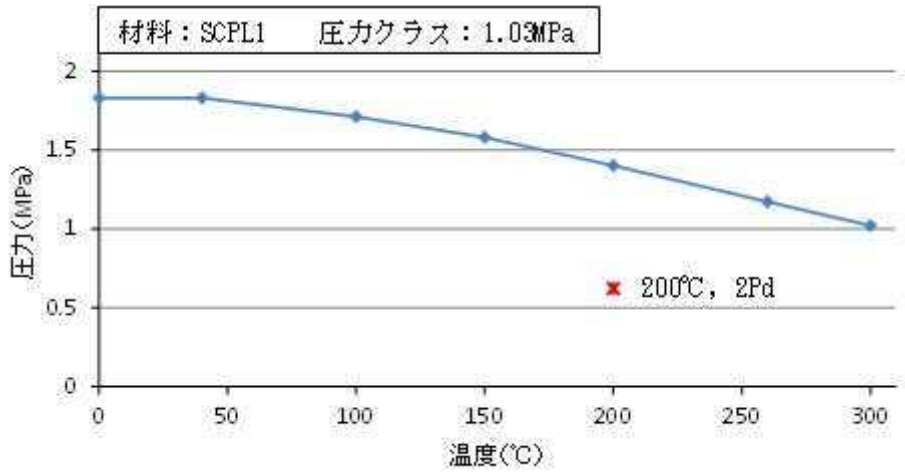


図 9-2　不活性ガス系バタフライ弁の温度－許容圧力

以上のことから，不活性ガス系バタフライ弁について，200 ℃，2 Pd の環境下での健全性を有すると考える。

9.3　原子炉格納容器隔離弁（ＴＩＰボール弁）

9.3.1　評価方針

ＴＩＰボール弁は，弁シート部，グランドシール部にフッ素樹脂，弁蓋シール部にはフッ素ゴムを使用しているため，シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。また，弁耐圧部は，高温状態で内圧を受け，延性破壊が想定される。このため，200 ℃，2 Pd でのＴＩＰボール弁の健全性について，表 9-3 に示す評価方法により確認する。なお，弁シート部，グランドシール部及び弁蓋シール部のシール材については，改良ＥＰＤＭ製シール材による評価を実施する。

ＴＩＰボール弁の評価対象を図 9-3 に示す。

表 9-3　評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール材	シール材劣化	試験結果等を用いた評価
耐圧部（弁箱）	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準）の準用による評価

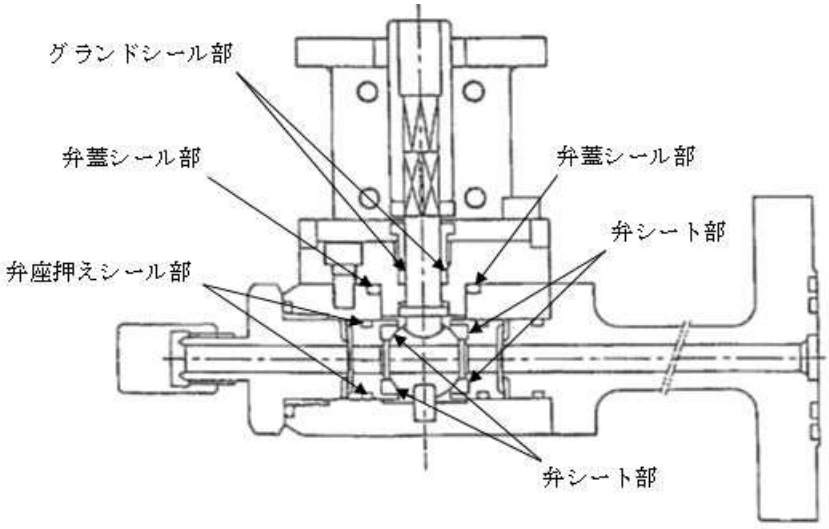


図 9-3　ＴＩＰボール弁評価対象

9.3.2　評価

(1)　隔離機能

隔離機能は，シール材の耐環境性が支配的であるため，200 ℃，2 Pd 環境下における圧縮永久ひずみ試験及び不活性系バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果から，シール材の環境耐性を確認する。

(2)　弁耐圧部の構造健全性

設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力が，200 ℃，2 Pd の環境条件を上回ることを確認する。

9.3.3　評価結果

(1)　隔離機能

ボール弁の構造上，圧力負荷により隔離機能を有するシート部が離れる方向に変形することは考えにくいため，要求される環境下においてシール材に適用する材質の劣化が無い限り，シール性に影響を及ぼすことはない。したがって，隔離機能の評価は，シール材の環境耐性があることをもって評価する。

弁シート部，グランドシール部及び弁蓋シール部に使用する改良ＥＰＤＭ製シール材については，表 9-4 に示す圧縮永久ひずみ試験結果から，200 ℃，2 Pd 環境下における環境耐性を有している。また，不活性ガス系バタフライ弁の蒸気加熱漏えい試験の結果において，同材質の弁シートからの漏えいが無いことを確認している。

表 9-4　圧縮永久ひずみ試験*1 結果（改良ＥＰＤＭ製）

試験温度	200 ℃
構造部放射線照射量	□ kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	□ %*3

注記　＊1：ＪＩＳ　Ｋ　６２６２に従い実施

＊2：試料を圧縮し完全に回復した状態が 0 %，全く回復しない状態が 100 %

＊3：□%の平均値

(2)　弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラスは 1.03 MPa（150 LB）であり，弁耐圧部の 200 ℃における許容圧力 1.32 MPa[gage]は 2 Pd（0.62 MPa[gage]）を上回る。これにより，弁耐圧部については，200 ℃，2 Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03 MPa の弁の温度－許容圧力を図 9-4 に示す。

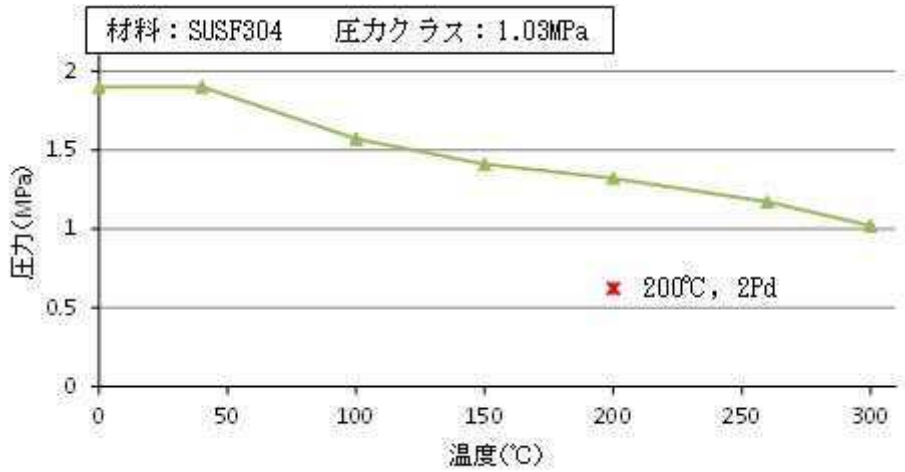


図 9-4　ＴＩＰボール弁の温度－許容圧力

以上のことから，ＴＩＰボール弁について，200 ℃，2 Pd の環境下での健全性を有すると考える。

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について，原子炉格納容器限界温度，圧力（200 ℃，2 Pd）での健全性を確認するため，図 9-1(1)のフローに従い対象弁を抽出した。

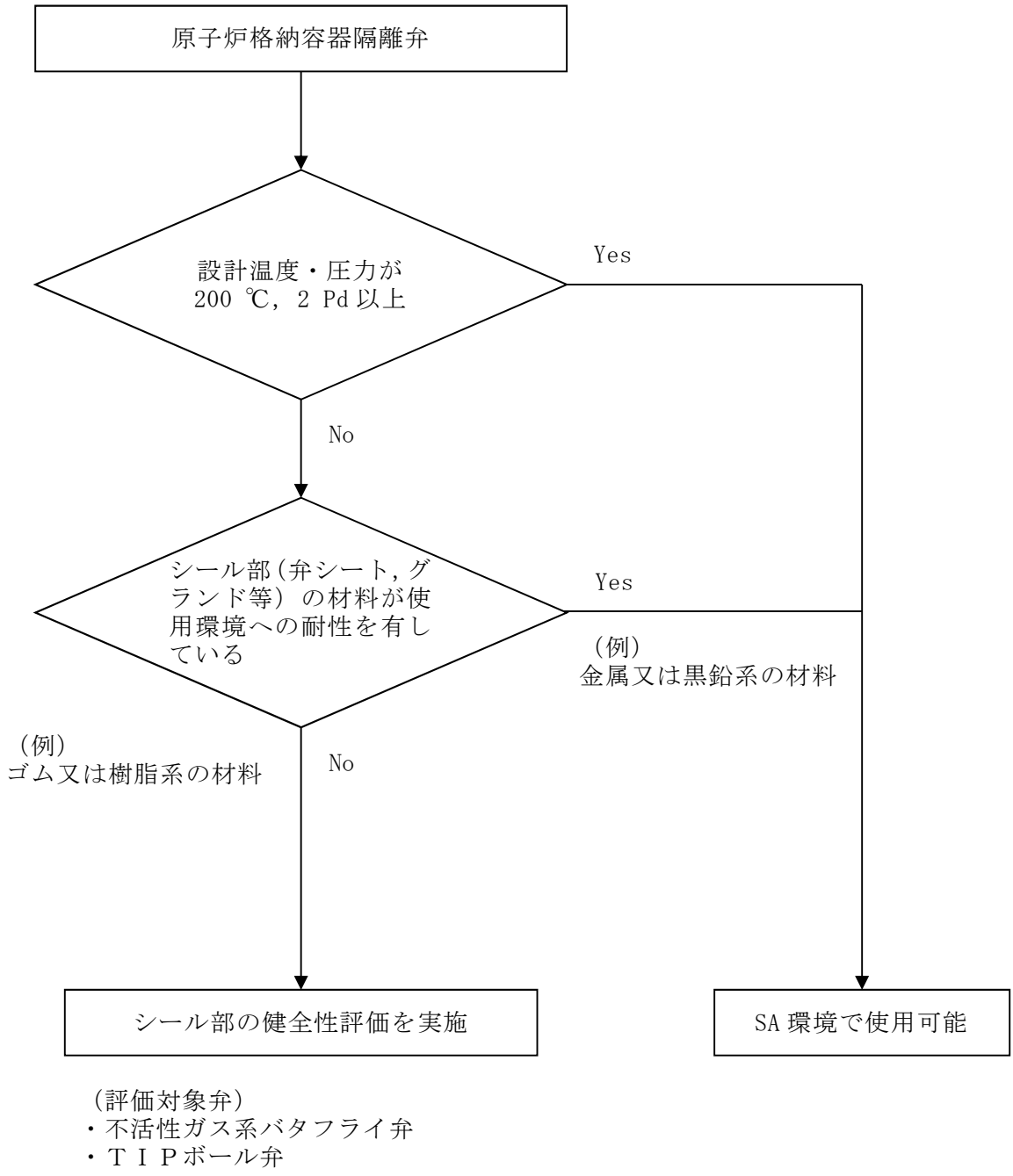


図 9-1(1)　原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

NT2 補② V-1-8-1-別添 1　R2E

原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価における評価対象部位について，放射性物質の閉じ込め機能が，経年劣化により低下していないことを確認し，今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお，考慮する経年劣化事象については，東海第二発電所において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については，経年劣化事象として腐食が考えられるが，原子炉格納容器本体は，鋼板表面に防食塗装を施すとともに，保全計画に基づく外観点検において表面の腐食，塗膜等の異常があれば，補修塗装を実施するとともに適切な肉厚管理を実施している。また，保全計画に基づき，計画的に肉厚測定を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。なお，原子炉格納容器本体に対して，一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（ＪＥＡＣ４２０３）」（以下，「ＪＥＡＣ４２０３」という。）に基づく，全体漏えい率試験（1 回/1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について，考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

・ステンレス鋼配管については，塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが，社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し，基準を満足しない場合は，純水拭きを実施することにより，塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから，有意な劣化はないと考えられる。
・炭素鋼配管については，流れ加速型腐食による減肉が考えられるが，社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し，基準を満足しない場合は，計画的に取替えを行うなど，適切な管理を行っている。
・原子炉格納容器隔離弁については，保全計画に基づく，計画的な分解点検，目視・表面検査を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
・電気配線貫通部については，経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については，長期健全性試験により，健全性を確認している。
・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については，保全計画に基づく定期的な取替を実施していることから，経年劣化事象とはならない。
・ＪＥＡＣ４２０３に基づく，全体漏えい率検査（1 回/1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから，経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響はないと考える。

NT2 補② Ⅴ-1-8-1-別添 1-別紙 1 R2E

原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性の影響について

1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し，評価温度・圧力（200 ℃，2 Pd）負荷時に部材が弾性域または塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の残留ひずみの挙動により，耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については，一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は，一次応力がSyを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合，一次応力がSy以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない（図1，0→a→0）。Syを超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図1，0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1，c→b）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ（～約19 %）だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見*が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態Ⅳ$_A$Ｓ）の一次応力の許容応力は，供用状態Ｄの許容応力の制限内で同等であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

注記　＊：一般社団法人　日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」　ＪＷＥＳ－ＩＳ－９７０１，（1997）

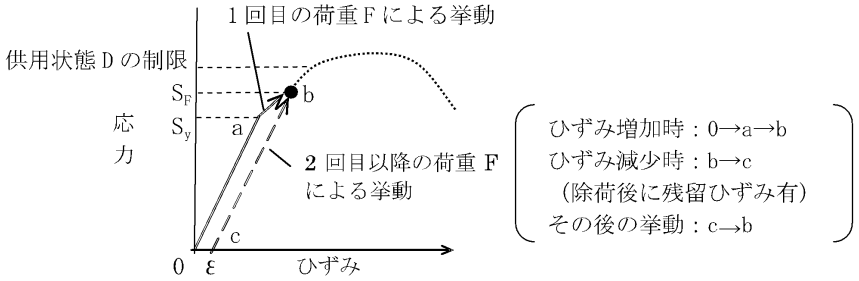


図1　降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

NT2 補② Ⅴ-1-8-1-別添 1-別紙 2　R2

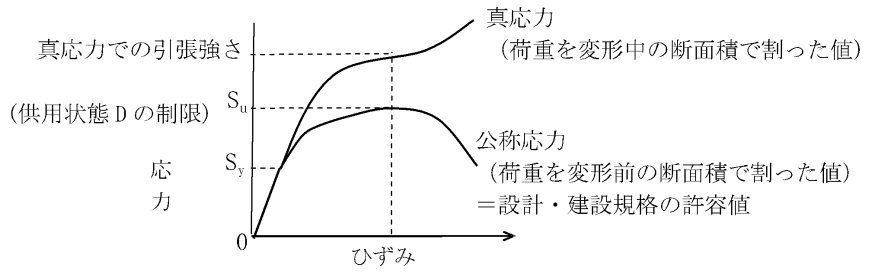


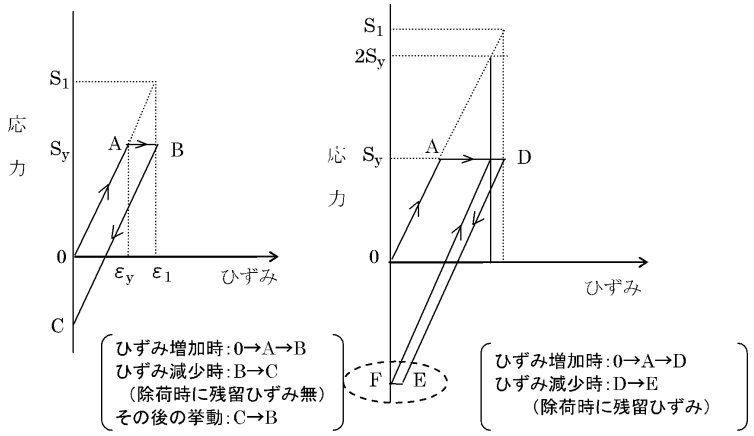
図2　公称応力と真応力について

次に，評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため，局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は，構造不連続部に発生する二次応力も考慮して，一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力がSyを超えると塑性域に入るが（図3（設計・建設規格　解説PVB-3112），0→A→B），2Sy以下の場合は除荷時にひずみが減少し，除荷後に残留ひずみは生じない（図3（設計・建設規格　解説PVB-3112），B→C）。また，その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し，これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

一次＋二次応力が2Syを超える場合は，残留ひずみ有と判断する（図3（応力S_1が2Sy超の場合））。しかし，十分小さな残留ひずみであれば，上述の通り，発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態$\mathrm{IV_AS}$）の一次＋二次応力の許容応力は，今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから，地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

なお，一次応力がSyを超える部位については，残留ひずみ有と判断する。このとき，上述のとおり，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。



（応力S_1 が2Sy 以下の場合）　（応力S_1 が2Sy 超の場合）

図3　降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次＋二次応力）

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の挙動により，耐震性への影響を評価するため，一次応力がSy以下かまたは一次＋二次応力が2Sy以下かを確認した。

原子炉格納容器本体（基部）については，一次＋二次応力がSyを超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが，供用状態Ｄの制限内であり，除荷後は弾性的挙動を示すため，耐震性への影響はない。

機器搬入口用ハッチ（円筒胴），サプレッション・チェンバアクセスハッチ（円筒胴），配管貫通部（平板類，セーフエンド），電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については，一次応力がSyを超えないと考えられ，残留ひずみは生じない。

以上より，一次応力は供用状態Ｄの制限内であり，一次＋二次応力は2Sy以下であることを確認した。

トップヘッドフランジ，所員用エアロック（隔壁部），配管貫通部（接続配管，スリーブ取付部）及び伸縮継手については，表1に示す添付書類による。

したがって，耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合，地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性への影響はないと考える。

表1　各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位		評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ有無	備考
原子炉格納容器本体		基部	一次+二次	[redacted]	452 MPa (2Sy)	有 (1 %未満)	
トップヘッドフランジ		同左	添付書類「V-3-9-1-1　原子炉格納容器本体の強度計算書」に記載				
機器搬入用ハッチ		円筒胴	一次	0.62 MPa (2 Pd)	[redacted] MPa (Syでの限界圧力)	無	
ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｱｸｾｽﾊｯﾁ		同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	[redacted] MPa (Syでの限界圧力)	無	
所員用エアロック		隔壁部	添付書類「V-3-9-1-3　エアロックの強度計算書」に記載				
配管貫通部	接続配管	同左 (貫通部付近)	添付書類「V-3-5-3-1　残留熱除去系の強度計算書」に記載				
	スリーブ	スリーブ取付部	添付書類「V-3-9-1-4-1　原子炉格納容器貫通部の強度計算書」に記載				
	平板類	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	[redacted] MPa (Syでの限界圧力)	無	
	ｾｰﾌｪﾝﾄﾞ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	[redacted] MPa (Syでの限界圧力)	無	
	伸縮継手	同左	添付資料「V-3-9-1-4-2　原子炉格納容器貫通部ベローズの強度計算書」に記載				
電気配線貫通部	アダプタ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	[redacted] MPa (Syでの限界圧力)	無	
	ヘッダ	同左	一次	0.62 MPa (2 Pd)	[redacted] MPa (Syでの限界圧力)	無	
原子炉格納容器隔離弁		弁箱	一次	0.62 MPa (2 Pd)	1.03 MPa (ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計圧)	無	

注記　＊1：判定値を超える場合，残留ひずみ有となる。

原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において，よう素等の核分裂生成物（以下，「ＦＰ」という。）が沈着して発熱することにより，温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し，原子炉格納容器評価温度以下となることを確認する。

1. 原子炉格納容器貫通部のＦＰ沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内のＦＰの沈着による温度上昇について，格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて，原子炉格納容器のリークパスへＦＰが飛散し，リークパス内がＦＰで満たされ，目詰まりしたと保守的に仮定し，ＦＥＭ解析により温度分布を確認した。

評価結果としては，原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 175 ℃となり，原子炉格納容器評価温度である 200 ℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内のＦＰの挙動としては，「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びＦＰ挙動解析（原子力安全基盤機構（ＪＮＥＳ））」において，ＦＰが飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが，リークパスへＦＰが飛散し導かれたと仮定する。リークパスへのＦＰの捕集量についての知見はないことから保守的にＦＰが満たされた状態と仮定する。（ＦＰが満たされた状態は，漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

○原子炉格納容器貫通部のＦＰ沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内のＦＰが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について，下記条件にて評価する。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。

b. 重大事故等時における原子炉格納容器内のＦＰの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びＦＰ挙動解析（ＪＮＥＳ）」において，ＦＰのほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが，ＦＰが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。

c. 貫通部の仮定するリークパスは，原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1 mm^2

NT2 補② Ⅴ-1-8-1-別添 1-別紙 3 R2

のリークパスと仮定。

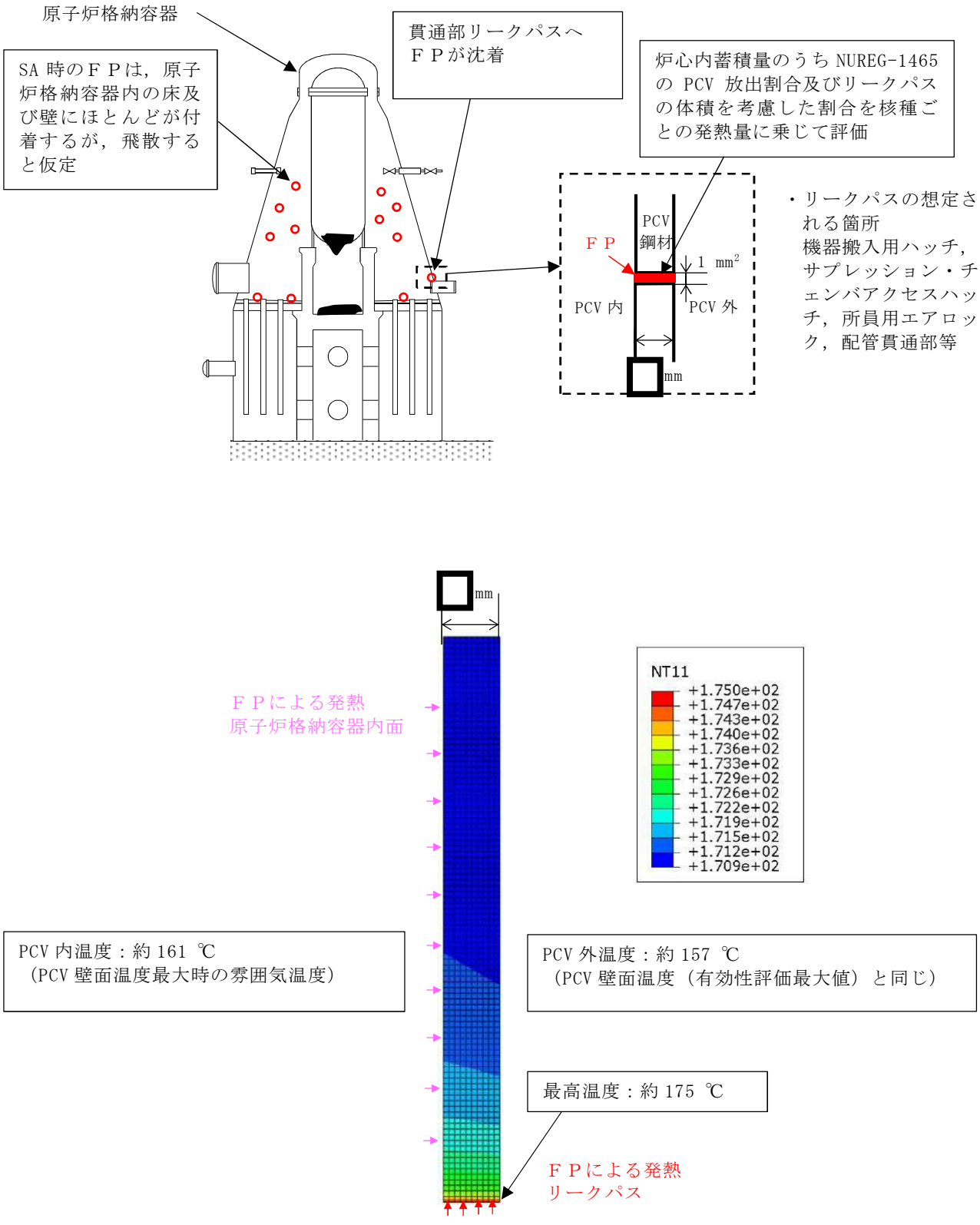
d. ＦＰが飛散し貫通部リークパスにおけるＦＰの捕集量については，知見がないことから保守的にリークパスにＦＰが満たされた状態を仮定する。（リークパスへＦＰが満たされた状態では，漏えい率は 0 %/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。）

e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したＦＰの発熱量は，ＮＵＲＥＧ-１４６５の炉心内のＦＰ量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。

f. ＦＰの発熱量は，時間経過により低下するが，本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。

よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いＣｓＩ（よう化セシウム）の密度を想定し，ＦＰ質量の保守性を考慮し算出する。

上記条件による評価結果として，原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約 157 ℃となる時，ＦＰによる温度上昇は，約 18 ℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は，約 175 ℃となり原子炉格納容器評価温度（200 ℃）を下回り原子炉格納容器評価温度に影響のないことを確認した。



解析結果（温度コンタ図）

図１　ＦＰ沈着による温度上昇評価イメージ

○ＦＰ沈着による温度評価における保守性について

・リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは，数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中してＦＰが捕集されたと仮定した。

・リークパスに捕集されるＦＰの量をリークパスにＦＰが満たされた状態を仮定。

ＦＰの捕集量については，原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（ＮＵＰＥＣ）の結果よりＦＰが配管に目詰まりする事象が確認されており，目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが，捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにＦＰが満たされた状態を仮定した。

・リークパスに捕集されるＦＰの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内，密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は，ＣｓＩ（よう化セシウム）であることから，ＦＰの密度は，ＣｓＩの約 4.5 g/cm^3 を用いてＦＰの質量を求める。

・ＦＰの発熱量は，発熱量が最大である事故直後の熱量，原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価

ＦＰの発熱量は，時間の経過とともに低下するが，評価においてはＮＵＲＥＧ－１４６５のＦＰの核種の放出割合をもとに，ＦＰの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約 6.59×10^3 kW とし，原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 3 時間後の 157 ℃を使用し評価した。（3 時間後は，約 3.79×10^3 kW（事故直後の約 0.6 倍）。）

○ＦＰ発熱の核種の寄与割合について

ＦＰの発熱の核種での寄与割合を表 1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5 ％と高く，その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5 ％であり熱量への寄与割合は低い。

表 1　核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5 ％
セシウム類	約 2.3 ％
アンチモン	約 1.5 ％
テルル	約 2.5 ％
ストロンチウム	約 4.2 ％
バリウム	約 2.5 ％
ルテニウム類	約 0.1 ％
セリウム類	約 0.4 ％
ランタン類	約 0.9 ％
合　　計	100 ％

NT2 補② Ⅴ-1-8-1-別添 1-別紙 3　R2

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約 1 mm^2 のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは，「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（ＮＵＰＥＣ）」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_O}}{P_O \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1}\left\{\left(\frac{P_b}{P_O}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_O}\right)^{\frac{(\gamma-1)}{\gamma}}\right\}}}$$

ここで，m：質量流量　　Ae：漏えい等価面積

P_O：1 次側圧力　　P_b：2 次側圧力

γ ：比熱比　　T_O：1 次側温度

R：ガス定数

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは，それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用。

原子炉格納容器内のパラメータは，原子炉格納容器漏えい試験の圧力，温度，原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価。

質量流量（m）は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は，ＮＵＲＥＧ－１４６５の炉心内のＦＰ量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

表２　ＮＵＲＥＧ－１４６５の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

出典：NUREG-1465「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は，リークパス面積１ mm^2 と鋼板厚さ［　］mm より［　　］cm^3 であるため，原子炉格納容器内に放出されたＦＰのうち支配的なＣｓＩ（よう化セシウム）の密度を想定し，リークパスに詰まるＦＰの量は約［　　］ｇとなる。

また，この量は原子炉格納容器内に放出されたＦＰのうち約 1.65×10^{-4} ％が詰まっている想定となる。この割合とＮＵＲＥＧ－１４６５の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。

NT2 補② V-1-8-1-別添1-別紙3 R2E

別添２　コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計

目　　次

1. ペデスタル（ドライウェル部）に係る設備対策の概要について ····· 別添 2－1
2. コリウムシールドの設計について ····· 別添 2－5
3. ペデスタル（ドライウェル部）水位管理に係る対策設備の設計について ····· 別添 2－12
4. ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について ····· 別添 2－23
5. 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について ····· 別添 2－32
6. 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について ····· 別添 2－45
7. コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について ····· 別添 2－48
8. 溶融炉心による熱影響評価について ····· 別添 2－71
9. ペデスタル排水系の排水機能評価について ····· 別添 2－97
10. コリウムシールドの施工性について ····· 別添 2－112
11. コリウムシールドの選択的侵食について ····· 別添 2－124

1. ペデスタル（ドライウェル部）に係る設備対策の概要について

東海第二発電所における，溶融燃料－冷却材相互作用（以下「ＦＣＩ」という。）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「ＭＣＣＩ」という。）の影響抑制を考慮したペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）に係る設備対策の概要を以下に示す。

東海第二発電所のペデスタルの概要図を図 1-1 及び図 1-2 に示す。

ペデスタル内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペデスタル構造健全性確保のため，ZrO_2製のコリウムシールドを設置する。コリウムシールド内は格納容器床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にＳＵＳ製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に格納容器機器ドレンサンプを設置する。

ドライウェルにて生じる床ドレン及び機器ドレンと，格納容器機器ドレンサンプを冷却するための原子炉補機冷却系の冷却水は，図 1-1 及び図 1-2 のようにペデスタル側壁の貫通孔を通る配管により各ドレンサンプへ導かれる。これらの配管には，事故時にペデスタル内への流入水を制限するため，ペデスタル側壁の外側に制限弁を設ける。

格納容器床ドレンサンプ内に流入した水は，1 ｍに立ち上げた格納容器床ドレンサンプの導入管（スワンネック）から流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，格納容器機器ドレンサンプにも導入管を設け，事故発生後にペデスタル内の水位が 1.2 ｍを超えた場合には，格納容器床ドレンサンプの導入管と併せて排水が可能な設計とする。それぞれの導入管の周囲には，ペデスタル内での落下物や異物による悪影響を防止するための導入管カバーを設置する。

それぞれの排水配管の下流には格納容器外側隔離弁が設置されており，これらの弁は事故発生時に自動閉止する。これに対して，各排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故発生後においてペデスタルからサプレッション・チェンバへ排水する経路を設けるとともに，排水完了後にペデスタルからの冷却水の流出を防止するための排水弁を設ける。さらに，ＲＰＶが破損しデブリがスリット内へ流入した際に，下流側の配管内で圧力上昇が生じる可能性を考慮し，安全弁を設ける。

ＲＰＶが破損しデブリがペデスタル内に落下した場合には，格納容器下部注水配管から注水を行うことでデブリを継続的に冷却する。また，ＲＰＶ破損（ペデスタル内へのデブリ落下）の検知及びペデスタル内水位管理のために，ペデスタル内には温度計及び水位計（格納容器下部水温及び格納容器下部水位）を設置する。

ペデスタルの側壁は鋼製スカートを介してＲＰＶを支持しており，ＲＰＶ下部プレナムの中心付近には原子炉冷却材浄化系のボトムドレン配管が接続されているとともに，ペデスタル内には制御棒駆動水圧系配管が敷設されている。

また，ＭＣＣＩに係る設備のＤＢ・ＳＡの区分について図 1-3 に示す。

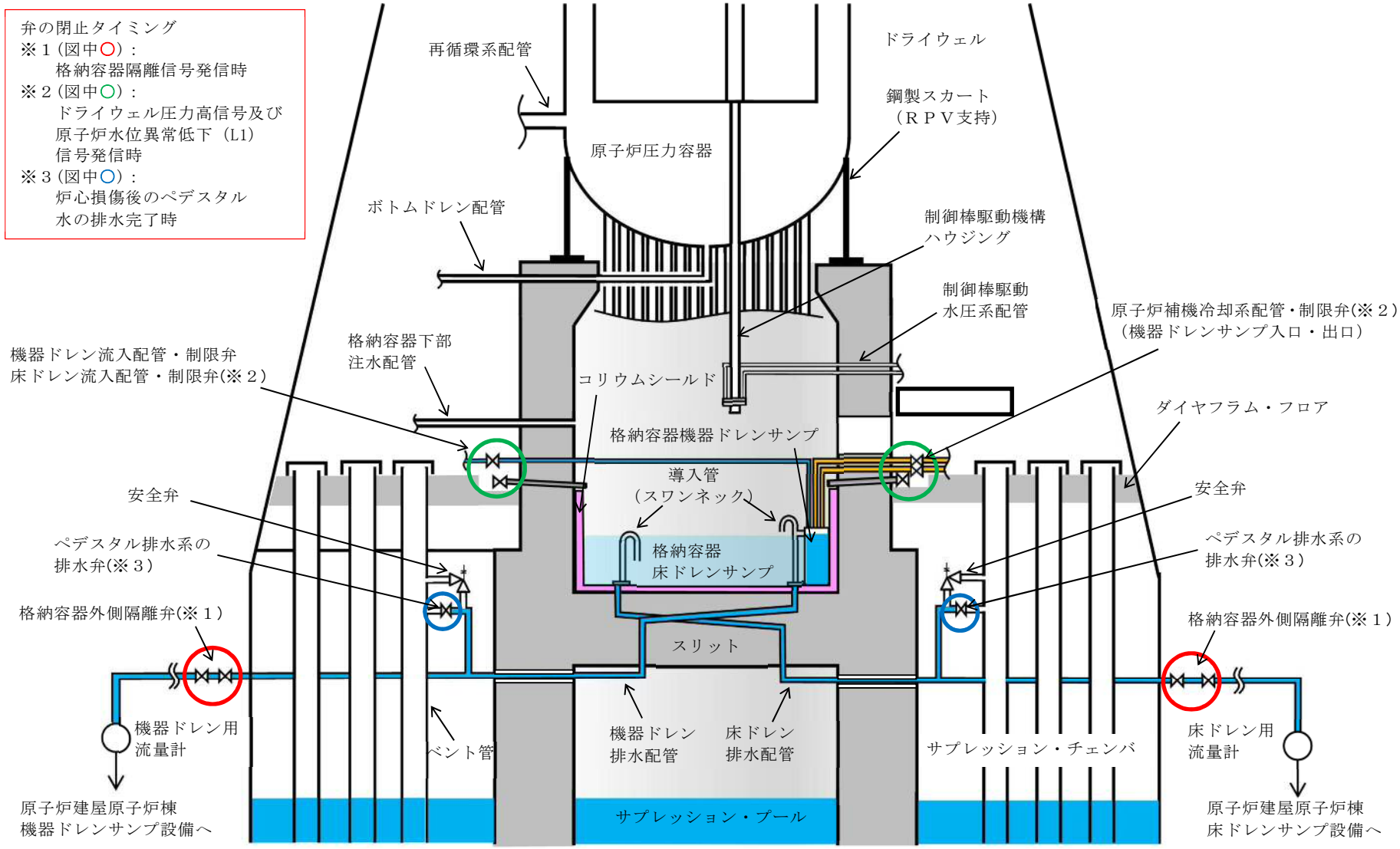


図 1-1　ペデスタル概要図（断面図）

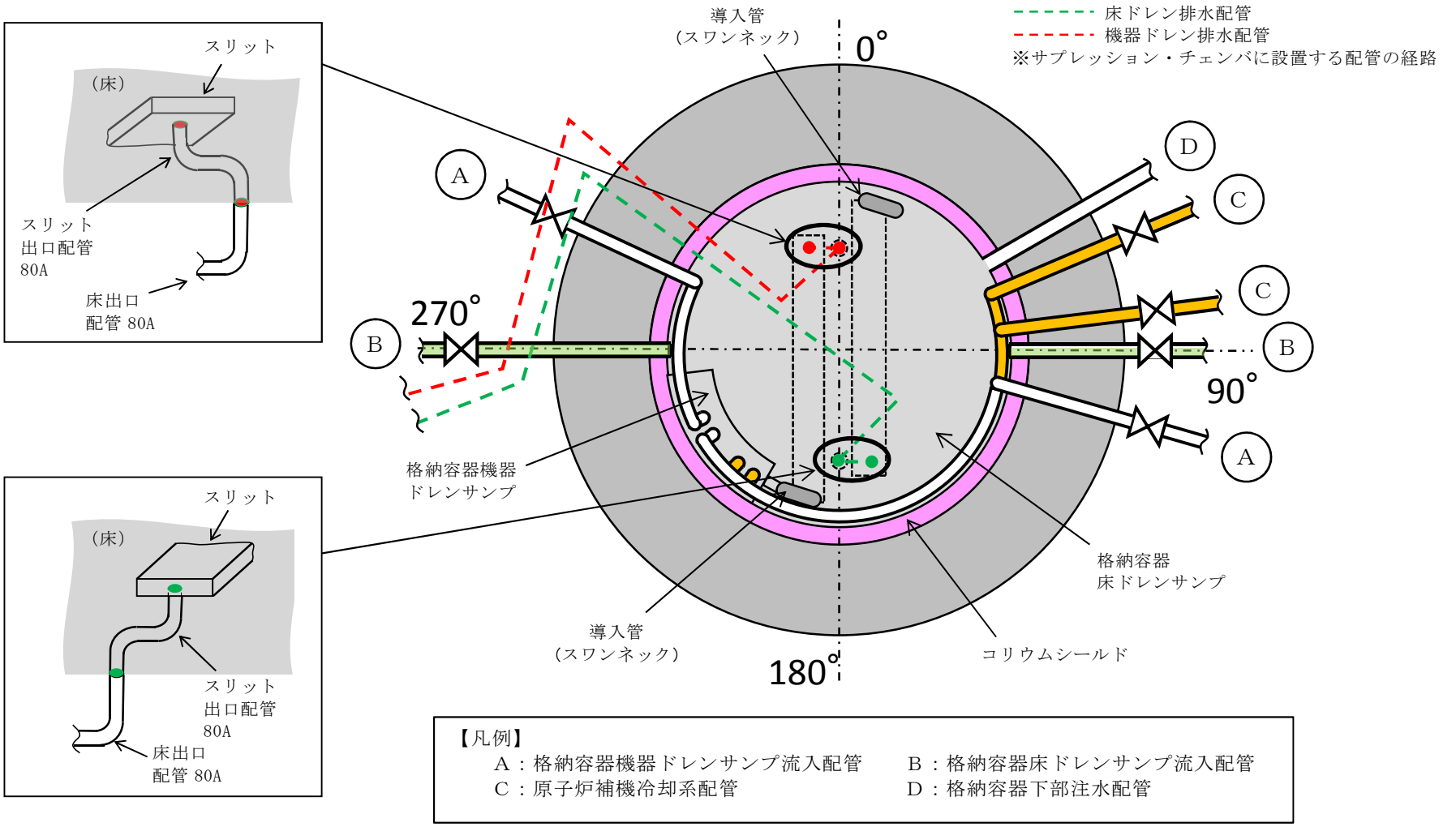


図 1-2　ペデスタル概要図（平面図）

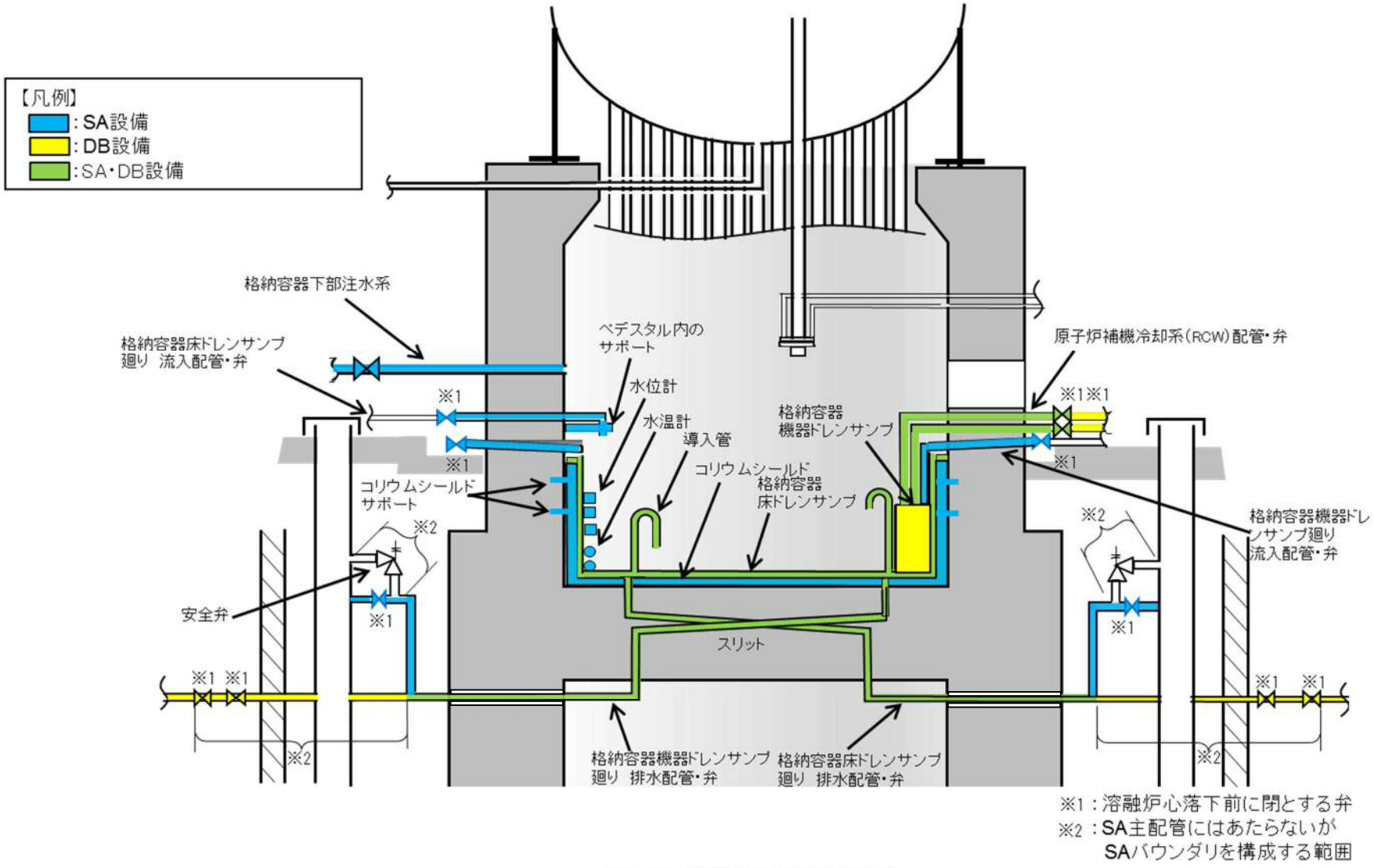


図 1-3　ＭＣＣＩ対策に係るＤＢ・ＳＡ設備範囲図（断面図）

2. コリウムシールドの設計について

2.1 コリウムシールド材料の選定

コリウムシールドの材料としては，模擬溶融炉心を用いた種々の試験結果を基に，高融点でかつ化学的安定性に優れており，溶融炉心に対して高い耐性を有していることが確認されたZrO_2を選定した。表 2-1 に，試験の概要を示す。

表 2-1 コリウムシールド材料の選定に係る試験の概要*1

試験の種類	概要
溶融Ｚｒによる耐熱材侵食試験	試験目的：耐熱材の各候補材の耐侵食性を確認。 模擬溶融炉心として，侵食量が大きくなる 100 mol%Ｚｒをるつぼ内で 2000 ℃～2200 ℃の所定温度に昇温・溶融し，[redacted]，[redacted]，ZrO_2の耐熱材試験片を上部から挿入し 5 分間保持した後，取り出して残存状態を確認。 侵食量は[redacted]＞[redacted]＞ZrO_2となり，ZrO_2，[redacted]，[redacted]の順に耐侵食性に優れていることを確認（図 2-1）。
模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験	試験目的：ZrO_2耐熱材の侵食開始温度として設定している 2100 ℃*2までの溶融炉心温度範囲における耐熱材の耐侵食性を確認。 るつぼ内に円柱状に加工したZrO_2耐熱材と模擬溶融炉心粒子（UO_2－ZrO_2－Ｚｒ：30 mol%－30 mol%－40 mol%）を装荷し，模擬溶融炉心を 2000 ℃～2100 ℃に昇温・溶融し 10 分間保持した後，るつぼを切断し断面を確認。 ZrO_2耐熱材の厚さは試験前から変化せず，模擬溶融炉心によるZrO_2耐熱材の有意な侵食がないことを確認（図 2-2）。
耐熱材への模擬溶融炉心落下試験	試験目的：耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認。 ZrO_2耐熱材を内張りしたコンクリートトラップに，2450 ℃以上に加熱した模擬溶融炉心（UO_2－ZrO_2－Ｚｒ：30 mol%－30 mol%－40 mol%）を落下させ，耐熱材の侵食状況等を確認。 模擬溶融炉心接触部から最大約 1 cm の範囲でZrO_2耐熱材が黒色化し，その周辺部が白色化していることが確認されたものの，顕著な耐熱材の侵食及び急激な入熱（熱衝撃）による耐熱材の割れが生じていないことを確認（図 2-3）。 黒色化した部分についてX線回折分析を行った結果，耐熱材表面の組成に有意な変化がないことを確認。

注記 ＊1：本試験は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

＊2：「7. コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について」参照



図 2-1　溶融Ｚｒによる耐熱材侵食試験後の断面写真

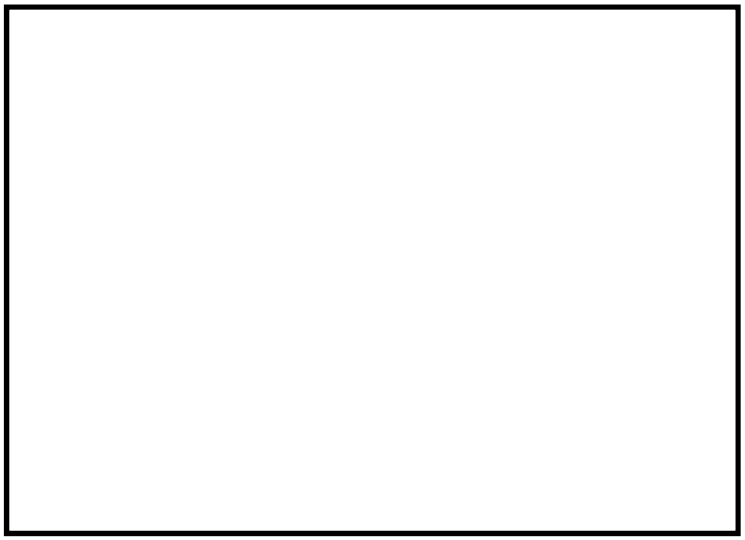


図 2-2　模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験後の断面写真



図 2-3　耐熱材への模擬溶融炉心落下試験後の断面写真

2.2　コリウムシールド厚さ，高さの設定

コリウムシールドは，ＭＣＣＩの影響抑制の目的で設置するが，ペデスタル内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器から落下するデブリを全量保有でき，かつ，ＭＣＣＩの影響も抑制できるよう，その厚さを設定する必要がある。これを踏まえ，コリウムシールドは，高さ 1.88 m，厚さ 0.15 m とすることとした。以下にその考え方を示す。

(1)　コリウムシールド高さの設定

ペデスタル内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため，デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合，ペデスタル外へ流出するおそれがある。そのため，デブリをペデスタル内に全量保有する観点から，デブリ堆積高さはデブリがペデスタル外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペデスタル床高さに対して最も低い位置となる経路は，ドライウェルからペデスタル床ドレンサンプへのドレン配管である（図 2-4)。当該配管の下端は，ペデスタル床から約 1.88 m の位置に存在することから，コリウムシールド設置高さの上限として 1.88 m を設定する。

(2)　コリウムシールド厚さの設定

ペデスタルにおけるコンクリート侵食抑制及びコンクリートへの熱影響を抑制する観点からは，コリウムシールドは可能な限り厚さを確保することが望ましい。ただし，コリウムシールドの設置高さには上限があるため，厚さを増加させるとコリウムシールド内に保有可能なデブリ量が減少する。したがって，ある程度の保守性を見込んだデブリ体積を全量保有できる上限の厚さとして，0.15 m を設定する。

以下にコリウムシールド厚さの計算方法を示す。また，計算におけるデブリ体積等の条件の考え方について，表 2-2 に示す。

デブリの堆積高さ H_{debri} は，式(2.1)及び式(2.2)で算定される。

$$H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (2.1)$$

$$S_{fz} = (L_{PD} / 2 - D_{CS})^2 \times \pi \quad (2.2)$$

V_m：溶融物体積[36 m^3]

V_s：ペデスタル内構造物体積[4 m^3]

Φ_{ent}：粒子化割合[0.173]

P：ポロシティ[0.5]

S_{fz}：コリウムシールドの設置を考慮した床面積[m^3]

L_{PD}:ペデスタル床直径[6.172 m]

D_{CS}：コリウムシールド厚さ[m]

コリウムシールドの高さは，デブリ堆積高さと床に設置するコリウムシールド

の厚さを加えた値となるため，式(2.1)において H_{debri} を(1.88－D_{CS})m として計算した結果，D_{CS}＝約 0.15 m となる。

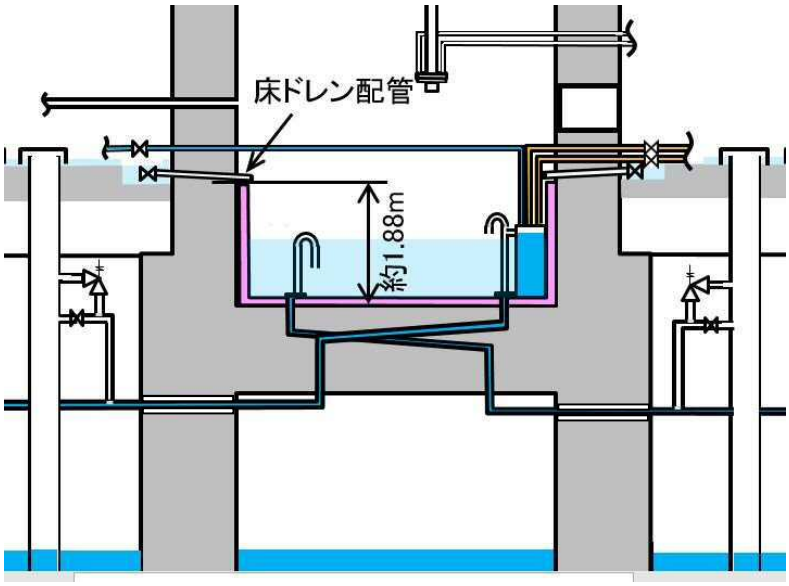


図 2-4　デブリがペデスタル外へ流出する可能性のある経路

表 2-2　コリウムシールド厚さの計算に係る条件設定の考え方

項　目	条件設定根拠
溶融物体積（36 m^3）	ＭＡＡＰ計算結果に基づき設定（ＲＰＶ内の溶融炉心全量がペデスタルへ落下）
ペデスタル内構造物体積（4 m^3）	既設及び新設のペデスタル内構造物全量を積算し，さらに余裕を考慮した体積を設定
粒子化割合（0.173）	ペデスタル水深，デブリジェット径等に基づき，Ricou-Spalding 相関式により計算し設定
ポロシティ（0.5）	各種の粒子状デブリに係る試験結果や，単純立方格子のポロシティ（0.48）を包絡する値を設定

2.3　コリウムシールドを考慮した侵食量評価

格納容器破損防止対策の有効性評価においては，コリウムシールドを考慮したデブリによる侵食量評価を，ＭＡＡＰコードを用いた解析により実施している。また，デブリから冷却水への熱流束，コリウムシールドの物性値及び侵食量に係る不確かさを踏まえた感度解析を実施し，コリウムシールド及びペデスタルコンクリートに侵食が生じないことを確認している。なお，評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要ついては，添付書類「Ⅴ-5-13　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＭＡＡＰ」に示す。

ベースケース及び感度ケースの解析条件を表 2-3 に，解析結果を表 2-4 に示す。また，各解析ケースの条件設定の考え方等の詳細について，「7.　コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について」に示す。

表 2-3　侵食量評価における解析条件

項　目	ベースケース	感度ケース①	感度ケース②
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断ＬＯＣＡ時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800 kW/m^2（圧力依存性あり）	800 kW/m^2（一定*）	800 kW/m^2（圧力依存性あり）
ペデスタル初期水位	1 m		
ペデスタル注水	ＲＰＶ破損 7 分後から 80 m^3/h		
コリウムシールド厚さ	15 cm		11 cm
コリウムシールド熱伝導率	[redacted] W/m･K		[redacted] W/m･K
コリウムシールド比熱	[redacted] J/kg･K		[redacted] J/kg･K
コリウムシールド侵食開始温度	2100 ℃		
ＲＰＶ破損時の溶融炉心温度	ＭＡＡＰ解析結果に基づく		

注記　＊：侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

表 2-4　侵食量評価における解析結果

項　目	ベースケース	感度ケース①	感度ケース②
コリウムシールド侵食量（壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし	侵食なし
コンクリート侵食量（壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし	侵食なし

2.4　デブリによる熱影響評価

ＲＰＶが破損しデブリがペデスタルへ落下した場合，デブリからの熱影響によってペデスタルの鉄筋やコンクリートの強度が低下することが考えられる。これに対して，コリウムシールド等の対策を考慮した上で，ペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認している。

評価方法及び評価結果を以下に示す。また，評価条件の考え方等の詳細については，「8.　溶融炉心による熱影響評価について」に示す。

(1)　評価方法

・荷重条件

構造強度の評価に当たり，ＲＰＶ支持機能の評価ではＲＰＶ，遮へい壁等の自重を考慮する。また，デブリ保持機能の評価では，デブリ，コリウムシールド，床スラブ

躯体等の自重を考慮する。

・評価部位及び項目

ａ．側壁（ＲＰＶ支持機能）

ＲＰＶ等の自重により，側壁コンクリートには圧縮軸力が作用し，側壁基部コンクリートには面外方向のせん断力が作用する。このため，高温によるコンクリート圧縮強度の低下を考慮した等価壁厚を評価し，ＲＰＶ等の自重による圧縮軸力及び面外せん断に対して必要な壁厚と比較する。

ｂ．床スラブ（デブリ保持機能）

デブリ等の自重により，床スラブのコンクリートには面外せん断力が作用し，鉄筋には曲げ応力が作用する。このため，高温によるコンクリートの圧縮強度の低下を考慮した等価板厚を評価し，デブリ等の自重によるせん断力に対して必要な板厚と比較する。また，高温による鉄筋の強度低下を考慮した等価鉄筋量を評価し，デブリ等の自重による曲げ応力に対して必要な鉄筋量と比較する。

・温度条件

デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度は，ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づき，解析コードＡＢＡＱＵＳによる熱伝導解析にて評価する。なお，評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要ついては，添付書類「Ⅴ-5-5　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＡＢＡＱＵＳ」に示す。

・判断基準

炉心損傷防止に失敗し，重大事故時を想定する防護レベルにおいて，格納容器の健全性維持に必要な安全機能が維持されることを確認する観点より，判断基準は終局限界状態に至らないこととする。具体的には，側壁コンクリートの必要壁厚，床スラブコンクリートの必要板厚，床スラブの必要鉄筋量の算定において，終局強度又は短期許容応力度を適用する。

(2)　評価結果

各評価項目に対する判断基準及び評価結果を，表 2-5 に示す。

表 2-5　デブリによる熱影響評価結果

項　目	判断基準	評価結果	判定
側壁コンクリート 圧縮軸力	必要壁厚 133 mm	熱影響を考慮した等価壁厚 約 1229 mm	○
側壁基部コンクリート 面外せん断力	必要壁厚 192 mm	熱影響を考慮した等価壁厚 約 1276 mm	○
床スラブコンクリート 面外せん断力	必要板厚 [redacted]	熱影響を考慮した等価板厚 約 629 mm	○
床スラブ鉄筋 曲げ応力	必要鉄筋量 [redacted]	熱影響を考慮した等価鉄筋量 約[redacted]	○

3. ペデスタル（ドライウェル部）水位管理に係る対策設備の設計について

3.1 ペデスタル水位管理に係る対策設備の機能

ペデスタル水位管理に用いる設備について，それぞれの機能を以下に示す。また，各設備を用いた水位管理方法の詳細については，「4. ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について」に示す。なお，各設備の配置関係については，図 1-1 及び図 1-2 に示したとおりである。

(1) 格納容器床ドレン制限弁，格納容器機器ドレン制限弁及び原子炉補器冷却水制限弁

ドライウェルからペデスタル内の格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプへ流入する配管に対して，ペデスタル外側に制限弁を設置する。

事故時においてペデスタル内水位を制御するため，ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル１）信号が同時に発信した場合に自動閉止し，ペデスタル内への流入水を遮断する設計とする。

(2) 格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管

格納容器床ドレンサンプからの排水配管の入口に，格納容器床ドレンサンプ底部から１ｍ高さのスワンネック形状の導入管を設置する。これにより，通常運転中からペデスタル内水位は約１ｍで維持されるとともに，事故発生後にペデスタル内への流入水が生じた場合，ＲＰＶ破損までにペデスタル内水位が１ｍとなるまで排水可能な設計とする（「9. ペデスタル排水系の排水機能評価について」参照）。

また，格納容器機器ドレンサンプについても，格納容器床ドレンサンプ底部から 1.2ｍ高さ*のスワンネック形状の導入管を設置する。これにより，事故発生後の流入水によりペデスタル内水位が 1.2ｍ以上となった場合には，格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペデスタルからの排水が可能となり，排水機能の信頼性が向上する。

注記 ＊：通常運転中に格納容器床ドレンと機器ドレンが混合することを防止するため，格納容器床ドレンサンプ導入管に対して高低差をもった設計とする。

各ドレンサンプ導入管は，排水性の確保及び意図した水位で排水を停止させるため，スワンネック形状の頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする（図 3-1）。

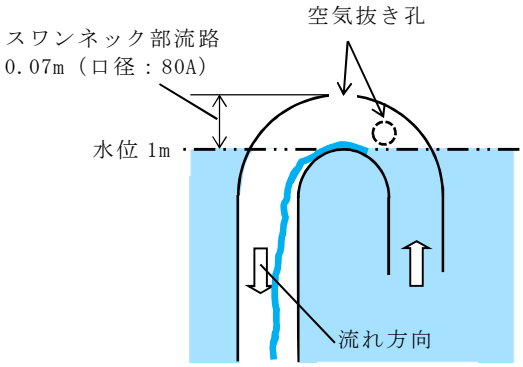


図 3-1　ドレンサンプ導入管の構造

(3)　ドレンサンプ導入管カバー

ペデスタル内での落下物により，格納容器床／機器ドレンサンプ導入管が損傷すること，また，異物の流入により排水流路が閉塞することを防止するため，各ドレンサンプ導入管の周囲にカバーを設置する。

カバーは，排水流路のスリット部の短辺□mmよりも小さい開口径を多数有する板を用い，これを開口が重ならないよう二重に配置することで，線状の異物についても流入を防止する設計とする（図 3-2）。

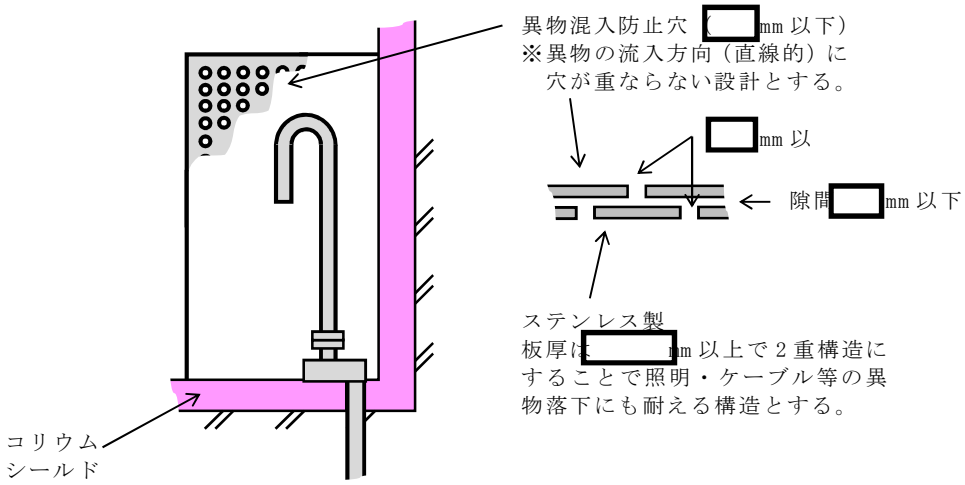


図 3-2　ドレンサンプ導入管カバーの構造

(4)　ドレンサンプ排水流路スリット部

ＲＰＶ破損時にペデスタルに落下したデブリが，各ドレンサンプの排水流路を通じてサプレッション・チェンバへ移行することを防止するため，ペデスタル床スラブのコンクリート内に高さ□mm×幅□mmのスリット形状の流路を設置する（図

3-3)。

スリット部は厚さ□cmのステンレスで製作し，流入したデブリの冷却及び凝固停止を促進する設計とする。横方向スリット部には，通常運転中の排水性を確保する観点から勾配を設けるが，ＲＰＶ破損後のスリット内でのデブリの凝固停止距離を短くする観点から，その勾配を□に制限した設計とする。また，横方向スリット部の長さは約□mとすることで，流入したデブリがスリット長さの範囲内で凝固停止することを確認している。デブリの凝固停止評価の詳細については，「5. 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について」に示す。

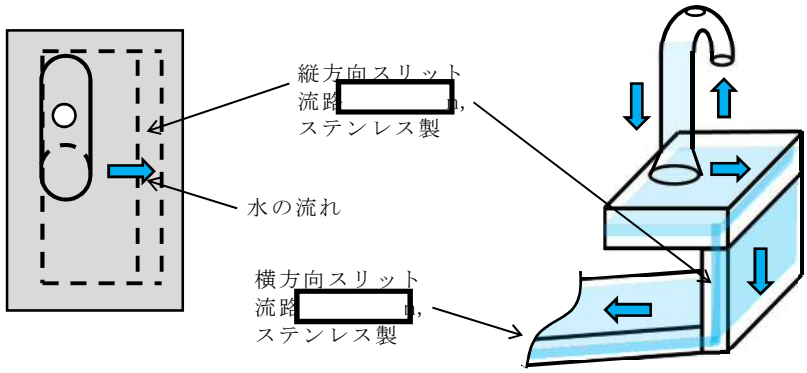


図 3-3　排水流路のスリット部の構造

(5)　ペデスタル排水配管及び排水弁

通常運転中，ペデスタルへ流入した格納容器床ドレン及び機器ドレンは，各ドレンサンプの導入管から排水され，下流の配管及び格納容器外側隔離弁を通じて原子炉建屋原子炉棟のドレンサンプへ導かれる。

事故発生時には，格納容器隔離信号により格納容器外側隔離弁は自動閉止されるため，各ドレンサンプの排水配管を分岐させベント管に接続することで，事故発生後のペデスタルからの排水を可能とする。

排水配管を接続するベント管は，真空破壊装置作動時のベント管内の上昇流がペデスタルからの排水に影響することがないよう，真空破壊装置が設置されていないものを選定する（図 3-4)。

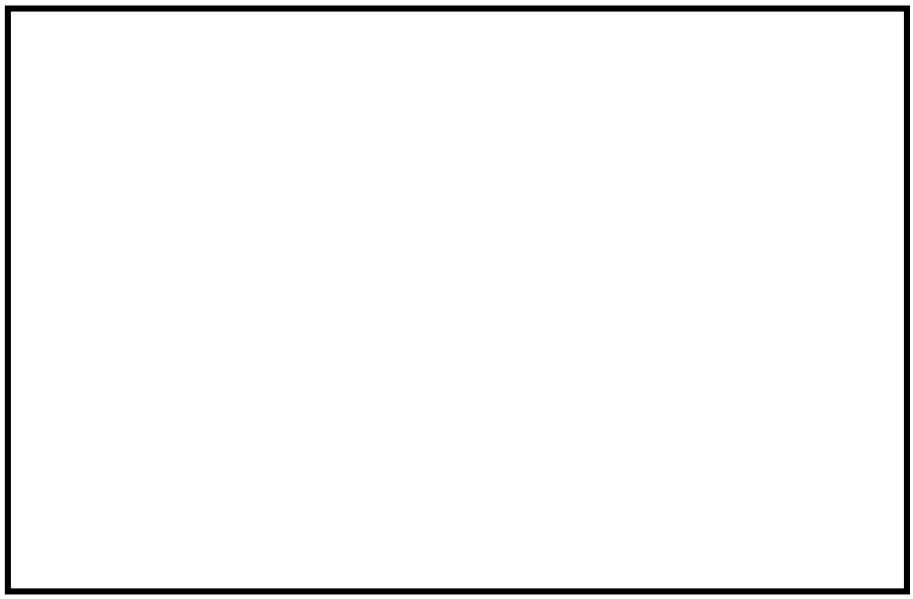
ベント管接続部にはペデスタル排水弁を設置し，通常運転中から開状態としておく。事故発生後，ＲＰＶ破損前のペデスタル注水により一旦水位を上昇させるが，その後排水により格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ＋1.05 m 検知用）が水位を検知しなくなった時点から約 6 分後*に，自動で閉止する設計とする。

注記　＊：ペデスタル水位が 1.05 m から 1 m まで低下する時間（モックアップ試験より得られたスリット部圧損係数を踏まえ評価した時間

以下を考慮し，床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペデスタル床のコンクリート表面より約□m下の位置に設置する設計とする。

・床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが，スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは，スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため，床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（□mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。

・スリットの設置高さを低くする場合，スリット内でデブリが凝固した際に，床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで，コリウムシールドなしの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペデスタル床のコンクリート表面から約□m下）にスリットを設置する。



格納容器機器ドレン排水配管(80A)
（原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ）
格納容器床ドレン排水配管(80A)
（原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ）

ベント管　格納容器床ドレンの排水経路となるもの（真空破壊装置なし 1 か所）
ベント管　格納容器機器ドレンの排水経路となるもの（真空破壊装置なし 1 か所）
ベント管　真空破壊装置付き（11 か所）
ベント管　真空破壊装置なし（95 か所）

図 3-4　ペデスタル排水配管及び排水弁の配置

3.2　ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について，概要及び設置位置を表 3-1 及び図 3-5 に示す。

各計器の検出部の仕様等を表 3-2 に，測定原理を図 3-6 及び図 3-7 にそれぞれ示す。また，各計器の構造図及び設置概略図を図 3-8 に示す。ペデスタル内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物で構成し，ペデスタル外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペネトレーションボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は，重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペデスタル内の SA 環境条件としては，格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果の最高値は約 212 ℃－約 1 秒間，0.465 MPa[gage]であり，これを包絡するペデスタル内環境条件 200 ℃（ピーク温度 215 ℃－1 分間），0.62 MPa[gage]を設定している。また,ペデスタル内はＲＰＶ破損後のデブリの落下に配慮した設計とする。

・各計器の MI ケーブルは，図 3-9 に示すとおり，チャンネル毎に別ルートで敷設し，デブリの落下に伴うペデスタル内構造物等の落下物を考慮した場合においても，複数のチャンネルが同時に損傷し，機能喪失することがない設計とする。

・ＲＰＶからデブリが大量に落下した場合は，デブリはペデスタル内の構造物に付着せずに，ペデスタル下部のプールに落下すると考えられる。仮に，ＲＰＶから少量のデブリが落下した場合に僅かなデブリが構造物に付着したとしても，プールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため，輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられる。ただし，各計器の検出部及び MI ケーブルに対して金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）することで，ＲＰＶ破損後のペデスタル内計器の健全性に配慮した設計とする。

なお，ペデスタル内の検出器・MI ケーブル，保護カバーは無機物で構成されており，放射線による影響はない。

表 3-1　ペデスタル内計器の概要

	設置高さ*	設置数	計器種別
格納容器下部 水温	0 m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2 m		
格納容器下部 水位	0.5 m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	0.95 m		
	1.05 m		
	2.25 m		
	2.75 m		

注記　＊：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

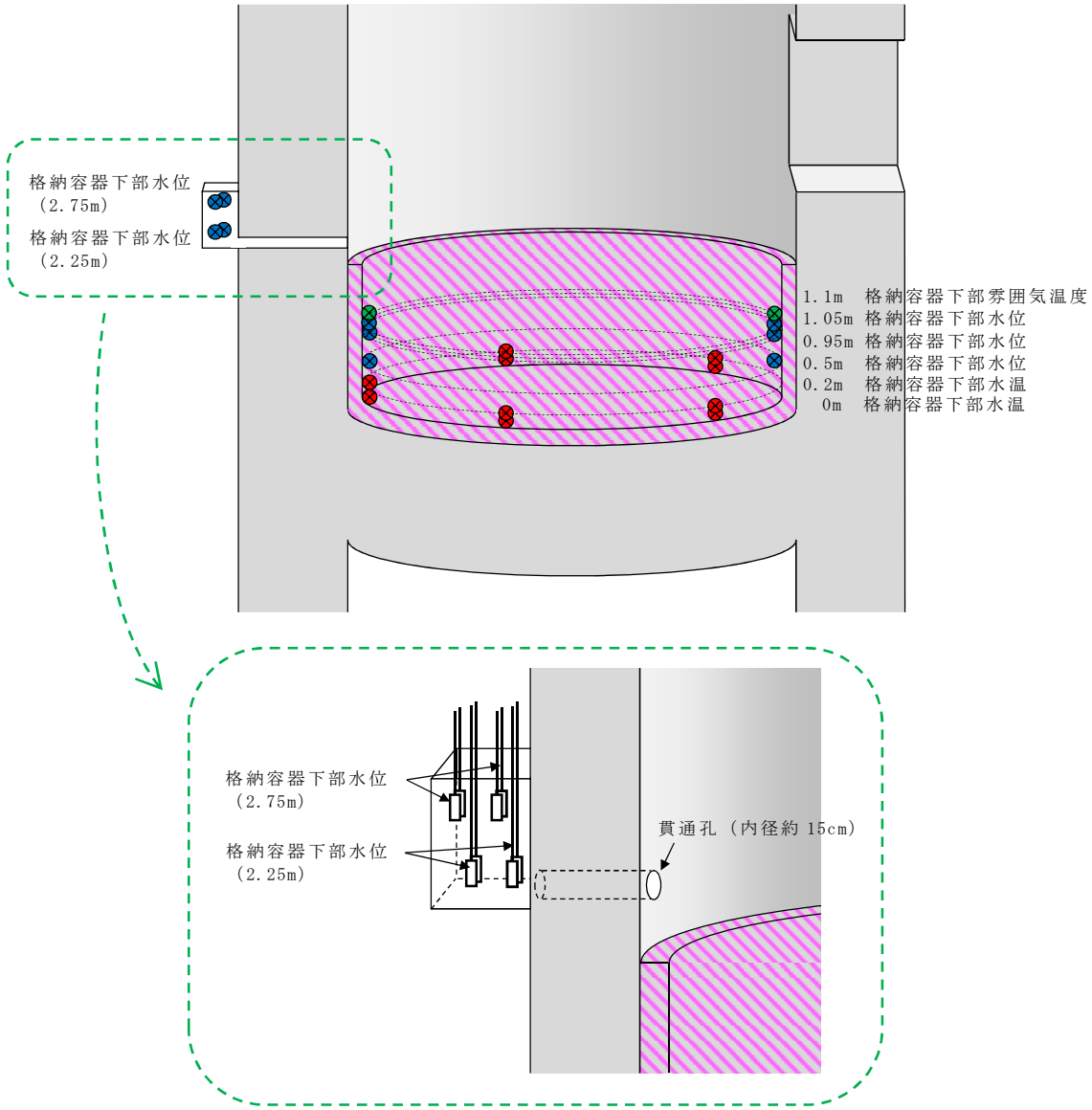


図 3-5　ペデスタル内の計器設置図

表 3-2　検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200 ℃～500 ℃	±(0.3＋0.005|t|) t：測定温度	温度：短期 235 ℃， 長期 200 ℃ 圧力：620 kPa[gage] 放射線：－*
電極式 水位計	－ （レベル スイッチ）	±10mm	温度：短期 235 ℃， 長期 200 ℃ 圧力：620 kPa[gage] 放射線：－*

注記　＊：検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない

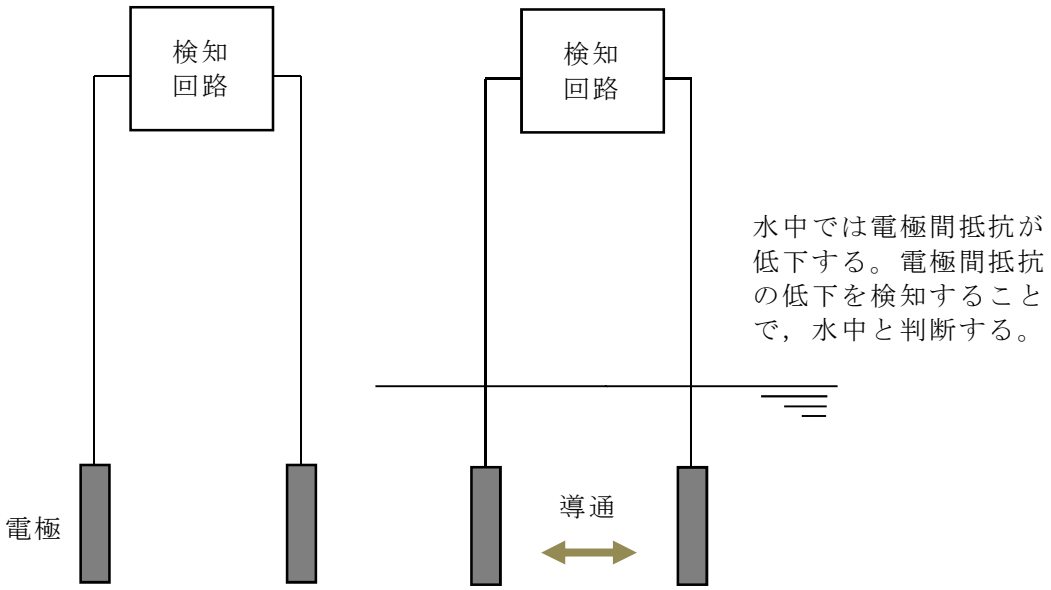
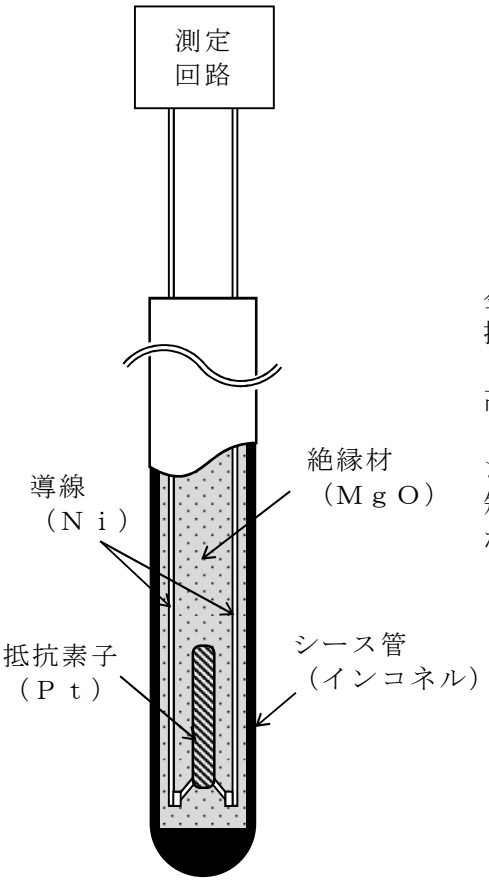
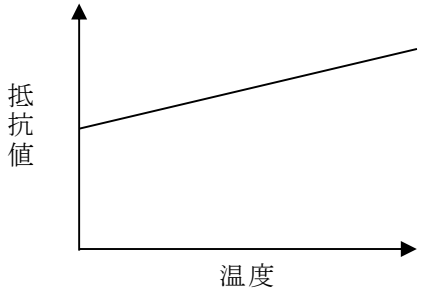


図 3-6　電極式水位計の動作原理





金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し，抵抗素子の抵抗値を基に温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると，温度指示値は急上昇しオーバースケールとなる。
また，以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると，抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。
・シース管の溶融，水及びデブリの浸入
・水との反応による絶縁材の膨張，剥離
・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融，蒸発

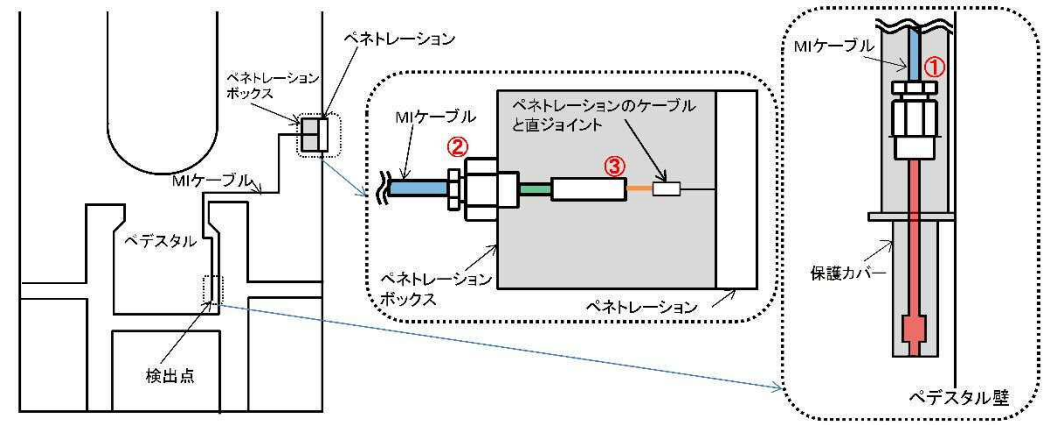
測温抵抗体構成材料の融点

	材質	融点
シース管	インコネル(NCF600)	1370℃～1425℃
導線	Ｎｉ	1455℃
抵抗素子	Ｐｔ	1768℃
絶縁材	ＭｇＯ＊	約 2800℃

注記　＊：デブリ中のＺｒ等により還元されると，融点約 650℃，沸点約 1100℃のＭｇとなり，溶融又は蒸発する。

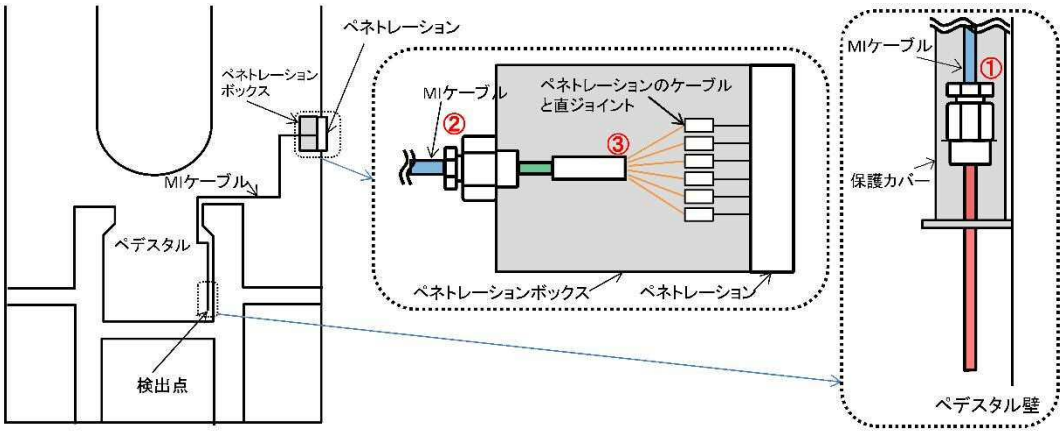
図 3-7　測温抵抗体式温度計の動作原理

格納容器下部水位（電極式）構造図



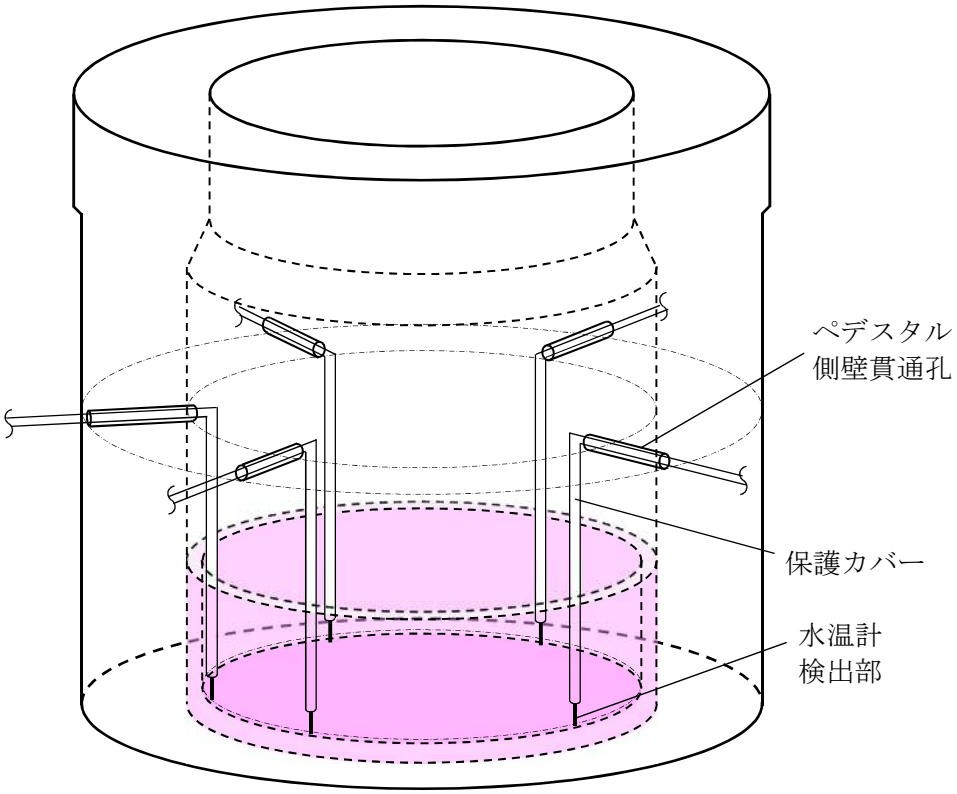
格納容器下部水位の設置概略図

格納容器下部水温（測温抵抗体式）構造図

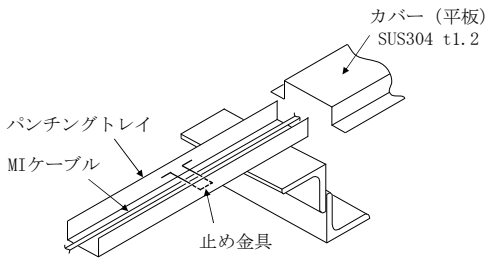


格納容器下部水温の設置概略図

図 3-8　格納容器下部水位及び格納容器下部水温の構造図及び設置概略図



図は格納容器下部水温（0m）の場合のイメージ



保護カバー概略図

図 3-9　ペデスタル内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図*

注記　：格納容器下部水位についても同様の構造

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について，設置概念を図 3-10 に示す。

図 3-10 のとおり，コリウムシールドより上部のペデスタル側壁コンクリートからコリウムシールド内にサポートを下ろし，このサポートに溶接された固定金具により計器を固定する。これにより，コリウムシールドに貫通部を設けることなく，ペデスタル内に計器を設置することとする。

また，計器のサポートは必要な耐震性を確保し，ペデスタル構造に悪影響を及ぼさない設計とする。

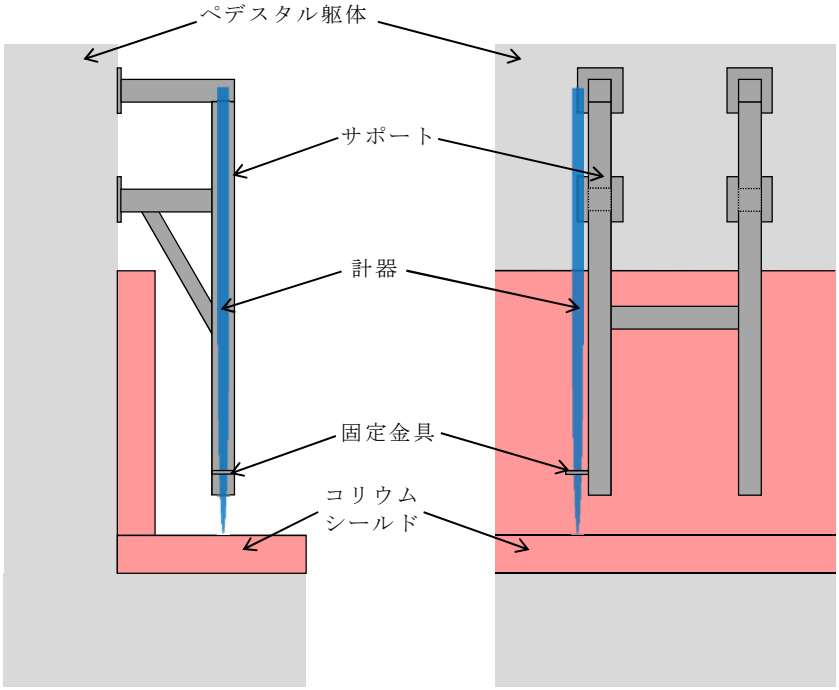


図 3-10　ペデスタル内計器の設置概念図

4. ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について

東海第二発電所における，ＦＣＩ及びＭＣＣＩの影響抑制を考慮したペデスタル内の水位管理方法の内容を以下に示す。

(1) 原子炉起動前及び通常運転時

原子炉起動前において，通常運転時のペデスタル格納容器床ドレンサンプの排水性を確保するため，消火系，補給水系又は純水系を使用して必要によりペデスタル内への事前水張りを行い，ペデスタル内水位を約 1 m（約 27 m^3）にし，通常運転時のペデスタルへの流入水の計測を可能とする。

通常運転時におけるペデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水等があり，これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値　多量時：約 6.8 L/h，少量時：約 0.2 L/h）する。なお，通常運転時に発生する格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7 Bq/mL である。

ペデスタル内へ流入した床ドレン水は，ペデスタル内水位が約 1 m の状態で流入し，導入管から原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備へ排水されるため，その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで，ペデスタル内水位が約 1 m に維持されていることを確認できる。また，ペデスタル内水位が約 1 m に維持されていることを格納容器下部水位にて確認することもできる。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において，導入管から原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備に排水される過程で，格納容器床ドレン流量により原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい水を検出することが可能である（図 4-1）。格納容器床ドレンサンプ改造に伴う漏えい水の検知性への影響については添付 4-1 に示す。

ペデスタル格納容器機器ドレンサンプには，再循環系ポンプグランド部からの排水，機器からのリーク水及び機器点検時のドレン水が流入する。流入したドレン水は，機器ドレンサンプ内を通る原子炉補機冷却系配管により冷却され，原子炉建屋原子炉棟格納容器機器ドレンサンプ設備に排水される。その過程で，格納容器機器ドレン流量により排水量を計測することで，漏えい水を検出することが可能である（図 4-2）。

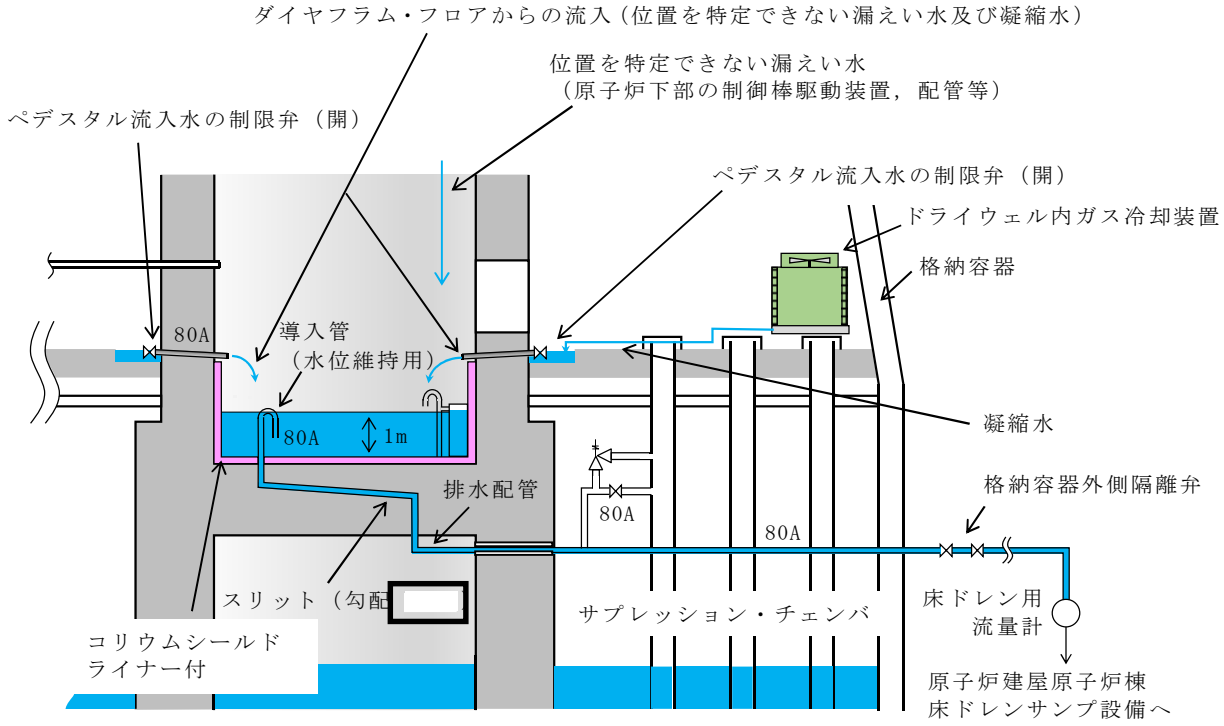


図 4-1　格納容器床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図

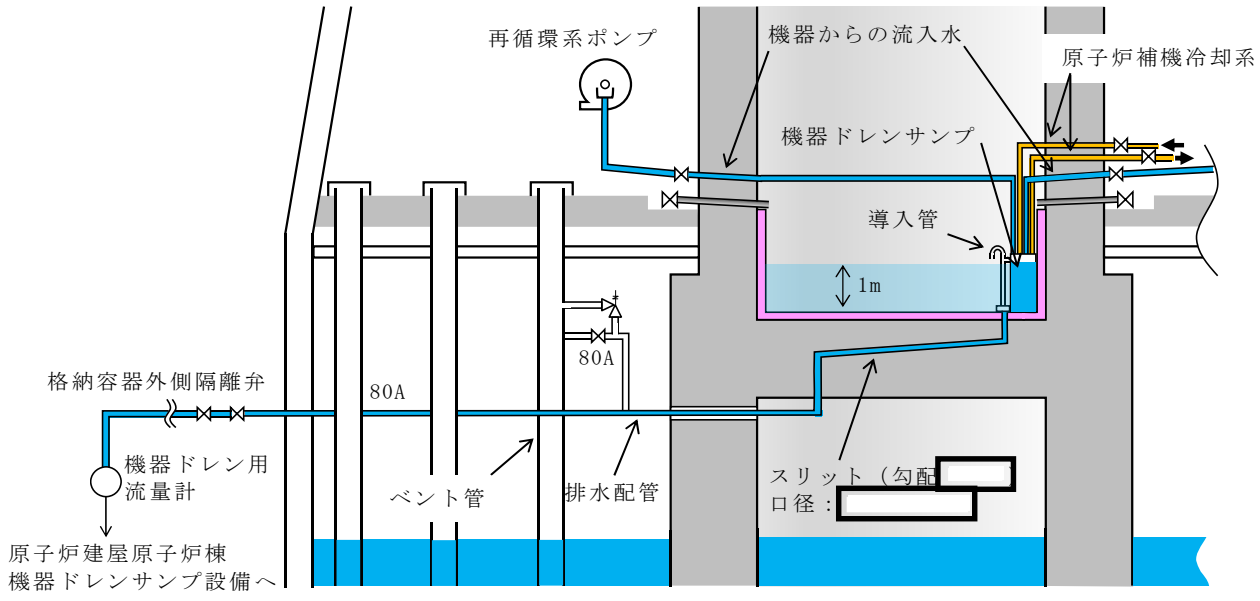
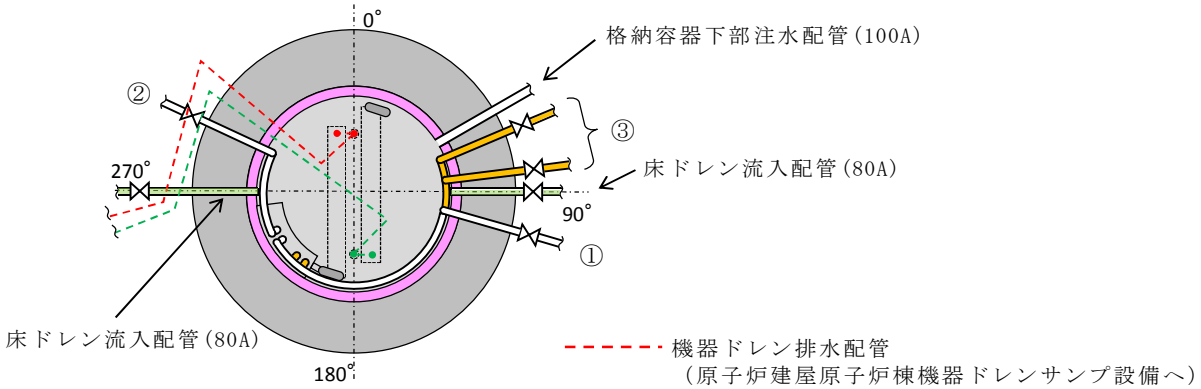


図 4-2　格納容器機器ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図（1／2）



NO.	流入元	運転中の状態
①	再循環系ポンプ(A)グランド部排水，機器からのリーク水(*1)，機器点検時のドレン水(*2)，再循環系ポンプ(A)点検時のドレン(*2)（50A）	常時排水あり
②	再循環系ポンプ(B)グランド部排水，機器からのリーク水(*1)，機器点検時のドレン水(*2)，再循環系ポンプ(B)点検時のドレン(50A)(*2)	常時排水あり
③	原子炉補機冷却系配管(50A)	常時通水

注記　＊1：弁グランド部からのリーク水（運転中）

＊2：通常閉の弁を開にし排水（定検時のみ）

図 4-2　格納容器機器ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図（2／2）

(2)　事故発生からＲＰＶ破損まで

ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下（レベル１）信号により，ペデスタル内へ流入する配管（床ドレン配管，機器ドレン配管及び原子炉補機冷却系配管）に対してペデスタル外側に設置した制限弁を自動閉止し，ペデスタルへの流入水を制限する（図 4-3）。制限弁を閉にすることにより，格納容器スプレイ水等のペデスタルへ流入する可能性のある水は，ベント管を介してサプレッション・チェンバへ排水される（図 4-4）。

制限弁閉止前の流入水等により水位が 1 m を超えた場合には，ベント管に接続された床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経由してサプレッション・チェンバへ排水され，ＲＰＶ破損までにペデスタル内水位は 1 m まで低下する（図 4-5）。

事故が発生し炉心が損傷した場合，格納容器下部水位（ペデスタル床面＋1.05 m）が水位を検知するまで格納容器下部注水配管から注水を実施し，その後排水することにより，ＲＰＶ破損時に確実に水位 1 m を確保する運用とする。これに要する時間は 30 分程度（注水開始操作に要する時間（17 分），水位 10 cm 分の注水に

要する時間（3 分），注水停止操作に要する時間（4 分）及び 5 cm 分の排水に要する時間（6 分）に余裕を加味した時間）と想定され，炉心損傷後のペデスタル注水開始からＲＰＶ破損までの約 1.8 時間(事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ時の例)の間に余裕をもって実施可能である。

また，格納容器機器ドレンサンプについても格納容器床ドレンサンプと同様に導入管，ベント管への排水配管及び排水弁を設置することで，ペデスタル内水位が 1.2 m 以上となった場合には，格納容器機器ドレンサンプ排水配管からもサンプレッション・チェンバへ排水が可能な設計とする（図 4-6）。

ベント管に接続する床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁はＲＰＶ破損前に閉とし，ＲＰＶ破損後のペデスタル水のサプレッション・チェンバへの流出を防止する。

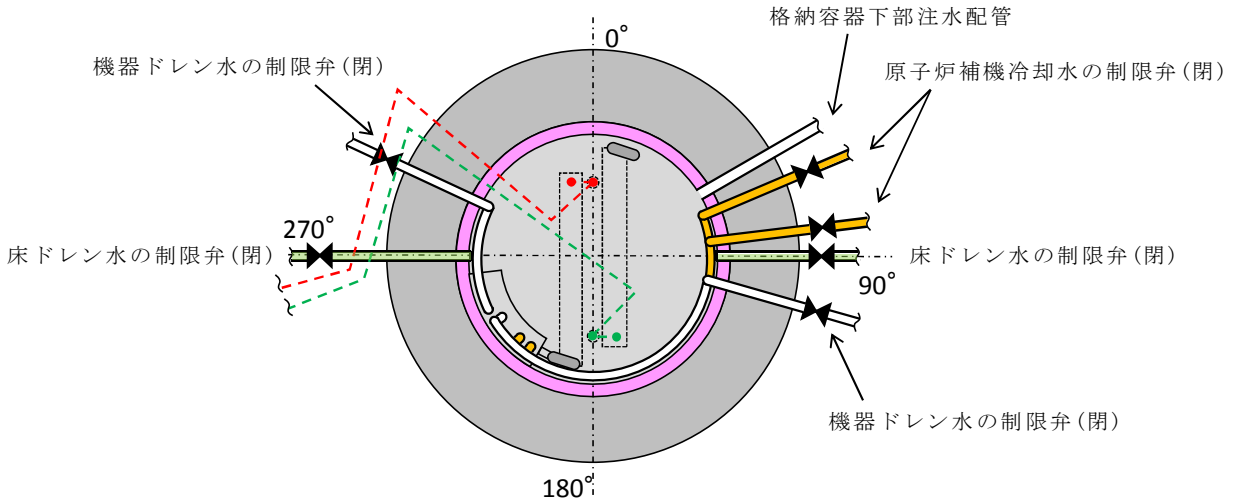


図 4-3　ペデスタル内への流入水の制限

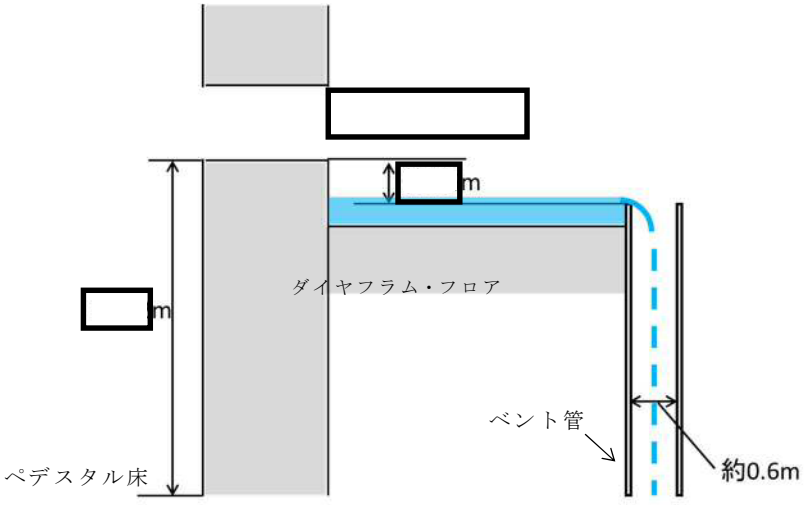
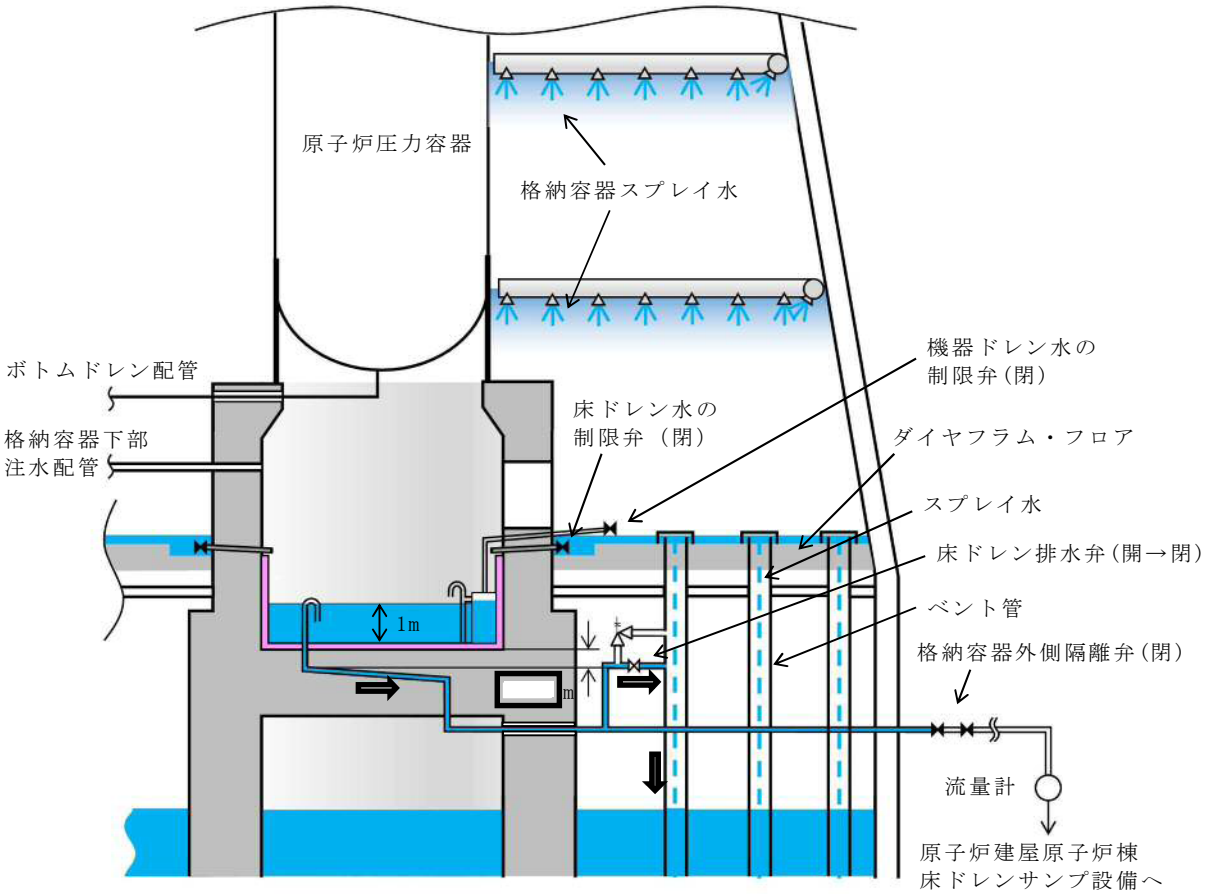


図 4-4　ベント管を通じたサプレッションチェンバへの排水



ペデスタルに流入した水はベント管（真空破壊装置が設置されていないもの）を介してサプレッション・チェンバへ排水される。ベント管は，格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが，ベント管は個数が 108 本あり，約 0.6m の直径を有していることから，ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量は僅かであり，ペデスタルへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は，ペデスタル床のコンクリート表面より［　　］下であり，排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし，格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は，ペデスタル床のコンクリート表面より約 0.62m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため，格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することはない。（図 4-7）

【参考】最も高い位置の真空破壊装置はペデスタル床のコンクリート表面より約 0.47m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置であるが，その他の真空破壊装置はペデスタル床のコンクリート表面より約 1.36m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置に設置されている。（図 4-7）

図 4-5　床ドレン排水経路及びベント管を介した排水

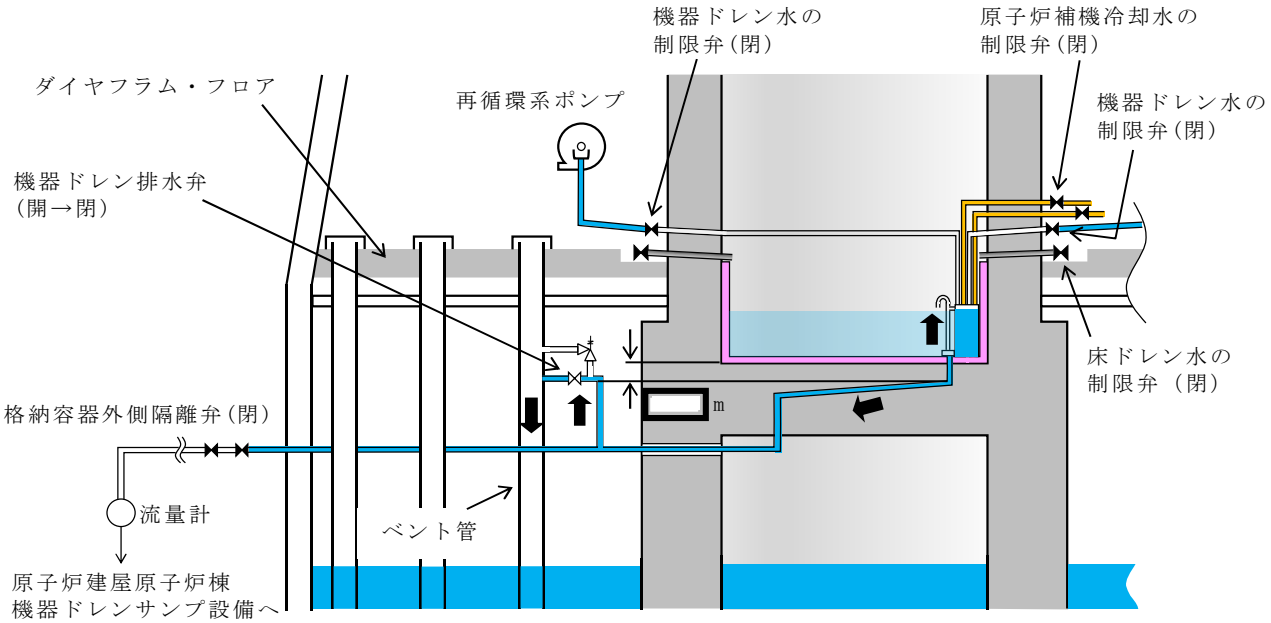
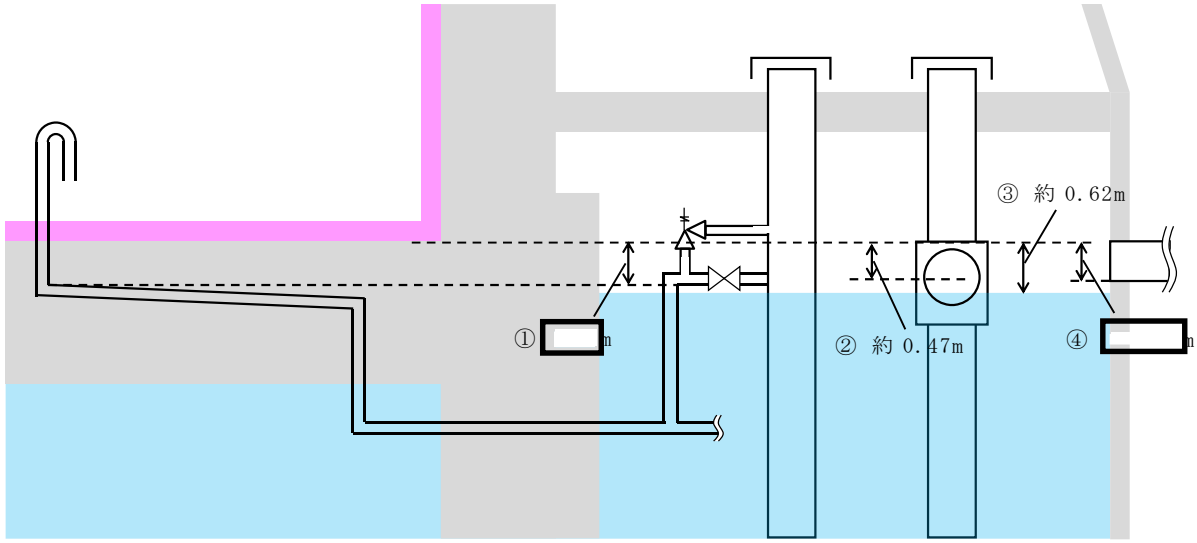


図 4-6　機器ドレン排水経路及びベント管を介した排水



①：ペデスタル床コンクリート表面から，横方向スリット上端及び排水配管のベント管への接続高さ
②：ペデスタル床コンクリート表面から，最も高い位置の真空破壊装置設置高さ
③：ペデスタル床コンクリート表面から，格納容器ベント中のサプレッション・プールの最高水位
④：ペデスタル床コンクリート表面から，サプレッション・チェンバ側の格納容器ベントライン下端

図 4-7　スリット，排水配管等の位置関係

(3)　ＲＰＶ破損後

ＲＰＶ破損及びデブリ落下後，ペデスタル内にて 0.2 m 以上のデブリ堆積を検知後に，80 m^3/h でペデスタル満水相当まで水位を上昇させる（図 4-8）とともに，その後は満水近傍にて水位を維持する。この際，ペデスタル内での貯水はペデスタル躯体にて行う。

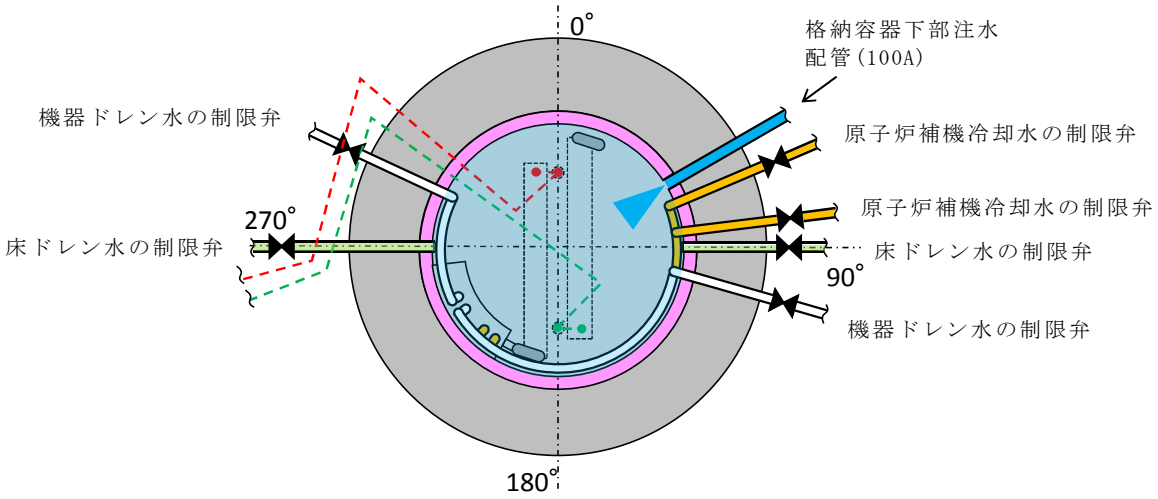


図 4-8　格納容器下部注水系によるペデスタルへの注水

ペデスタル格納容器床ドレンサンプ改造に伴う
位置を特定できない漏えい水の検知性について

改造前のペデスタル格納容器床ドレンサンプは，ペデスタル床下に設置されており，水深約[　]の深さ及び水面の表面積が[　　]のサンプである（図 1）。改造後は，ペデスタル格納容器床ドレンサンプの水深は 1 m，かつ，表面積は約 27 m^2 であり，漏えい水によるペデスタル格納容器床ドレンサンプの水位は上昇しにくい構造となる。しかし，通常運転中はドライウェル冷却装置のクーラー部より凝縮水が発生するため，常時ペデスタル格納容器床ドレンサンプには少量の流入水があり，水位は満水の 1 m を常時維持する*。

したがって，ペデスタルへの流入水は常時全量が原子炉建屋原子炉棟格納容器床ドレンサンプ設備へ排水され，その流量はペデスタル格納容器床ドレンサンプ改造前と同様に格納容器床ドレンサンプ流量計により確認できる設計とする。これにより，位置を特定できない漏えい水はペデスタル格納容器床ドレンサンプ改造前と同様に検知することが可能である。

注記　＊：改造後のペデスタル格納容器床ドレンサンプは表面積が増えること等により蒸発量が増加することが考えられるが，その分，ドライウェル冷却装置のクーラー部での除湿量も増え凝縮水としてサンプに戻るため，サンプ推移高さは約 1 m に維持可能である（図 2）。

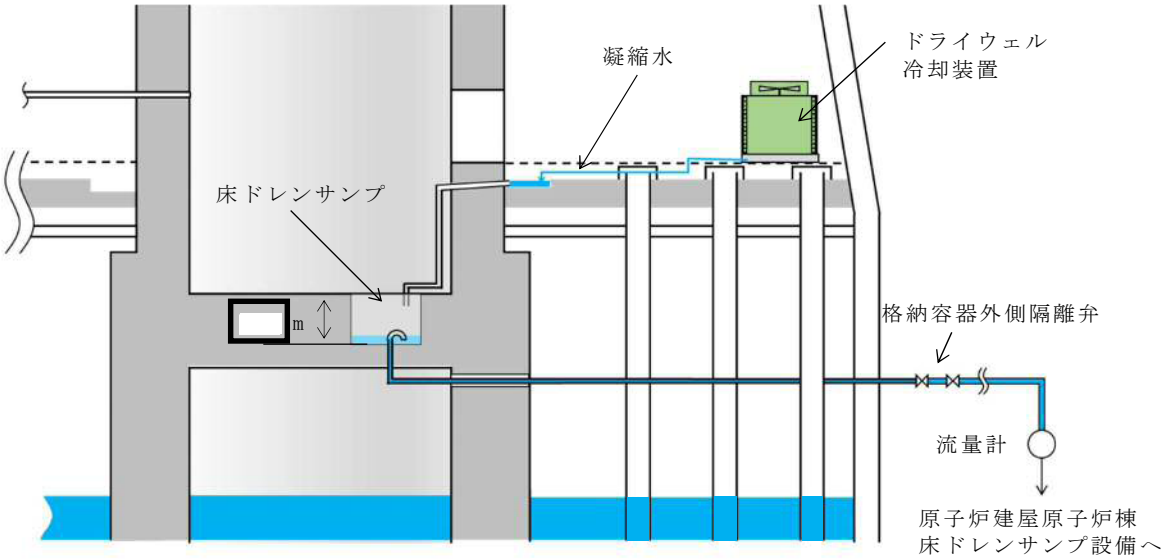


図１　格納容器床ドレンサンプ概要図（改造前）

（改造前）
格納容器内の湿度（露点温度）を一定に保つ設計としているため，ベント管を通じたＳ／Ｐからの蒸発量（Ｇ１）と，サンプ（床ドレン，機器ドレン）からの蒸発量（Ｇ２）が，ドライウェル冷却装置の除湿コイルでの除湿量（Ｇ３）とバランスする。

（改造後）
改造前と比べて，サンプ（床ドレン，機器ドレン）からの蒸発量（Ｇ２’）が増加することになるが，ドライウェル冷却装置の除湿コイルでの除湿量（Ｇ３’）も増加し，蒸発量（Ｇ１＋Ｇ２’）と除湿量（Ｇ３’）はバランスする。

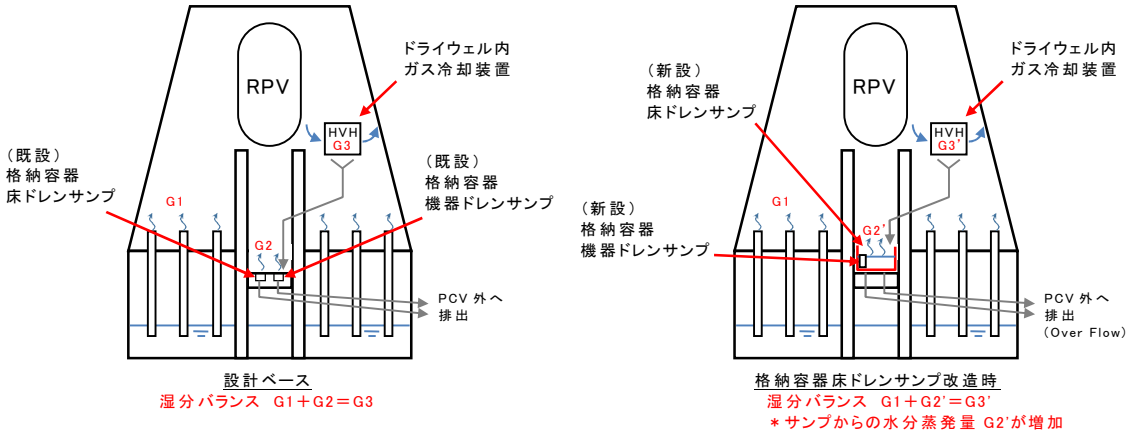


図２　格納容器床ドレンサンプの水位維持イメージ

5.　溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について

東海第二発電所では，ＲＰＶ破損時にペデスタルに落下した溶融炉心が，ペデスタルに設置された格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサプレッション・チェンバへ移行することを防止するため，排水流路の形状を変更することとしている。

ＲＰＶ破損時には，ペデスタル内の水により格納容器ドレンサンプの排水流路は水で満たされていることから，溶融炉心が排水流路に流入する際には，流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また，溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると，現実的には溶融炉心の排水流路への流入はごく限定的と考えられる。

しかしながら，溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさがあることから，溶融炉心の排水流路への流入を想定した場合でも溶融炉心が横スリット内で凝固停止しサプレッション・チェンバ側へ移行しないことを，ＭＡＡＰ計算結果を基に評価し，スリット状排水流路の有効性を確認した。

5.1　格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル

図 5-1 に，格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデルの概要図を示す。

各ドレンサンプからの排水流路は，ペデスタル床面に堆積する溶融炉心による熱影響を抑制するコンクリート深さまで通じる縦方向の流路（縦スリット）と，流入した溶融炉心を凝固させる横方向の流路（横スリット）を介し，既設の格納容器ドレンサンプ排水配管へ接続する構成とする。

また，縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型（幅[redacted]mm〔内径〕，厚さ[redacted]mm〔内径〕）の形状とし，周囲をＳＵＳ材とすることで，流入した溶融炉心の冷却及び凝固停止を促進させる設計とする。

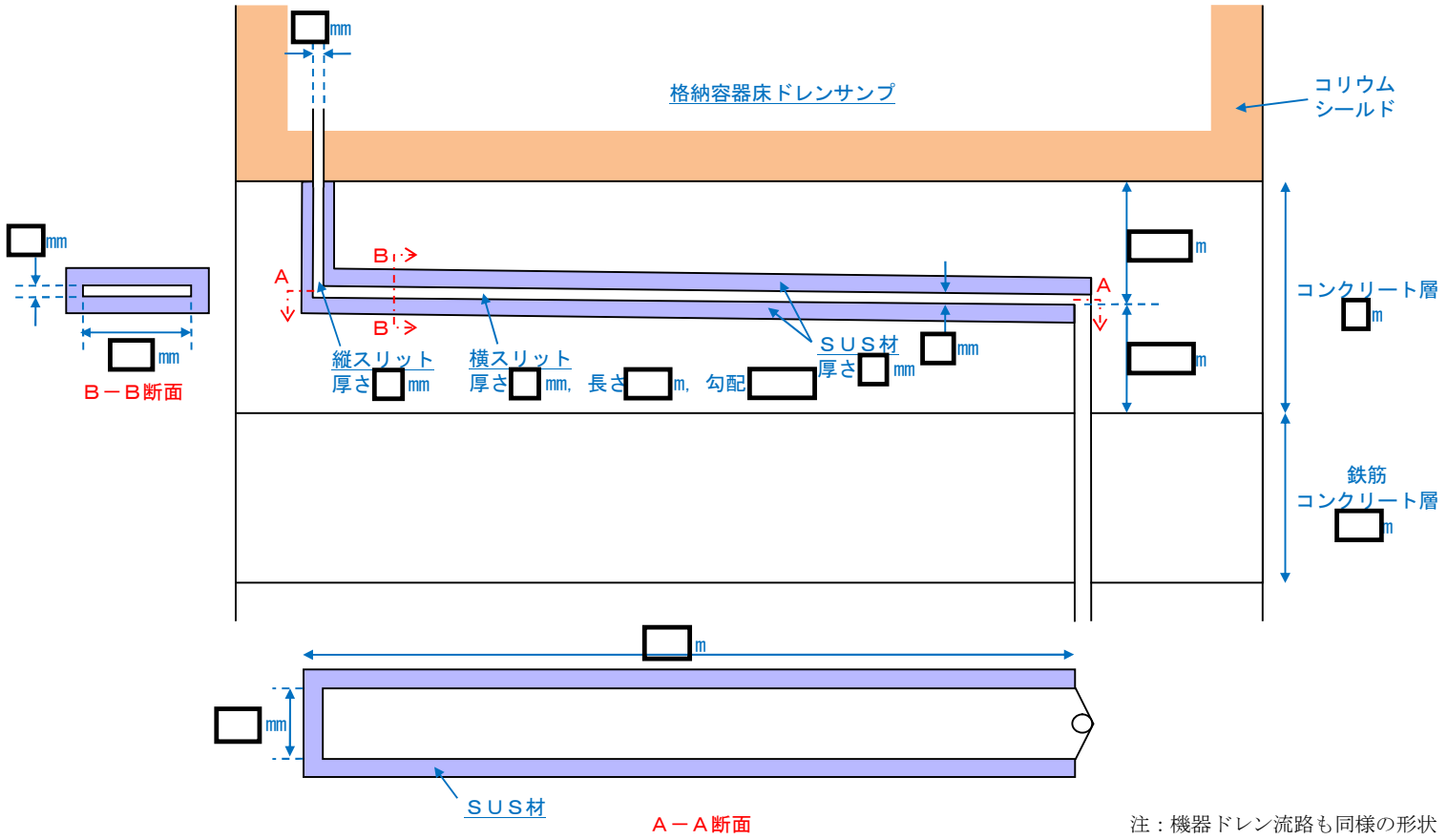


図 5-1　格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル

5.2　既往の試験結果に基づく評価

配管等の流路内における溶融炉心の流動・凝固挙動に係る試験として，米国ＥＰＲＩ及びＦＡＩにより実施された炉心溶融時のＲＰＶ下部プレナム貫通部の挙動に係る試験がある。[1]この試験では，ＲＰＶ下部プレナム及びドレン配管（内径 5 cm）を模擬した試験体に模擬コリウムとしてAl_2O_3を流入させ，その流動挙動を確認している。図 5-2 に試験装置の概要図を示す。

試験の結果,配管内でのAl_2O_3の流動距離は最大でも 79 cm 程度となっており，配管の破断は生じていない。また，配管内での水平方向の流速は最大でも約 0.2 m/s と推定されており，流路形状に基づきベルヌーイ則により計算される流速よりも 1/10 から 1/100 小さい結果となっている。これは，模擬ドレン配管内における水の存在により，模擬コリウムの流動が著しく抑制されたためと推定されている。

表 5-1 に，ＥＰＲＩ試験条件と東二の排水流路における条件の比較を示す。

ＥＰＲＩ試験では，模擬コリウムとしてAl_2O_3を用いており，その体積当たりの溶融潜熱は約 4.41×10^9 J/m^3 と計算される。これに対して，東海第二発電所の溶融炉心の場合，溶融潜熱に加えて液相線温度から固相線温度までの顕熱を考慮しても，体積当たりの凝固までの放出熱量は［　　］J/m^{3}と計算され，Al_2O_3と同等であることが分かる。

また，東海第二の溶融炉心の熱伝導率はAl_2O_3に比べて大きいことに加え，格納容器ドレンサンプの排水流路はスリット形状とし周囲にＳＵＳ材を配置することから，実機条件の方が溶融炉心の冷却が進みやすいと考えられる。

一方，東海第二の溶融炉心はAl_2O_3に比べて動粘度が小さいことや堆積ヘッドが大きくなっていることから，ＥＰＲＩ試験条件に対して流路内での流入速度が速くなることが考えられる。しかし，流速が大きくなると，溶融炉心とＳＵＳ材間の対流熱伝達率が大きくなり溶融炉心の冷却率が大きくなることから，流動距離は流速の増加に対して単純に線形には増加しない。

以上より，ＥＰＲＩ試験条件と実機条件の差を勘案しても，総合的な流動距離への影響は同程度であることから，東海第二のスリット条件でもＥＰＲＩ試験結果の流動距離（約 79 cm）を大きく上回ることは考えにくく，溶融炉心は横スリット長さ（［　　］m）の範囲内で凝固停止するものと考えられる。

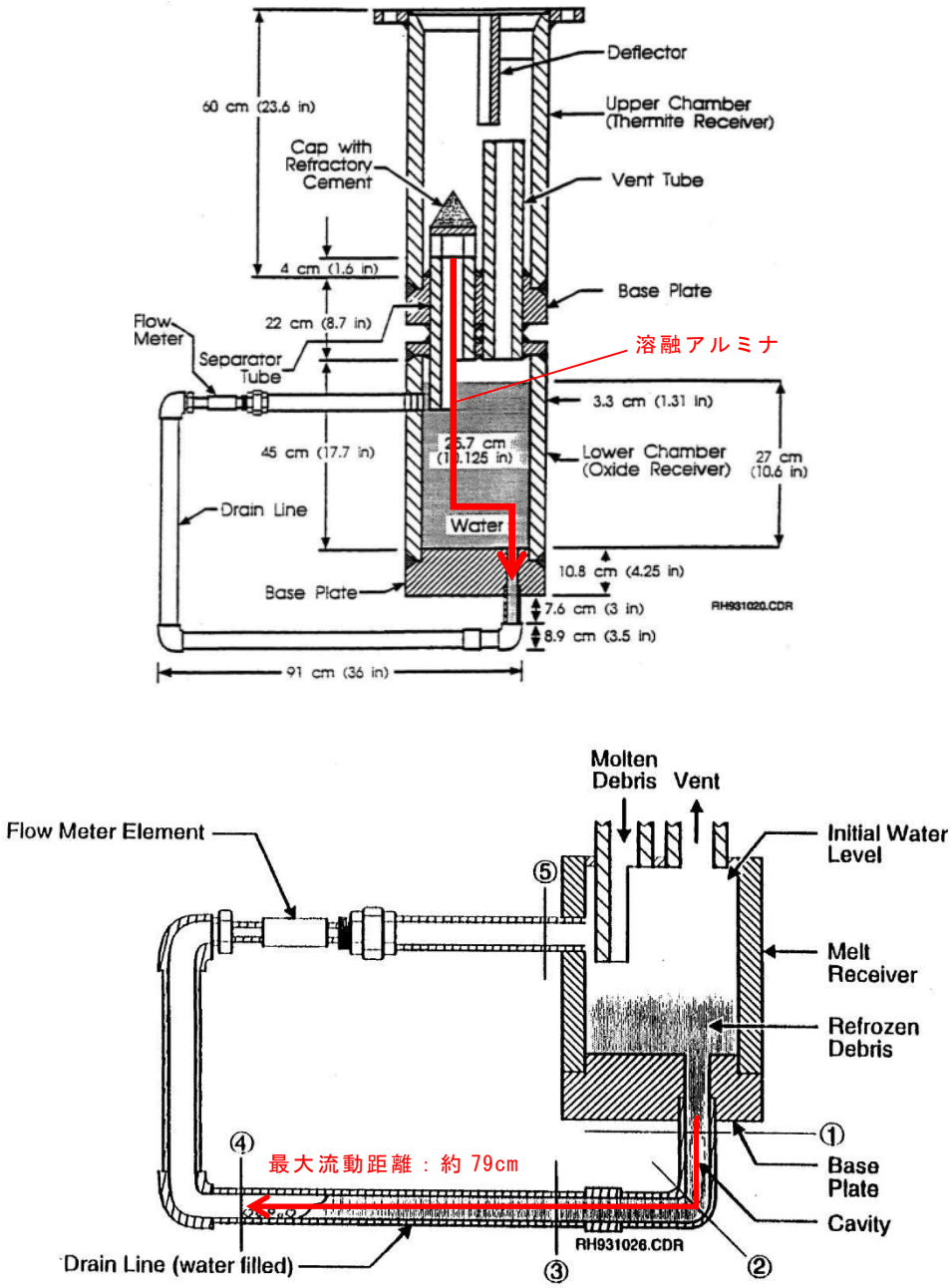


図 5-2　ＥＰＲＩ／ＦＡＩによる試験装置

表 5-1　ＥＰＲＩ試験条件と東海第二実機条件の比較

項目		ＥＰＲＩ試験条件[1]	東海第二実機条件	流動距離への影響の比較
溶融物条件	溶融物	Al_2O_3	溶融炉心	凝固までに必要な除熱量は同程度。（Al_2O_3は溶融潜熱のみ，溶融炉心は液相線温度から固相線温度までの顕熱と溶融潜熱を考慮）
	融点（℃）	2047		
	密度（kg/m^3）	3800		
	比熱（J/kgK）	1300		
	溶融潜熱（J/kg）	1.16×10^6		
	体積当たりの凝固までの放出熱量（J/m^3）	約 4.41×10^9		
	熱伝導率（W/mK）	7.5		溶融炉心の方が，冷却が進みやすい。
	粘性係数（Pa･s）	0.003	0.004*2	東二条件の方が溶融物の流速が速くなる傾向。（ヘッドは 1/2 乗で流速に寄与）
	動粘性係数（m^2/s）	7.9×10^{-7}		
	全量堆積時の水平流路までのヘッド（m）	0.3		
流路条件	流路構造	配管	スリット状（ＳＵＳ材被覆）	スリット形状では流路壁面との接触面積が大きく，冷却が進みやすい。
	流路内径	5cm		

注記　＊1：ＭＡＡＰ解析（ＴＱＵＶシーケンス）におけるＲＰＶ破損時の値
＊2：ＭＡＴＰＲＯにおけるUO_2の値[2]

5.3　溶融金属の凝固モデルによる評価

5.3.1　溶融金属の流路内での凝固挙動

図 5-3 に，流路内における溶融金属の凝固挙動の概念図を示す。

純金属や共晶温度の合金では，図 5-3(a)のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで，流動が停止する。

一方，液相線温度と固相線温度に差がある合金では，図 5-3(b)のように溶融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し，流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは，図 5-4 に示すように，固相率の増加とともに粘性が増加するためである。

溶融炉心については，液相線温度[　　]℃に対して固相線温度が[　　]℃（ＭＡＡＰ計算結果）と差があることから，合金の凝固挙動を示すものと考えられる。

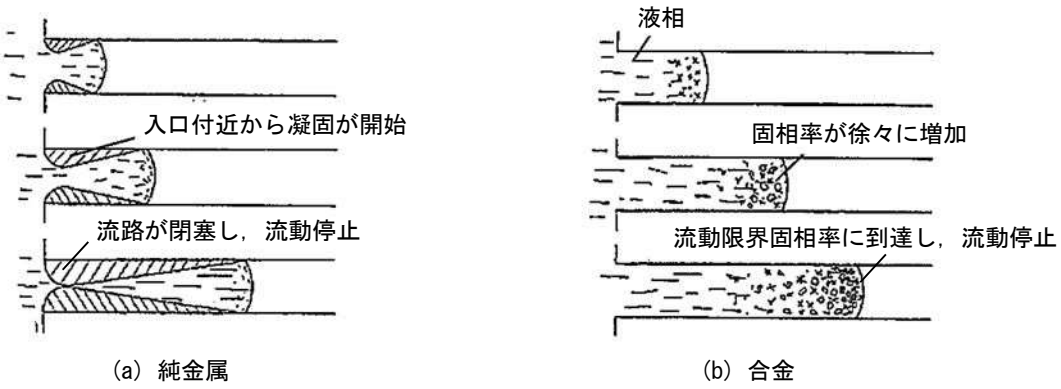


図 5-3　流路内での溶融金属の凝固挙動の概念図

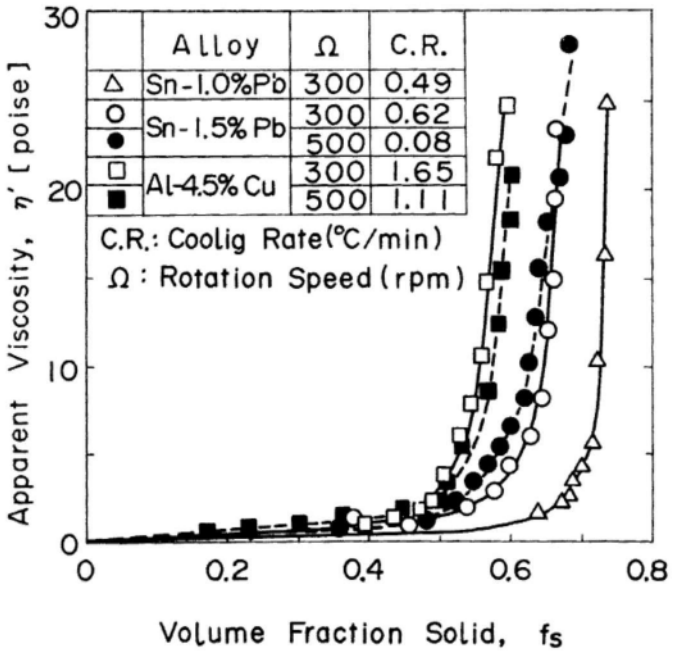


図 5-4　溶融合金における固相率と見かけの粘性の関係[3]

5.3.2　評価方法

溶融合金の流路内での流動距離を評価するモデルとして,Flemingのモデル[4]があり，このモデルを用いて溶融炉心の横スリット内での流動距離の評価を行った。その内容を以下に示す。

なお，本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから，実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

(1)　Flemingsモデルの評価式

Flemingsモデルは(5.1)式のように表され，流路を流れる溶融物が保有するエネルギと周囲の構造材への除熱速度を基に，溶融物が凝固するまでに必要なエネルギが除去されるまでの流動距離を評価するモデルとなっている。

$$L_{freeze} = \frac{A\rho v\left(f_c H_f + C_p \Delta T\right)}{hS(T_d - T_w)}\left(1 + \frac{B}{2}\right) \qquad (5.1)$$

ここで，

$$B = \frac{h\sqrt{\pi \alpha_w \Delta X}}{k_w \sqrt{v}} \qquad (5.2)$$

であり，各パラメータの内容は以下のとおりである。

L_{freeze}：流動距離（m），A：流路断面積（m^2），

ρ：溶融炉心密度（kg/m^3），v：溶融炉心流速（m/s），

f_c：流動限界固相率（-），H_f：溶融炉心溶融潜熱（J/kg），

C_p：溶融炉心比熱（J/kgK），ΔT：初期温度と凝固温度の差（K），

h：熱伝達率（W/m^2K），S：流路周長（m），T_d：溶融炉心温度（K），

T_w：構造材温度（K），α_w：構造材熱拡散率（m^2/s），

ΔX：チョーキングレンジ*（m），k_w：構造材熱伝導率（W/mK）

注記　*：溶融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数

(2)　熱伝達係数の計算

溶融炉心とスリット構造材間の熱伝達係数hは，溶融炉心の熱伝導率k，水力等価直径d_e及びSleicher-Rouseの式[5]より求まるヌセルト数Nuを用いて，下式により算出する。

$$h = \frac{k}{d_e}\mathrm{Nu} \tag{5.3}$$

Sleicher-Rouseの式

$$\mathrm{Nu_m} = 5 + 0.015\mathrm{Re}_f{}^{a}\mathrm{Pr}_w{}^{b}$$

$$(10^4 < \mathrm{Re} < 10^6, 0.1 < Pr < 10^4) \tag{5.4}$$

$$\begin{cases} a = 0.88 - \dfrac{0.24}{4+\mathrm{Pr}_w} \\ b = \dfrac{1}{3} + 0.5\exp(-0.6\mathrm{Pr}_w) \end{cases}$$

添字はそれぞれ，m：混合平均温度，f：膜温度，w：壁温における物性値を表す。ただし本評価では，物性値は温度によらず一定と仮定している。

(3)　溶融炉心の温度低下の考慮

(5.1)式から直接的に流動距離を計算すると，流路内を進行する間の溶融炉心の温度低下が考慮されず，溶融炉心から構造材への熱伝達速度が過大評価されることにより，流動距離が短く評価されることが考えられる。

今回の評価では，Flemingsの評価式を基に，流動に伴う溶融炉心の温度低下を考慮した上で，溶融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し，溶融炉心の流速との積により流動距離を計算した。評価の概要を図5-5に示す。

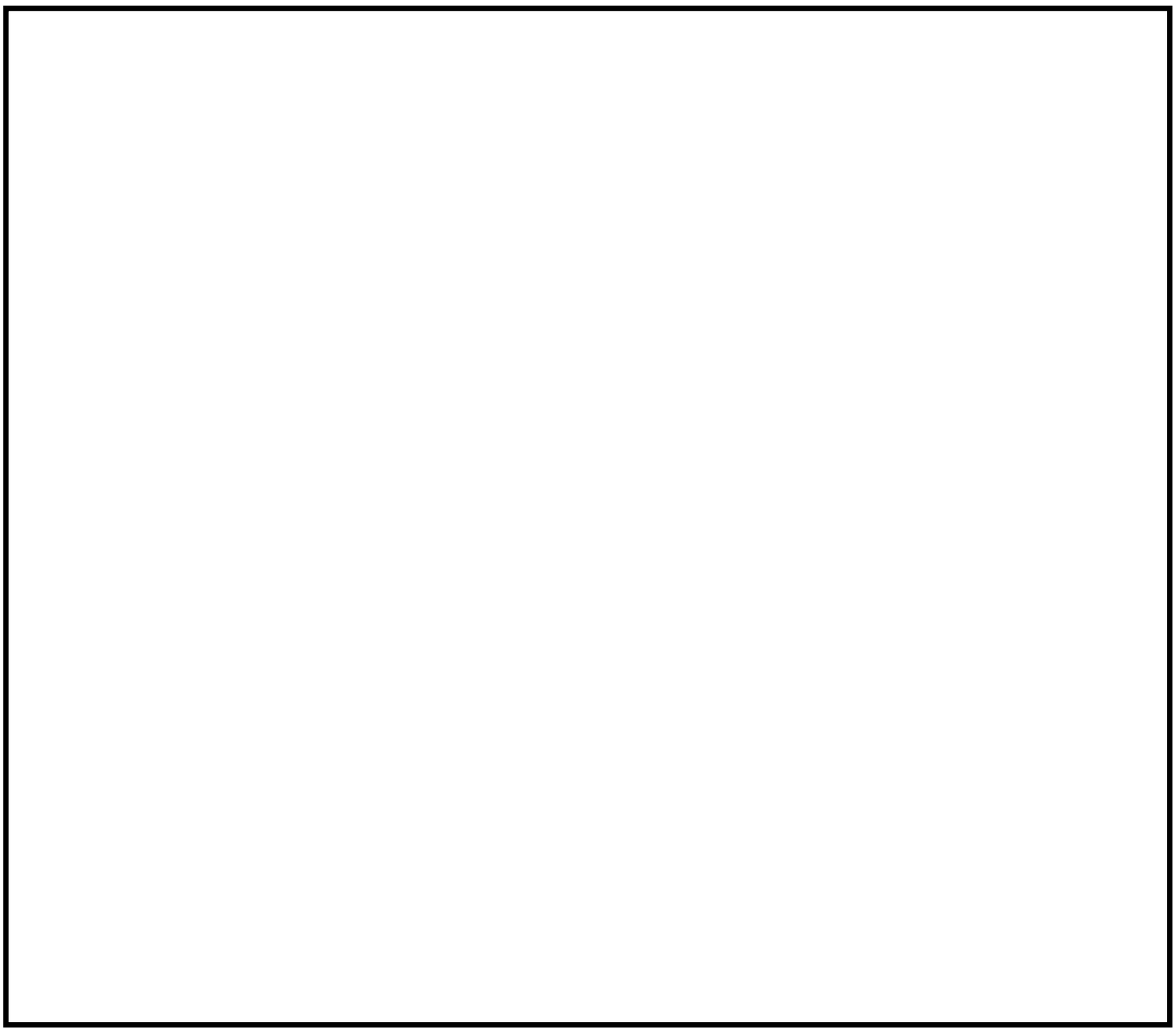


図 5-5　溶融炉心流動距離の評価イメージ図

5.3.3　評価条件

横スリット内での溶融炉心凝固評価に用いた条件を表 5-2 に示す。

溶融炉心の物性については，ＭＡＡＰ計算結果におけるＲＰＶ破損時の溶融炉心物性値を用いる。なお，流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギを大きく設定する観点から，ＴＱＵＶシーケンスの値を設定する。

溶融炉心の流速については，溶融炉心全量に加えペデスタル内構造物等がペデスタル内に堆積した場合の堆積高さ［　　］m と，横スリット下端までの高低差［　　］m の合計［　　］m をヘッドとして考慮した場合，溶融炉心の流速は［　　］m/s となる。これに対し，スリット内の冷却水の存在による溶融炉心の流速の低下として，ＥＰＲＩ試験の知見（1/10 から 1/100）及び実機溶融炉心とＥＰＲＩ試験の溶融アルミナの動粘度の差（約 1.6 倍）を考慮し，保守的に 1/2 を考慮した［　　］m/s を設定する（図 5-6)。

流動限界固相率及びチョーキングレンジについては，既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4～0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見[6]

があるが，チョーキングレンジには明確な知見がないことから，溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し，流動限界固相率を 1.0，チョーキングレンジを 0 m と設定する。

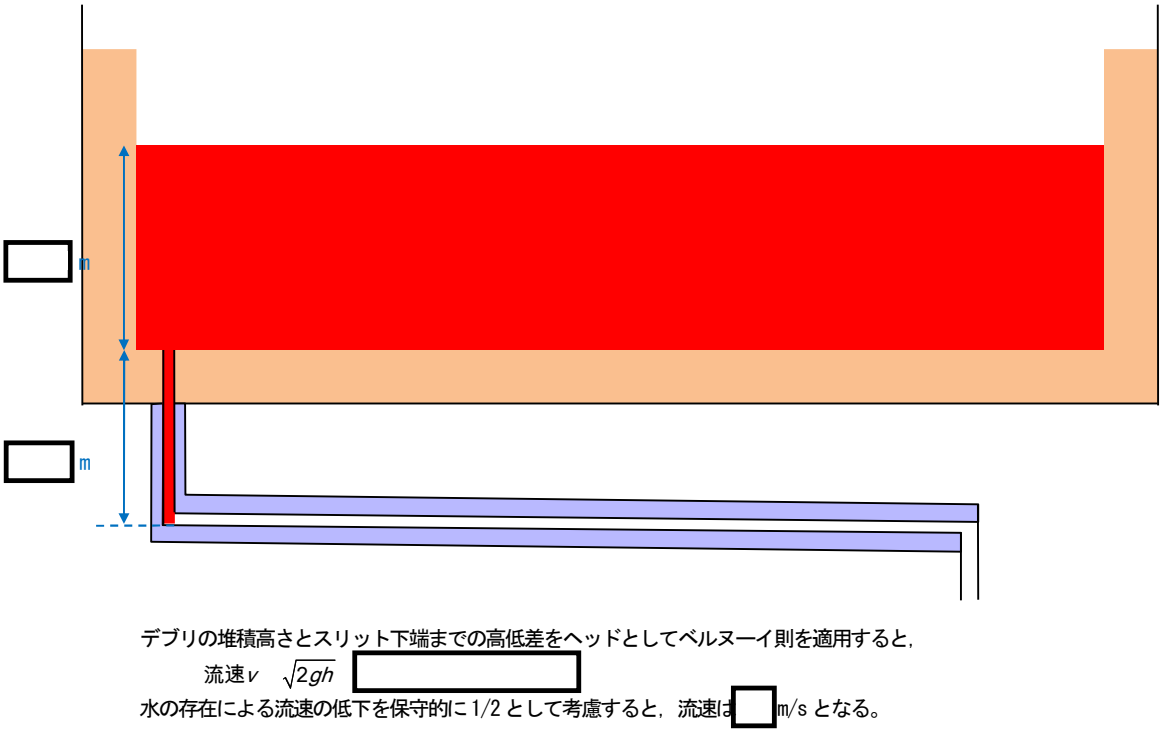


図 5-6　溶融炉心の流速の想定

表 5-2　評価条件

項目		条件	備考
横スリット流路形状	流路高さ（cm）	[redacted]	設計値
	流路幅（cm）		
溶融炉心物性	液相線温度（℃）		ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値） 流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギを大きく設定する観点から，ＴＱＵＶシーケンスの値を使用
	固相線温度（℃）		
	密度（kg/m^3）		
	熱伝導率（W/mK）		
	比熱（J/kgK）		
	溶融潜熱（J/kg）		
	粘性係数（Pa･s）	0.004	ＭＡＴＰＲＯにおける溶融UO_2の値[2]
構造材物性	密度（kg/m^3）	7890	伝熱工学資料 （400K におけるＳＵＳ304 の値）
	熱伝導率（W/mK）	16.5	
	比熱（J/kgK）	511	
初期温度条件	溶融炉心初期温度（℃）	[redacted]	ＲＰＶ破損時の溶融炉心平均温度（[redacted]℃：ＭＡＡＰ計算結果）に対し，保守的に液相線温度を設定
	構造材初期温度（℃）	167	保守的に限界圧力での飽和水温度を設定
溶融炉心流動条件	溶融炉心流速（m/s）	[redacted]	溶融炉心等の堆積量，スリット形状，スリット内冷却水の存在を考慮し，保守的に設定
	流動限界固相率（-）	1.0	溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くと仮定し設定
	チョーキングレンジ（m）	0	

5.3.4　評価結果

5.3.3に示した条件に基づく評価の結果，溶融炉心の流動距離は約1.0ｍとなり，横スリットの長さ（　　ｍ）の範囲内で凝固停止することを確認した。また，凝固に要する時間は　　ｓ程度であり，この間の溶融炉心の崩壊熱による影響は無視し得る。

なお，表 5-2 の評価条件において，溶融炉心のレイノルズ数及びプラントル数はそれぞれ $Re \fallingdotseq 1.3\times10^5$ 及び $Pr \fallingdotseq 0.14$ であり，(5.4)式の Sleicher-Rouse の式の適用範囲内である。

5.3.5　評価における保守性について

本評価は，以下のような点で保守性を有すると考えられる。

・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが，実際にはスリット内は水で満たされた状態であり，溶融炉心から水への除熱等により流動距離はより短くなると考えられる。

・流動距離の計算において，溶融炉心の流速は流動停止まで一定としており，縦スリット及び横スリット内での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。

・横スリットへ流入する溶融炉心の初期温度は，ＲＰＶ破損時の溶融炉心平均温度（　　℃）に対し保守的に液相線温度（　　℃）を設定しているが，溶融炉心がペデスタル床面を拡がる間や縦スリットを通過する間の除熱を考慮すると，実際にはより温度は低下し，またそれに伴い溶融炉心の粘性は増加すると考えられる。

・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが，既往の溶融炉心拡がり試験においては，固相率が 0.4～0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見[6]がある。

5.3.6　評価条件の不確かさによる影響について

表 5-2 の評価条件において，溶融炉心の物性値条件についてはＭＡＡＰ計算結果における溶融炉心の組成平均値を用いている。

これに対して，スリットに流入する溶融炉心の物性は不確かさを有すると考えられることから，評価条件の不確かさとしてＭＡＡＰ計算結果のうち溶融炉心内の金属相及び酸化物相の物性値を参照し，評価結果への影響を検討する。なお，表 5-2 の評価条件において，構造材物性値は不確かさが小さいと考えられること，構造材初期温度及び溶融炉心流動条件は十分な保守性を見込み設定していることから，評価結果に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。

表 5-3 に，ＭＡＡＰ計算結果における溶融炉心の組成平均，金属相及び酸化

物相のそれぞれの物性値を示す。各物性値から計算される溶融炉心が凝固するまでの体積当たりの放出熱量を比較すると，組成平均の物性値を用いた場合が最も大きく，溶融炉心の凝固までの流動距離が最も長くなることが分かる。

したがって，溶融炉心の物性値の不確かさを考慮した場合でも，溶融炉心は横スリットの長さ（ m）の範囲内で凝固停止すると考えられる。

表 5-3　溶融炉心の物性値の比較

項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考
溶融炉心物性	液相線温度（℃）				ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値）
	固相線温度（℃）				
	密度（kg／m^3）				
	比熱（J/kgK）				
	溶融潜熱（J/kg）				
	体積当たりの凝固までの放出熱量（J/m^3）				計算値

参考文献

[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994

[2] L.J.Siefken et al., SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code Manual; MATPRO – A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-6150, Vol.4 Rev.2, 2001

[3] 渋谷 他，固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果，鉄と鋼，第 66 年，第 10 号，1980

[4] M.C.Fleming et al., An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys”, AFC Transactions, vol.69, 1961

[5] 日本機械学会，伝熱工学資料 第４版，1986

[6] M.T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009

6. 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について

6.1 はじめに

ＲＰＶ破損により落下したデブリは，事前に水張りされていたペデスタルの水中に落下し，冠水する。その後，ＲＰＶ破損から 7 分後に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水を実施することとしているが，7 分の間に水が蒸発することから，デブリの冠水状態の評価を実施する。

また，ポロシティが冠水状態に与える影響についても評価した。

6.2 評価対象事故シーケンス

ＲＰＶ破損する有効性評価の評価事故シーケンスとして，過渡事象時に注水機能が喪失する事象（以下「過渡事象」という。）を選定している。ここでは，有効性評価のベースケースとなる過渡事象について，デブリの冠水状態の評価を実施する。

また，起因事象をＬＯＣＡとした場合には事象進展が異なることから，ＲＰＶ破損時間が早くなる大破断ＬＯＣＡ時に注水機能が喪失する事象（以下「ＬＯＣＡ事象」という。）についても，同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。

6.3 デブリ冠水評価

デブリの堆積形状を図 6-1 に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debri} は式(6.1)で評価する。

$$H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \qquad (6.1)$$

V_m：溶融物体積[約 36 m^3]

V_s：ペデスタル内構造物体積[約 4 m^3]

Φ_{ent}：粒子化割合[0.173]

P：ポロシティ[0.5] 既往実験の知見から保守的に設定

S_{fz}：コリウムシールドの設置を考慮した床面積[約 27.08 m^2]

また，粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため，デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式(6.2)で評価する。ここで，デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。

$$H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \qquad (6.2)$$

H_{pool}：水プール初期水深[1 m]

S_f：コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積[約 29.92 m^2]

式(6.1)からデブリ堆積高さ H_{debri} は約 1.71 m となる。また，式(6.2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 0.69 m となる。

解析コードＭＡＡＰを用いた有効性評価の結果（デブリから水プールへの限界熱流束を 800 kW/m^2（圧力依存性あり）と設定）から，ＲＰＶ破損によるデブリ落下からペデスタル注水開始までの 7 分間におけるペデスタル水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.34 m，ＬＯＣＡ事象の場合は約 0.44 m であり，デブリの冠水は維持される。なお，ＲＰＶ破損時点からデブリ露出までの時間は，過渡事象の場合で約 21 分間，ＬＯＣＡ事象の場合で約 15 分間であることから，ペデスタル注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能である。

6.4　ポロシティが冠水評価に与える影響

水位低下量評価にポロシティの効果を考慮していないことから，その影響を評価した。

粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束に関する相関式であるＬｉｐｉｎｓｋｉ－０Ｄモデルでは，ポロシティの増加によってドライアウト熱流束が上昇する結果が得られており，図 6-2 においてポロシティ 0.48 の場合，ドライアウト熱流束は，約 3300 kW/m^2 となる。これは，水位低下量評価で，デブリから水プールへの熱流束として設定している 800 kW/m^2 と比較して大きな値となるが，ポロシティを形成するデブリの粒子化割合は約 17 %と小さく，粒子化したデブリはクエンチしていることから，ポロシティによるドライアウト熱流束増加の影響は小さい。

よって，ポロシティを考慮しても水位低下量評価への影響は小さく，冠水評価に影響はない。

6.5　まとめ

以上の評価から，過渡事象及びＬＯＣＡ事象いずれにおいても，ＲＰＶ破損から 7 分の間において，デブリの冠水状態が維持されることを確認した。

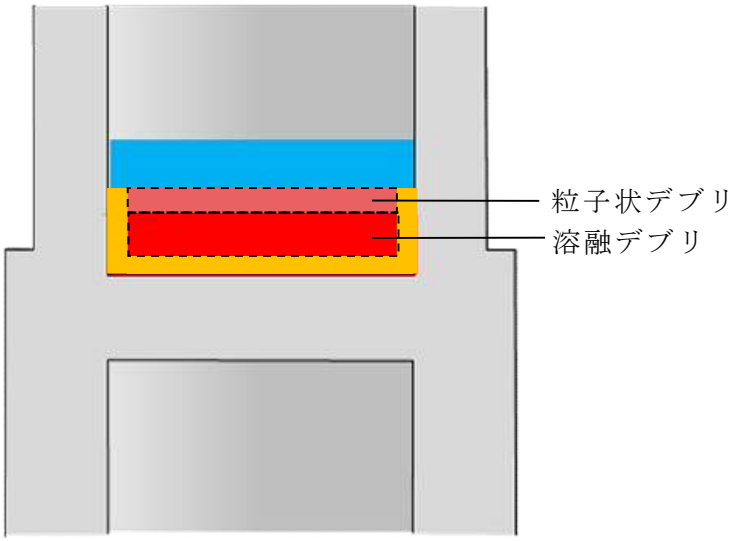


図 6-1　デブリ堆積形状

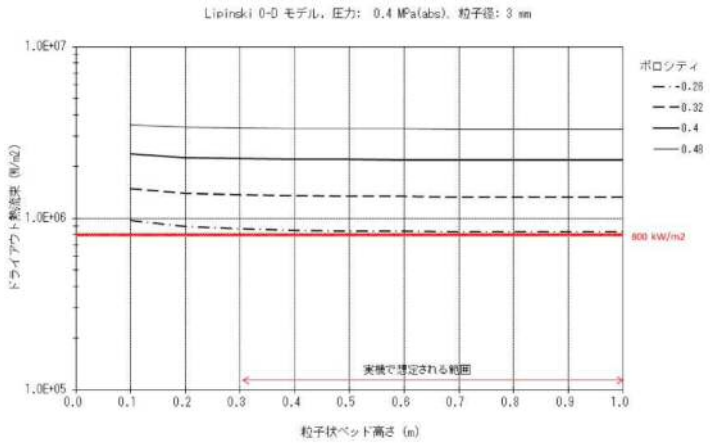


図 6-2　粒子状ベッド高さとドライアウト熱流束の関係

7.　コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する重大事故等対処設備であるコリウムシールドについて，解析コードにおける取扱いを示すとともに，解析コード及び解析条件の不確かさの影響について整理する。

7.1　解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて

解析コードＭＡＡＰにおける，ＭＣＣＩ伝熱モデルでは，溶融炉心－コンクリート間の伝熱，クラストの伝熱と厚さ，上部クラスト－水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは，コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。

(1)　コリウムシールドの模擬について

解析コードＭＡＡＰにおけるＭＣＣＩ伝熱モデルの概念図を図 7-1 に示す。解析コードＭＡＡＰによる侵食量評価では，本モデルのうちコンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについてZrO_2の物性値を固定値で設定し，コリウムシールドを模擬している。

・侵食開始温度
・密度
・比熱
・熱伝導率
・溶融潜熱

侵食開始温度については，化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した保守的な設定としている（添付 7-1）。また，落下した溶融炉心とコリウムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから，コリウムシールドの侵食は発生しない。なお，解析上はコリウムシールドの厚さを考慮し，コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデル*1 として評価を実施しているが，コンクリート－コリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。

以上のとおり，解析コードＭＡＡＰにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

注記　＊1：ペデスタル（ドライウェル部）壁面，床のコンクリートとドライウェル，サプレッション・チェンバ雰囲気との伝熱についても考慮している。

(2)　溶融炉心－コリウムシールド間の伝熱

溶融炉心－コリウムシールド間の伝熱は，溶融炉心－コンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト，クラストから構造材への

伝熱は以下の式で評価され，(1)で示した構造材の物性値等による影響を受けずにクラスト内の熱量が全て構造材に移行する扱いとなっており，壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっている。なお，伝熱を受けた構造材の温度上昇は，構造材の熱伝導率等の物性に基づき計算され，種々の実験により得られたコリウムシールド耐熱材の物性値を適切に入力することで，適切に計算される。

床方向の熱流束　$q_d = h_d\left(T_f - T_{F,m}\right) + q_v \cdot X_{cd}$　(7.1)

$h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$　(7.2)

壁方向の熱流束　$q_s = h_s\left(T_f - T_{F,m}\right) + q_v \cdot X_{cs}$　(7.3)

$h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$　(7.4)

ここで，

q_d，q_s：　床方向及び側面方向の熱流束［W/m^2］

h_d，h_s：　溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数［W/m^{2}K］

h_{d0}，h_{s0}：溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数［W/m^{2}K］

f_s：　固化割合［－］

n：　固化効果項の指数［－］

T_f：　溶融プールの温度［K］

$T_{F,m}$：　デブリ融点［K］

q_v：　体積発熱率［W/m^3］

X_{cd}，X_{cs}：　床面及び壁面のクラスト厚さ［m］

(3)　クラストの厚さ

床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは，溶融プールからの伝熱及び構造材への伝熱によりクラスト厚さの変化率を計算しており，壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため，コリウムシールドにも適用可能である。なお，クラストーコリウムシールド接触面温度は，(1)に記載のとおりＺｒＯ$_2$の物性値を基に計算されることから，クラストの厚さを評価するにあたりＺｒＯ$_2$の物性値が考慮されている。

$q = 2k_F\left(T_{F,m} - T_i\right)/x_c$　(7.5)

ここで，

q：　床方向又は側面方向の熱流束［W/m^2］

k_F：　デブリ熱伝導率［W/mK］

$T_{F,m}$：　デブリ融点［K］

T_i：　クラストーコリウムシールド接触面温度*2［K］

x_c：　床面又は壁面のクラスト厚さ［m］

注記　＊2：コリウムシールドの表面温度と同値であり，クラストからの伝熱量及び入力したコリウムシールドの物性値に基づいて適切に計算されている。

7.2　解析コードにおける不確かさの影響

(1)　不確かさの整理

解析コードにおける，コリウムシールドを考慮したＭＣＣＩ過程毎の不確かさ要因を整理する。設置変更許可申請書 添付書類十 追補２．Ⅲ「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において，ＭＣＣＩは以下の過程で段階的に推移することが示されているが，コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。

・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程

・溶融物の落下・堆積過程

・ＭＣＣＩ進行と注水によるデブリ冷却過程

ただし，「ＭＣＣＩ進行と注水によるデブリ冷却過程」においては，ＭＣＣＩ現象の影響因子として溶融炉心からのコリウムシールドを介したコンクリートへの伝熱を考慮する必要がある。ここで，ＭＣＣＩ伝熱モデルでは固定値の物性を設定することから，コリウムシールドを介した伝熱の感度解析パラメータとして，コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性が想定される。図 7-2 にＭＣＣＩにおける不確かさに関する流れ図を示す。

ＭＣＣＩ現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して，感度解析の要否を整理する。ＭＣＣＩ評価の不確かさに関する評価結果を表 7-1 に示す。

エントレインメント係数について，感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さく，コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

溶融炉心の拡がりについて，溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は，種々の不均一な堆積形状を考慮しても，拡がりが抑制されないペデスタル（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合，溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており，また，溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから，溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても，コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はないことから，コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

上面熱流束係数及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数について，ＭＣＣＩへの影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数，上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ，解析コードＭＡＡＰによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い，影響を確認する。【感度解析①】

また，侵食の異方性について，コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており，コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため，上記の溶融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により，影響を確認する。【感度解析①】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性について，解析コードＭＡＡＰにおけるＭＣＣＩ伝熱モデルでは，固定値の物性を設定することから，不確かさが想定される。このため，感度解析により伝熱物性値（熱伝導率，比熱）の温度依存性の影響を確認する。【感度解析②】

(2)　感度解析

a.　溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】

(a)　解析条件

解析条件を表 7-2 に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束ついては，上面熱流束の不確かさを考慮した 800 kW/m^2（一定）とする。また，対象シーケンスは，事象進展が早く，崩壊熱が大きくなり，侵食を厳しくする観点で「大破断ＬＯＣＡ時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

(b)　解析結果

評価結果を表 7-3 に示す。ペデスタルのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は 2100 ℃未満であり，コリウムシールドを設置することにより，ＭＣＣＩによるコンクリートの侵食が生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

b.　伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については，「7.4 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において，コリウムシールドの侵食が生じた場合の影響と併せて確認する。なお，伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な解析コードにて評価した場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食されないことを確認している（添付 7-2）。

7.3　解析条件における不確かさの影響

解析コードＭＡＡＰにおけるＭＣＣＩ評価では，コリウムシールドを考慮した機器条件として，以下の条件を設定している。

・コリウムシールド耐熱材の種類

・コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度

・ペデスタル（ドライウェル部）床面積

これらは全て最確条件と同様の設定であることから，不確かさの影響はない。解析コードＭＡＡＰの解析条件を表 7-4 に示す。

7.4　コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析

溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出により，コリウムシールドが侵食される可能性があるが，既往の実験にて確認された侵食速度を仮定した場合，コリウムシールドの侵食量は約 33 mm となる（添付 7-3）。コリウムシールドの厚みが減少した場合，コリウムシールド外表面のペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートへの伝熱量が大きくなることから，この影響を感度解析により確認する。また，前述のとおり，解析コードＭＡＡＰではZrO_2の物性値を固定値で設定するモデルであることから，伝熱物性値の温度依存性の不確かさの影響についても併せて確認する。

(1)　解析条件

解析条件を表 7-5 に示す。コリウムシールドの厚さは，コリウムシールドの設計値に対して，既往実験に基づく侵食量の約 33 mm を考慮し，保守性を見込んだ値として 110 mm を設定する。なお，コリウムシールドの侵食によるペデスタル（ドライウェル部）床面積の拡大は保守的に考慮しない。

また，解析コードＭＡＡＰにおけるコリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の不確かさを考慮し，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの温度を厳しく評価する観点で，常温時のZrO_2の伝熱物性値を設定する。

対象シーケンスは，事象進展が早く，崩壊熱が大きくなり，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリート侵食を厳しく評価する観点で「大破断ＬＯＣＡ時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

(2)　解析結果

解析結果を表 7-6 に示す。また，ベースケース及び感度解析ケースのコリウムシールド温度の推移及びコンクリート温度の推移を図 7-3 から図 7-6，クラスト厚さの推移（上下方向）を図 7-7 に示す。コリウムシールド内表面温度の最高値は

約 1860 ℃にとどまり，コリウムシールドの侵食開始温度である 2100 ℃を下回ることから，コリウムシールドの侵食は溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出で生じた状態から進行しない。また，コリウムシールド外表面と接するペデスタル（ドライウェル部）コンクリートの温度の最高値は約 728 ℃にとどまり，コンクリートの侵食開始温度である約 1230 ℃を下回ることから，コンクリートは侵食されない。このため，コリウムシールドが溶融炉心中の金属酸化物により侵食された場合においても，コリウムシールドを介した伝熱の不確かさが，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお，本評価においては，コンクリートの表面温度を厳しく評価する観点から，コンクリートーコリウムシールド間の接触熱抵抗は考慮していない。接触熱抵抗を考慮した場合には，溶融炉心からペデスタル（ドライウェル部）コンクリートへの熱通過率が小さくなり，溶融炉心及びコリウムシールドの温度挙動に影響を与えることが考えられるが，溶融炉心はペデスタル（ドライウェル部）のプール水に落下した直後に 2100 ℃未満となること，また，溶融炉心から上面水へは崩壊熱以上の除熱がされ溶融炉心の温度は 2100 ℃未満を維持することから，コリウムシールドの侵食は生じず，温度挙動への影響は軽微であると考えられる。

7.5 まとめ

解析コードＭＡＡＰではコリウムシールドを適切に模擬しており，溶融炉心－コリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。

コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析により，原子炉圧力容器の支持機能を維持でき，不確かさの影響は小さいことを確認した。また，コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり，不確かさはない。

さらに，コリウムシールドが溶融炉心中の金属酸化物により侵食される可能性を考慮した感度解析により，コリウムシールド外表面と接するコンクリートは侵食されないことを確認した。

表 7-1　コリウムシールドを考慮した場合のＭＣＣＩ評価の不確かさに関する整理結果

ＭＣＣＩ現象への影響因子	不確かさ要因	有効性評価の取扱い	解析コード資料*における感度解析の要否	東海第二発電所におけるコリウムシールドを考慮した取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の制御棒駆動機構ハウジングの瞬時破損を想定し，破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の貫通部の破損を想定し，破損口径の拡大も考慮しているため，感度解析不要	同左
溶融炉心落下量	原子炉圧力容器内 溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定しているため，感度解析不要	同左
溶融炉心の粒子化	プール水深	ペデスタルの注水開始条件及び注水流量について，手順書規定に準じた操作を想定	解析モデルパラメータではないため，感度解析不要	同左
	エントレインメント係数	実験解析を元に，粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさがあるため，解析コードＭＡＡＰの不確かさ範囲内（ＦＡＲＯ実験解析に基づく）で感度解析を実施	左記の感度解析により，溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度が小さいことを確認しており，溶融炉心の細粒化割合が溶融炉心温度に対する感度は小さいと考えられることから感度解析不要
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して，粒子化割合を小さくし，水に落下した際のデブリクエンチ量を小さくして厳しい側の扱いをしているため，感度解析不要	同左
溶融炉心の拡がり	水による拡がり抑制	拡がりの知見から，全面に拡がることを想定し，均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定し，水張深さ等の個別プラントの状況を踏まえた感度解析等の取扱いを行うことが必要	溶融炉心の拡がりが抑制される場合は，溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない場合，溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールド接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており，また，注水により溶融炉心は継続的に冷却されることから，侵食への影響はなく，感度解析不要
デブリから水への熱伝達	デブリ上面の性状	粒子状ベッドの熱流束として，現実的な範囲内で保守側の想定をして，大気圧状態で 800 kW/m^2 として圧力依存性を考慮	粒径やポロシティの不確かさを考慮して，下限の熱流束に対して感度解析を実施	【感度解析①】（コンクリートの種類と同じ） ＭＣＣＩへの影響の観点で，エントレインメント係数，上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ，コリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施
コリウムシールドを介した熱伝達	伝熱物性値の温度依存性	コリウムシールド侵食開始温度における物性値を考慮	—	【感度解析②】 コリウムシールドの伝熱物性値には温度依存性があることを踏まえ，コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響を確認する観点で，伝熱物性値についての感度解析を実施
（コンクリート種類 玄武岩系コンクリートの侵食の異方性）	壁方向と床方向の熱分配	溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数として，床方向クラストへは［　　］W/m^2-K，壁方向クラストへは［　　］W/m^2-K を使用	床方向と壁方向の侵食の異方性の影響を見るため，CCI-3 実験で確認された熱分配比率を想定した感度解析を実施	【感度解析①】（デブリから水への熱伝達と同じ） コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており，コリウムシールドにおいても侵食開始温度に到達していないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため，溶融炉心からプールへの熱流束についての感度解析を実施

注記　＊：設置変更許可申請書 添付書類十 追補２．Ⅲ「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

表 7-2　解析条件（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項　目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断ＬＯＣＡ時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800 kW/m^2 （圧力依存性あり）	800 kW/m^2 （一定*1）
ペデスタル初期水位	1 m	
ペデスタル注水	ＲＰＶ破損 7 分後から 80 m^3/h	
コリウムシールド厚さ	15 cm	
コリウムシールド侵食開始温度	2100 ℃*2	
ＲＰＶ破損時の溶融炉心温度	ＭＡＡＰ解析結果に基づく	

注記　＊1：侵食の不均一性等の影響を考慮して設定
＊2：ＺｒＯ$_2$耐熱材の 100 mol%Ｚｒによる侵食試験結果に基づき設定（添付 7-1）

表 7-3　解析結果（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項　目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量（壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし
ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート侵食量（壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし

表 7-4　解析コードＭＡＡＰ解析条件

項　目		解析条件	最確条件
機器条件	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2100 ℃	2100 ℃
	ペデスタル（ドライウェル部）床面積	コリウムシールドを考慮	コリウムシールドを考慮

表 7-5　解析条件（伝熱物性値及びコリウムシールド侵食）【感度解析②】

項　目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断ＬＯＣＡ時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス
コリウムシールド厚さ	15 cm	11 cm *1
コリウムシールド熱伝導率	[redacted] W/m･K *2	[redacted] W/m･K *3
コリウムシールド比　熱	[redacted] J/kg･K *2	[redacted] J/kg･K *3
コリウムシールド侵食開始温度	2100 ℃*4	
ペデスタル（ドライウェル部）床面積	27.08 m^2	
ペデスタル初期水位	1 m	

注記　＊1：溶融炉心中の金属酸化物による侵食を仮定した厚さとして設定（添付 7-3）
＊2：ZrO_2耐熱材の侵食開始温度における伝熱物性として設定
＊3：ZrO_2耐熱材の常温における伝熱物性として設定
＊4：ZrO_2耐熱材の 100mol％Ｚｒによる侵食試験結果に基づき設定（添付 7-1）

表 7-6　解析結果（伝熱物性値及びコリウムシールド侵食）【感度解析②】

項　目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 （壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし
ペデスタル（ドライウェル部） コンクリート侵食量 （壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし

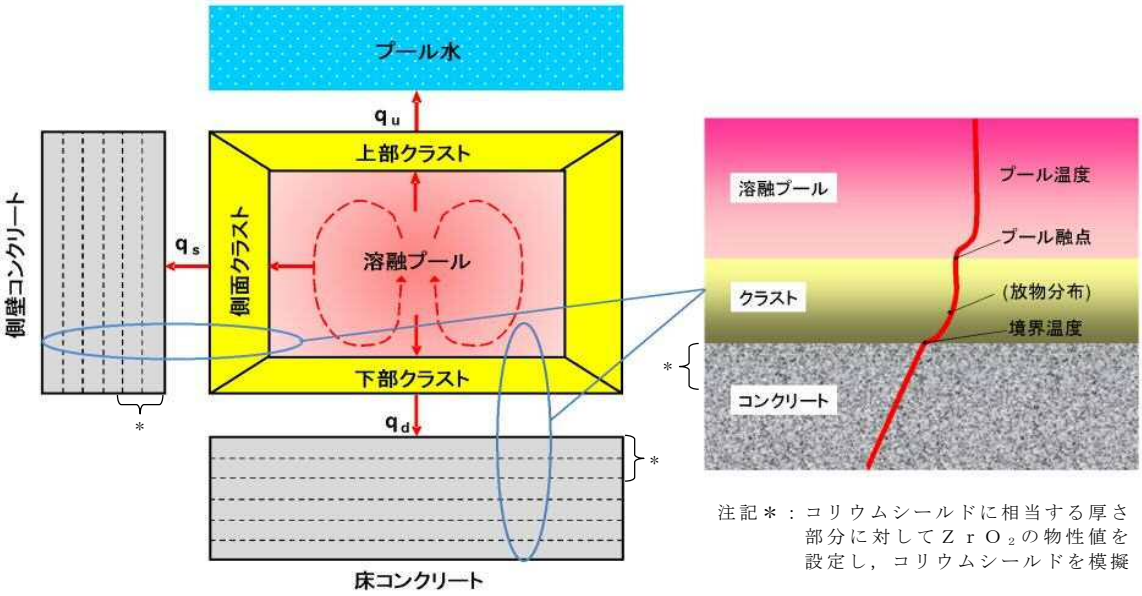


図 7-1　解析コードＭＡＡＰにおけるＭＣＣＩ伝熱モデル

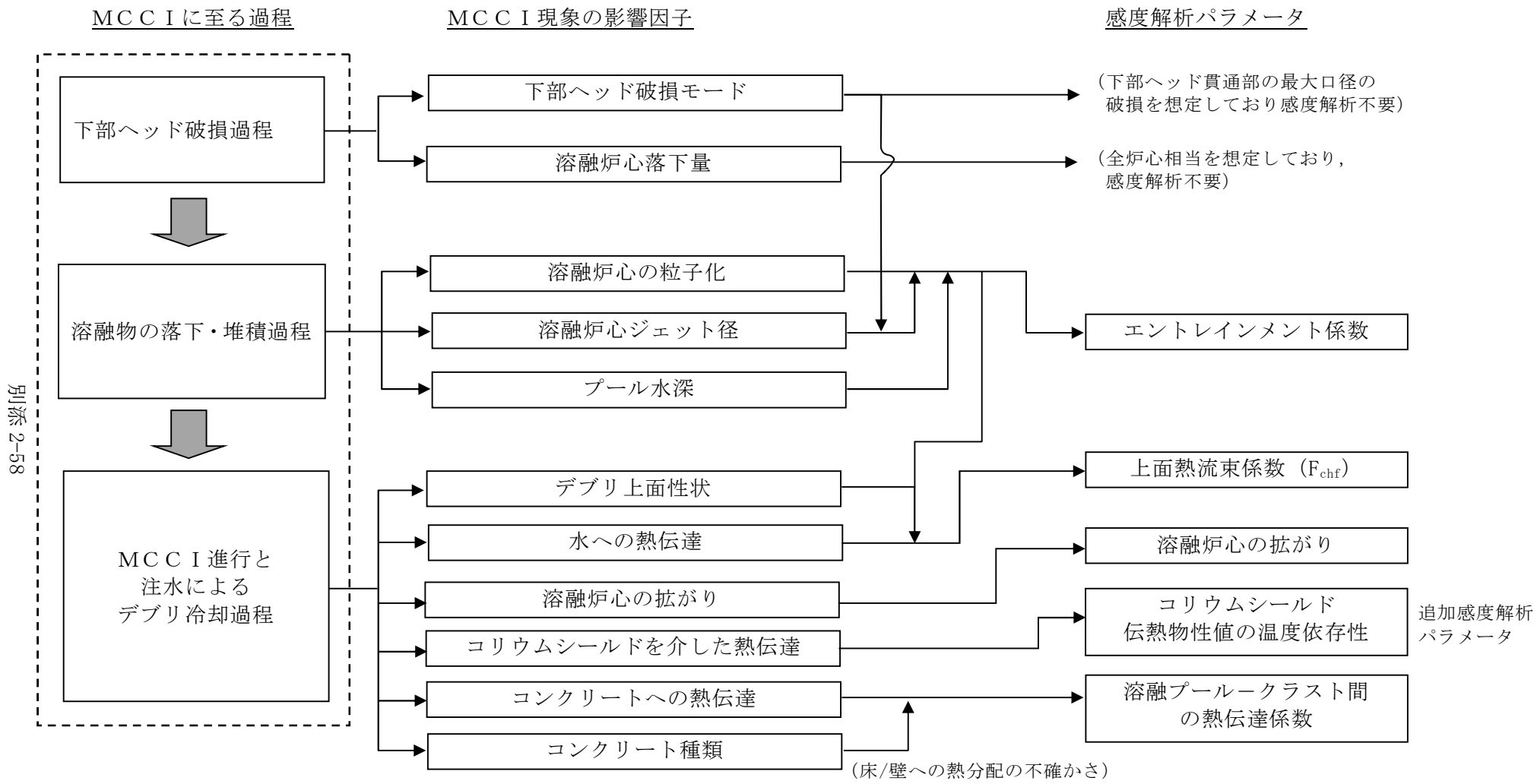


図 7-2　コリウムシールドを考慮した場合のＭＣＣＩにおける不確かさに関する流れ図

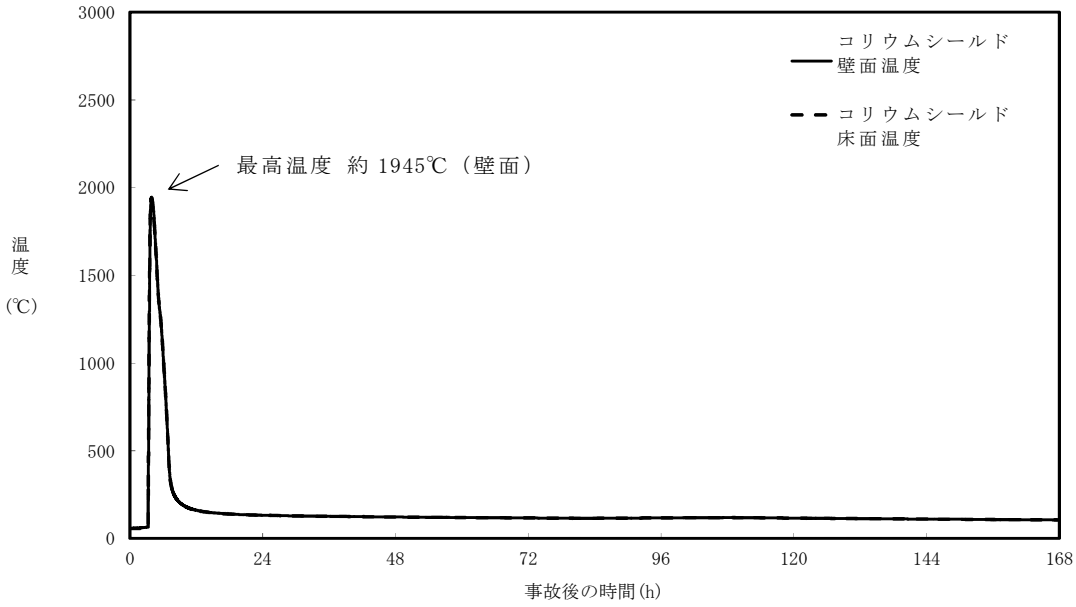


図 7-3　コリウムシールド内表面温度の推移（ベースケース）

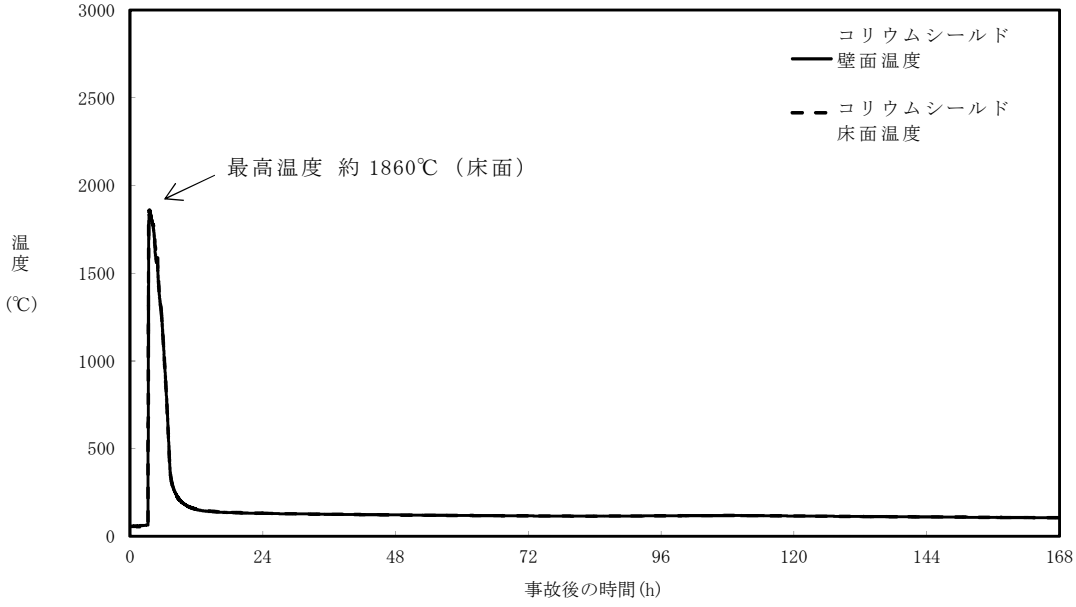


図 7-4　コリウムシールド内表面温度の推移（感度解析ケース）

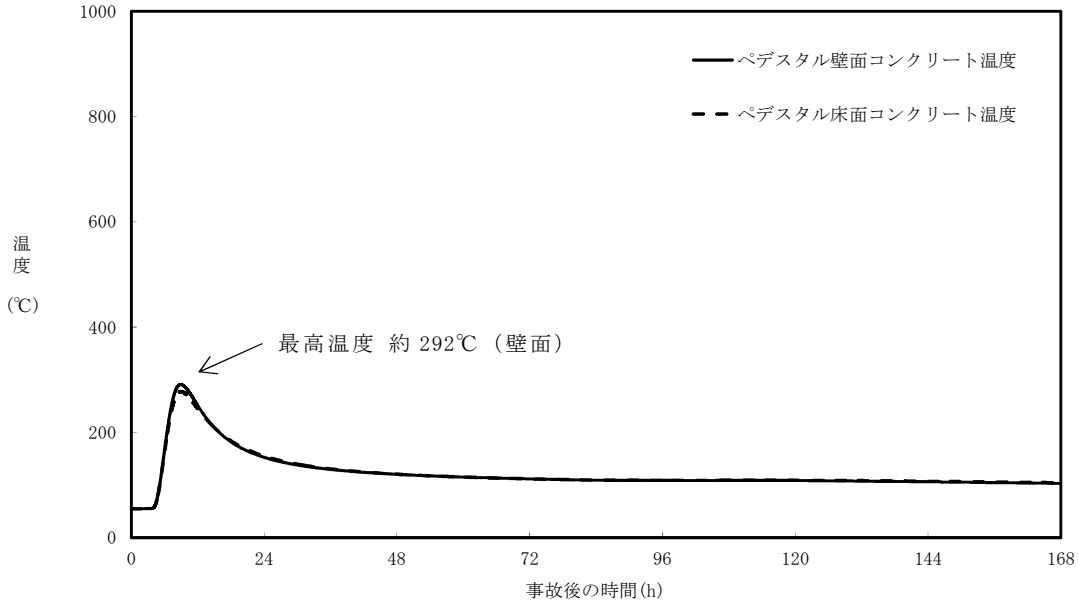


図 7-5　ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート表面温度の推移（ベースケース）

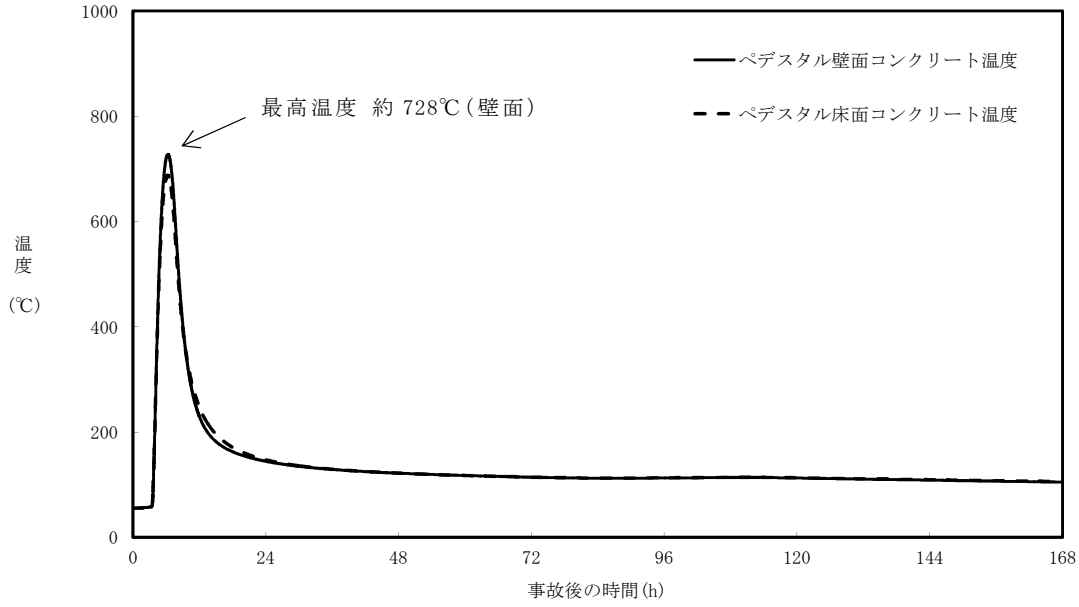


図 7-6　ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート表面温度の推移（感度解析ケース）

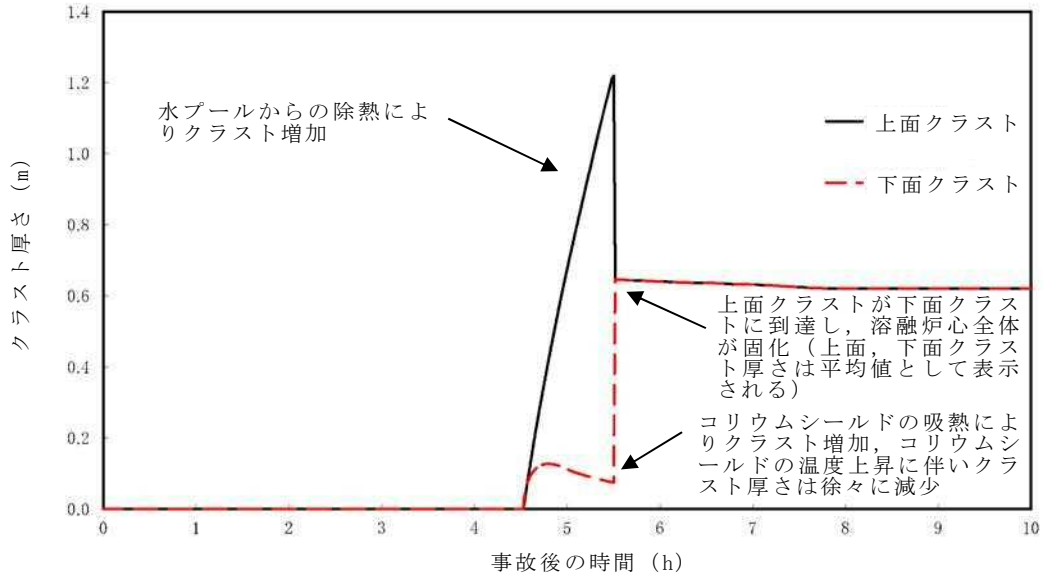


図 7-7　クラスト厚さの推移（上面及び下面*）

注記　＊：側面クラストはコリウムシールドと接しており下面クラストと同等の挙動を示すと考えられることから，代表として上面及び下面クラスト厚さを示す。

ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食開始温度の設定について

ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食量評価においては，耐熱材の侵食開始温度として 2100 ℃を設定している。その設定の考え方を以下に示す。

ＺｒＯ$_2$単体での融点は約 2700 ℃であるが，溶融炉心に含まれるＺｒ等の金属との化学反応により，ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食開始温度は 2700 ℃より低下する。

これに対して，化学反応による耐熱材の侵食影響を確認するため，ＺｒＯ$_2$試験片の各種溶融金属への浸透試験が実施されており，溶融金属中のＺｒの割合が大きいほど耐熱材の侵食量が大きくなる傾向が確認されている。

図 1*に，極めて耐熱材の侵食が大きくなる 100 mol％Ｚｒの条件で実施された侵食試験後のＺｒＯ$_2$耐熱材試験片の断面写真を示す。試験結果より，2150 ℃以上の条件では数分で耐熱材試験片が大きく侵食されているのに対し，2100 ℃では 30 分保持した場合でもほとんど侵食されていない。

なお，本試験は 100 mol％Ｚｒという極めて厳しい条件で実施されているが，実機における溶融炉心では，ＵＯ$_2$，ＳＵＳ及び金属－水反応で生成されたＺｒＯ$_2$等が含まれるため，100 mol％Ｚｒという条件は考え難く，ＺｒＯ$_2$耐熱材は試験条件より侵食されにくくなると考えられる。

以上より，ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食量評価においては，極めて厳しい試験条件でも侵食量が僅かであった 2100 ℃を侵食開始温度として設定した。



図 1　試験後の断面写真

注記　＊：本図は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

汎用有限解析コードによるコリウムシールド伝熱物性値温度依存性の影響評価について

解析コードＭＡＡＰにおけるＭＣＣＩ伝熱モデルでは，固定値の物性を設定することから，不確かさが想定される。このため，伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な解析コードＡＢＡＱＵＳを用いた熱伝導解析により影響を確認する。

1. 伝熱物性値温度依存性の感度解析

(1) 解析条件

解析条件を表 1 に示す。コリウムシールドの伝熱物性は既往の共同研究において確認された値を設定する。また，ＭＡＡＰ解析に基づくコリウムシールドー溶融炉心接触面温度，ペデスタル雰囲気温度等を境界条件とする。なお，これらの境界条件は，ＲＰＶが破損し溶融炉心がペデスタルへ落下する事故シーケンスの解析結果を包絡する保守的な温度条件を適用する。

(2) 解析結果

解析結果を表 2 及び図 1 に示す。解析結果が最も厳しいペデスタル（ドライウェル部）壁面の温度は約 900 ℃であり，コンクリートの侵食開始温度である約 1230 ℃を下回ることから，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートは侵食されない。

なお，ＡＢＡＱＵＳを用いた熱伝導解析結果は，「7.4 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において示した解析コードＭＡＡＰによる解析結果（壁面温度 約 728 ℃）を上回っているが，これは大破断ＬＯＣＡシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束 800 kW/m^2（一定）を考慮したＭＡＡＰ解析を包絡する温度境界条件を与えたためである。

NT2 補① V-1-8-1 別添 2 R0

表１　解析条件（伝熱物性値温度依存性）

項　目	設　定	備　考
解析コード	ＡＢＡＱＵＳ	－
温度境界条件	過渡事象及び大破断ＬＯＣＡシナリオ*のＭＡＡＰ解析結果を包絡する条件	「8. 溶融炉心による熱影響評価について」添付 8-1 参照
コリウムシールド伝熱物性値	既往の共同研究において確認された値	

注記　＊：大破断ＬＯＣＡシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束 800 kW/m^2（圧力依存性あり）及び 800 kW/m^2（一定）の２ケースを考慮

表２　解析結果（伝熱物性値温度依存性）

項　目	解析結果	備　考
ペデスタル壁面温度	約 900 ℃	コンクリート侵食開始温度 約 1230 ℃

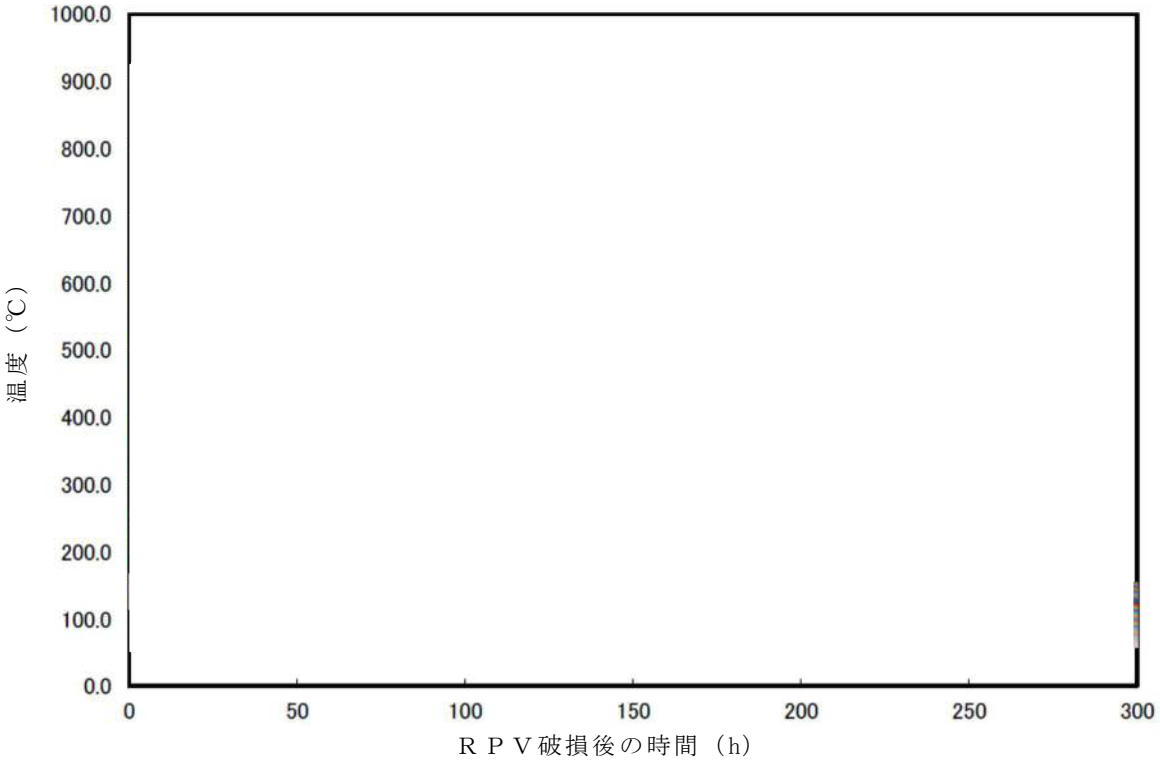


図１　ペデスタル壁面の温度変化

既往実験の知見を考慮したコリウムシールドの侵食量評価について

解析コードＭＡＡＰによる侵食量評価では，溶融炉心中のＺｒによるＺｒＯ$_2$耐熱材の還元反応を考慮し，耐熱材侵食試験結果に基づき侵食開始温度を保守的に 2100 ℃と設定した上で，溶融炉心によるコリウムシールドの侵食が生じないことを確認している。しかし，溶融炉心中には少量ながらその他の金属酸化物も含まれており，これらの影響によってＺｒＯ$_2$耐熱材が侵食される可能性も考えられるため，関連する既往実験の知見を考慮した場合のコリウムシールドの侵食量について検討する。

1. ＣＩＴ実験について

模擬溶融炉心によるＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食挙動に係る実験として，欧州委員会のプロジェクトとして実施されたＣＩＴ実験[1][2]がある。

ＣＩＴ実験では，図 1 に示すような試験装置によって，模擬溶融炉心とＺｒＯ$_2$耐熱材を最長 10 時間程度接触させ，模擬溶融炉心の表面温度（ＺｒＯ$_2$耐熱材との界面温度）と侵食深さの推移が測定された。そのうち，CIT-9 及び CIT-11 では実機の条件に近い組成のＺｒＯ$_2$耐熱材が用いられている。

CIT-9 における入力エネルギ及び模擬溶融炉心表面温度とＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食深さの推移を図 2 及び図 3 に示す。耐熱材の最終的な侵食深さは 22.5 mm，最大の侵食速度は 0.18 mm/min と報告されている。実験において，模擬溶融炉心は誘導加熱により 2080 ℃から 2474 ℃まで段階的に昇温されたが，出力を一定に維持し模擬溶融炉心の昇温を停止すると，耐熱材の侵食は一定の深さまで進んだ後に停止する挙動が確認されている。

また，CIT-11 における模擬溶融炉心表面温度とＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食深さの推移を図 4 に示す。最終的な侵食深さは 39.5 mm，最大の侵食速度は 0.28 mm/min と報告されており，CIT-9 と同様に出力を一定に維持すると侵食が停止する挙動が確認されている。

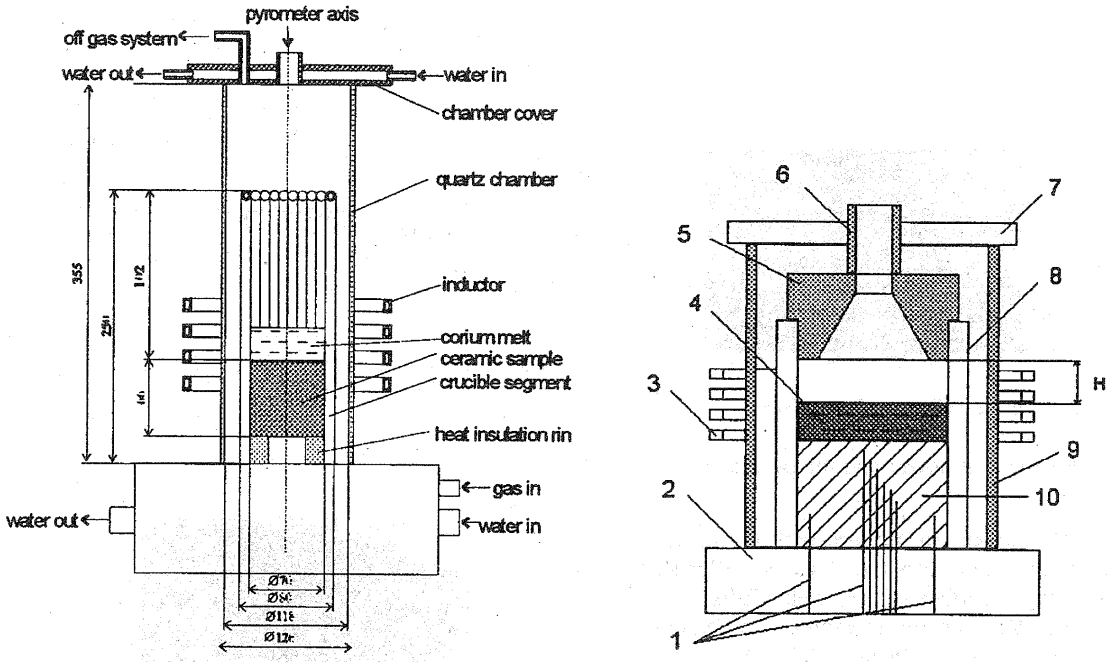


Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the furnace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell; 10 – bottom ceramic specimen. H – distance between the ceramic shield and corium melt surface.

図１　ＣＩＴ実験装置

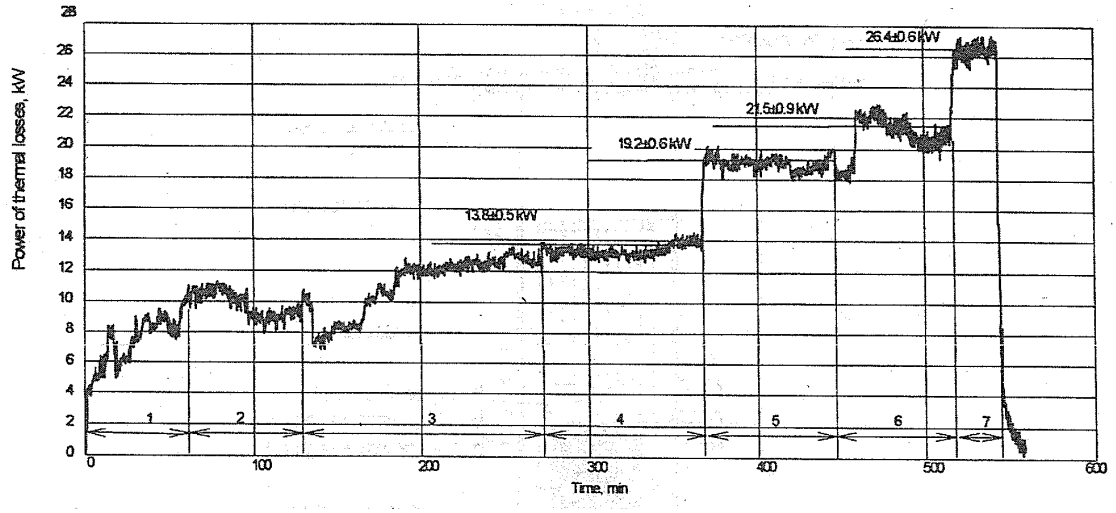


図２　CIT-9 における入力エネルギ

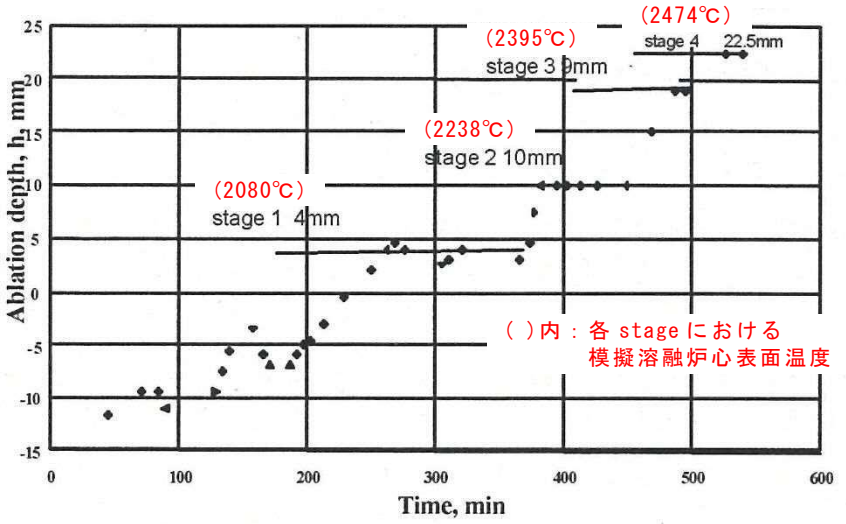


図 3　CIT-9 における模擬溶融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

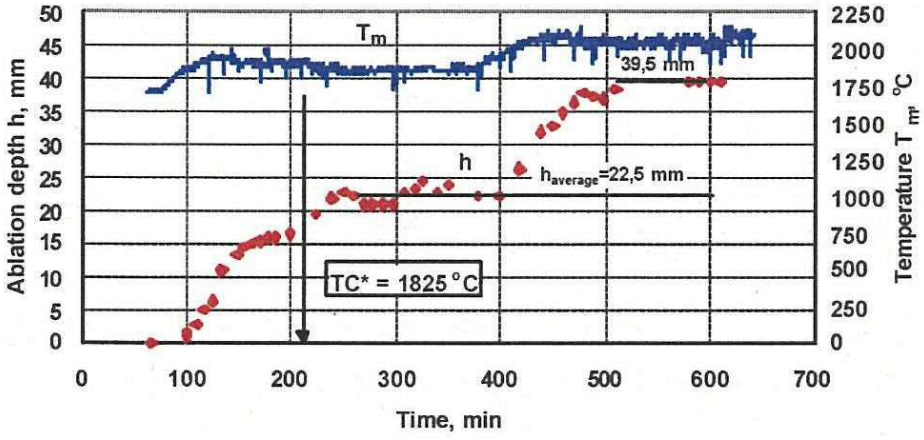


図 4　CIT-11 における模擬溶融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

2.　実験条件と実機条件の比較

CIT-9 及び CIT-11 実験にて用いられたＺｒＯ$_2$耐熱材の組成を表 1 に示す。主成分であるＺｒＯ$_2$の純度は 94.7 wt%であり，東海第二発電所においてコリウムシールドとして用いるＺｒＯ$_2$耐熱材と同等であることから，耐熱材の特性は実験条件と実機条件で大きな差はないと考えられる。

次に，CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬溶融炉心の組成を表 2 に示す。実験で用いられた模擬溶融炉心は，酸化鉄（ＦｅＯやＦｅ$_3$Ｏ$_4$）の割合が大きく，ＣＩＴ実験においては，酸化鉄成分を多く含んだ模擬溶融炉心中へＺｒＯ$_2$が溶出することにより，耐熱材が侵食されたものと考えられる。

一方，実機での溶融炉心中に含まれる酸化鉄の割合は 3 %程度*1と想定され，溶融炉心に混入し得るペデスタル内構造物 4 m^{3}を全量酸化鉄*2として加えた場合でも酸化鉄割合は約 13 %となることから，ＣＩＴ実験の条件は，ともに実機条件に比べて溶融

炉心中の酸化鉄成分による耐熱材侵食が生じやすい条件と考えられる。

注記　＊1：原子炉圧力容器破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合（ＭＡＡＰ解析結果より）

＊2：ペデスタル内構造物は主にＳＵＳ材であり鉄以外の物質も含まれる。また，含有する鉄が全て酸化することは考え難いが，ここでは保守的に全量を酸化鉄として計算

表 1　CIT-9 及び CIT-11 実験におけるＺｒＯ$_2$耐熱材組成

成分	割合 wt%
ＳｉＯ$_2$	1.4
ＣａＯ	0.2
ＭｇＯ	2.5
Ｆｅ$_2$Ｏ$_3$	0.2
Ａｌ$_2$Ｏ$_3$	0.8
ＴｉＯ$_2$	0.2
ＺｒＯ$_2$	94.7

表 2　CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬溶融炉心組成

	CIT-9	CIT-11
組成 wt%	49.1 ＵＯ$_2$ 20.4 ＺｒＯ$_2$ 30.5 ＦｅＯ	19.0 ＺｒＯ$_2$ 81.0 Ｆｅ$_3$Ｏ$_4$ （共晶組成）

3.　実機における溶融炉心中の金属酸化物によるＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食

CIT-9 及び CIT-11 実験は，ともに実機の酸化鉄の割合を大きく上回っているが，ここでは実機の酸化鉄の割合により近い CIT-9 実験に基づき，溶融炉心中の金属酸化物によるＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食量について考察する。

実機のＭＡＡＰ解析結果によれば，溶融炉心とコリウムシールドの接触面の最高温度は約 2000 ℃となっている。CIT-9 実験では，これを上回る 2080 ℃において約 4 mm の侵食が見られているが，その侵食量は時間とともに増加する傾向にはない結果となっている。ただし，この挙動は実験容器が外部から冷却されていたことに起因することが示唆されており，外部冷却がない場合には侵食が継続的に生じる可能性がある。

仮に実機において溶融炉心中の金属酸化物による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し，ＲＰＶ破損時点から溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度が 1800 ℃[*3] を下回るまでの約 3 時間，CIT-9 実験で確認された最大侵食速度である 0.18 mm/min で侵食が進んだと仮定した場合でも，侵食量は約 33 mm となる。

注記　＊3：溶融炉心中の酸化鉄による侵食がより生じやすい条件と考えられるCIT-11実験にて，ZrO_2耐熱材の侵食が開始している温度（図4）

したがって，万一溶融炉心中の酸化鉄が局所的に存在し耐熱材が侵食されたとしても，侵食量はコリウムシールド厚さ15 cmを十分下回る。

なお，コリウムシールドのZrO_2耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には，耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバインダ（主成分：ケイ酸ナトリウム）を混錬したモルタルを目地材として用いる（図5）。このモルタルは，耐熱材ブロックと同等のZrO_2含有率を有するものを用いるとともに，常温で固化し，固化後は周囲のZrO_2耐熱材と結合して耐熱材ブロックと同等の性能を発揮するため，溶融炉心による選択的な侵食は生じない。また，仮にモルタルの溶融を想定する場合においても，モルタルの大半を占めるZrO_2は溶融せず，モルタルバインダのみが溶融すると考えられるため，耐火材ブロックに生じる間隙は極めて僅かであること，及びコリウムシールドへの伝熱によって溶融炉心は表面がクラスト化し流動性が低下することから，耐火材ブロックに生じる間隙へ選択的に侵入するとは考え難く，コリウムシールドの健全性に影響を与えることはないと考える。

また，ＭＡＡＰ解析結果における原子炉圧力容器破損時の溶融炉心温度は2100 ℃から2200 ℃程度となっているが，ドライ条件にて2450 ℃以上の模擬溶融炉心を落下させた試験でも，耐熱材の顕著な侵食や割れは確認されておらず，また，ZrO_2の融点は約2700 ℃[*4]と十分高いことから，溶融炉心落下時の熱衝撃やジェットインピンジメントによりコリウムシールドの健全性が失われることはない。

注記　＊4：ZrO_2耐熱材の侵食開始温度2100 ℃は，溶融炉心と耐熱材が接触し続けた際の化学反応を考慮し設定している（添付 7-1）。一方，ジェットインピンジメントは，化学反応ではなく溶融炉心落下時の短時間での熱移送に付随し生じるものであるため，ZrO_2の融点との比較を行っており，水プール中に溶融炉心が落下することから影響はないと考える。

＜側面図＞　　＜正面図＞

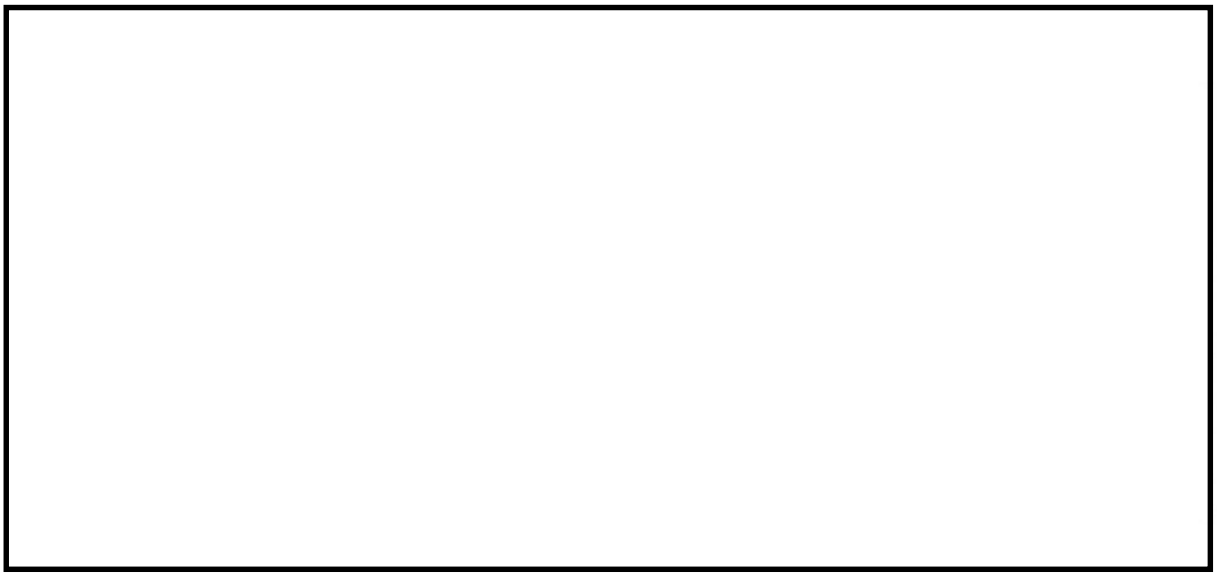


図 5　コリウムシールド設置構造概念図

参考文献

[1] D.Lopukh et al., “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material”, ICONE-8179, (2000).

[2] J.M.Seiler, K.Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors”, Multiphase Science and technology, Vol.12, No.2, pp.117-257, (2000).

8.　溶融炉心による熱影響評価について

8.1　評価目的

東海第二発電所におけるペデスタル構造の特徴を踏まえた対策として，ＭＣＣＩによるペデスタルへの影響抑制のためのコリウムシールドを設置するとともに，ＲＰＶから落下したデブリの冠水及びＦＣＩによる影響抑制の観点からＲＰＶ破損時のペデスタル内水位を１ｍに維持する対策，さらに，床スラブ内の排水流路をスリット形状としてデブリを凝固させる対策を講じることとしている。

これら東海第二発電所の特徴を踏まえた対策を考慮した上で，ＲＰＶ破損時にペデスタルへ落下したデブリからの熱影響によってペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを評価する。

8.2　評価方針

ＲＰＶ破損後にデブリからの伝熱によって高温となる鉄筋コンクリートの物性変化を考慮した上で，ＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能の維持に必要な構造強度が保持されることを評価する。

8.3　評価方法

(1)　荷重条件

構造強度の評価に当たり，ＲＰＶ支持機能の評価ではＲＰＶ，遮へい壁等の自重（以下「ＲＰＶ等の自重」という。）を考慮する。また，デブリ保持機能の評価では，デブリ，コリウムシールド，床スラブ躯体等の自重（以下「デブリ等の自重」という。）を考慮する。

(2)　評価部位及び項目

a.　側壁（ＲＰＶ支持機能）

ＲＰＶ等の自重により，側壁コンクリートには圧縮軸力が作用し，側壁基部コンクリートには面外方向のせん断力が作用する。

このため，高温によるコンクリート圧縮強度の低下を考慮した等価壁厚を評価し，ＲＰＶ等の自重による圧縮軸力及び面外せん断に対して必要な壁厚と比較する。

b.　床スラブ（デブリ保持機能）

デブリ等の自重により，床スラブのコンクリートには面外せん断力が作用し，鉄筋には曲げ応力が作用する。

このため，高温によるコンクリートの圧縮強度の低下を考慮した等価板厚を評価し，デブリ等の自重によるせん断力に対して必要な板厚と比較する。また，高温による鉄筋の強度低下を考慮した等価鉄筋量を評価し，デブリ等の自重による

曲げ応力に対して必要な鉄筋量と比較する。

(3) 温度条件

添付 8-1 にペデスタルの温度評価を示す。デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度は，ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づき，解析コードＡＢＡＱＵＳによる熱伝導解析にて評価する。

(4) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し，重大事故時を想定する防護レベルにおいて，格納容器の健全性維持に必要な安全機能が維持されることを確認する観点より，判断基準は終局限界状態に至らないこととする。具体的には，側壁コンクリートの必要壁厚，床スラブコンクリートの必要板厚，床スラブの必要鉄筋量の算定において，終局強度又は短期許容応力度を適用する。添付 8-2 にＲＰＶ支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価を，添付 8-3 にデブリ保持に必要な床スラブコンクリート厚さ評価を，添付 8-4 にデブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価を示す。

8.4 評価結果

以下にＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能に対する評価結果を示す。評価結果はいずれも判断基準を満足し，デブリからの熱影響によってもペデスタルに要求される機能は損なわれることはない。

(1) 側壁（ＲＰＶ支持機能）

a. コンクリートに対する圧縮軸力

添付 8-5 に熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価を示す。側壁コンクリートの等価壁厚は約 1229 mm であり，ＲＰＶ等の自重によってコンクリートに作用する圧縮軸力に対して必要な壁厚 133 mm（添付 8-2）を上回る。

b. 基部コンクリートに対する面外せん断力

添付 8-5 に示したとおり，側壁コンクリートの等価壁厚は約 1276 mm であり，ＲＰＶ等の自重によって基部コンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な壁厚 192 mm（添付 8-2）を上回る。

(2) 床スラブ（デブリ保持機能）

a. コンクリートに対する面外せん断力

添付 8-6 に熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の評価を示す。床スラブコンクリートの等価板厚は約 629 mm であり，デブリ等の自重によってコンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な板厚 [redacted] mm（添付 8-3）を上

回る。

b. 鉄筋に対する曲げ応力

添付 8-6 に示したとおり，床スラブの鉄筋コンクリート部の幅 1 m 当たりの等価鉄筋量は約[redacted] mm^2 であり，デブリ等の自重によって鉄筋に作用する曲げ応力に対して必要な鉄筋量[redacted] mm^2（添付 8-4）を上回る。

8.5 まとめ

東海第二発電所におけるペデスタル構造の特徴を踏まえた対策による影響を考慮し，デブリからの熱影響に対するペデスタルの構造健全性を評価した。

その結果，高温による鉄筋コンクリートの物性変化を考慮しても，ペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。

デブリからの伝熱によるペデスタルの温度評価

1. 概要

ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づき，解析コードＡＢＡＱＵＳを用いた熱伝導解析により，デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度を評価する。

2. 解析コードＡＢＡＱＵＳによるペデスタル熱伝導解析

(1) 評価モデル

図 1 に熱伝導解析モデルを示す。デブリからの熱影響による側壁及び床スラブの温度は，２次元体系有限要素法解析により評価する。本評価では，解析体系を縦横のメッシュで区切り，以下に示す２次元体系での非定常熱伝導の支配方程式に基づき，各部の温度変化を計算している。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}\left(k_x \frac{\partial T}{\partial x}\right) + \frac{\partial}{\partial y}\left(k_y \frac{\partial T}{\partial y}\right) + Q$$

ここで，T: 温度，ρ: 密度，c: 比熱，k_x，k_y: x 方向及び y 方向の熱伝導率，Q: 物体の内部発熱量である。

(2) 評価条件

表 1 にＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析の解析条件を示す。解析条件は，ＲＰＶが破損しデブリがペデスタルへ落下する事故シーケンスに対するＭＡＡＰコードの解析結果を参照*し，これを包絡する条件を設定している。

注記　＊：参照するＭＡＡＰ解析結果は，有効性評価上のベースケースを含む以下を考慮

- 起因事象：過渡事象，デブリから水プールへの限界熱流束：800 kW/m^2（圧力依存性あり）（ベースケース）
- 起因事象：ＬＯＣＡ，デブリから水プールへの限界熱流束：800 kW/m^2（圧力依存性あり）
- 起因事象：ＬＯＣＡ，デブリから水プールへの限界熱流束：800 kW/m^2（一定）

(3) 評価結果

図 7 にペデスタル温度の評価点の位置を示す。また，図 8 に横スリット部の温度変化を示す。横スリット部の最高温度は約 798 ℃であり，スリット内で凝固したデブリは再溶融する温度に至らない。

NT2 補① V-1-8-1 別添 2 R0

また，図 9 に最も温度が高くなる位置の側壁の温度変化を，図 10 に床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化をそれぞれ示す。ペデスタル側壁の最高温度は内表面で約 900 ℃，床スラブ鉄筋コンクリート部の最高温度は上端部で約 475 ℃となっている。

表 1　ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析条件

項目	条件	備考
デブリ密度（kg/m^3）	[redacted]	ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値）を包絡する値
デブリ熱伝導率（W/mK）		
デブリ比熱（J/kgK）		
デブリ溶融潜熱（J/kg）		
デブリ内部発熱密度（W/m^3）	（図 2）	ＭＡＡＰ計算結果（保守的にスクラム後 3 時間からの崩壊熱を使用。希ガス・揮発性ＦＰによる減衰（30 %）を考慮）
ＳＵＳ密度（kg/m^3）	（表 2）	伝熱工学資料改訂第５版より
ＳＵＳ熱伝導率（W/mK）		
ＳＵＳ比熱（J/kgK）		
コンクリート密度（kg/m^3）	2345	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（2010）より
コンクリート熱伝導率（W/mK）	（表 3）	Ｅｕｒｏｃｏｄｅより
コンクリート比熱（J/kgK）		
ジルコニア耐火材密度（kg/m^3）	（表 4）	試験結果*に基づき設定
ジルコニア耐火材熱伝導率（W/mK）		
ジルコニア耐火材比熱（J/kgK）		
スリット内デブリ初期温度（℃）	[redacted]	ＭＡＡＰ計算結果におけるＲＰＶ破損時のデブリ平均温度 [redacted] ℃に対し，保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度（℃）	117	ＭＡＡＰ解析結果におけるＲＰＶ破損時点でのペデスタル構造部の最高温度
ペデスタル雰囲気温度（℃）	（図 3）	ＭＡＡＰ計算結果を包絡する温度変化を設定
ドライウェル雰囲気温度（℃）	（図 4）	
サプレッション・チェンバ雰囲気温度（℃）	（図 5）	
デブリ－ジルコニア耐火材接触面温度（℃）	（図 6）	

注記　＊：本試験は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

表 2　ＳＵＳ材物性値

温度（K）	密度（kg/m^3）	熱伝導率（W/mK）	比熱（J/kgK）
300	7920	16.0	499
400	7890	16.5	511
600	7810	19.0	556
800	7730	22.5	620
1000	7640	25.7	644

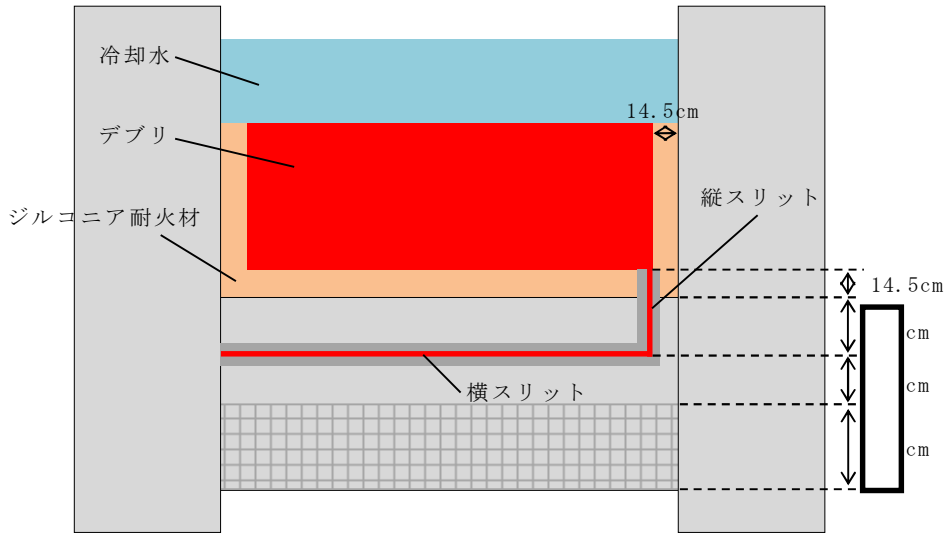
表 3　コンクリート物性値

温度（℃）	熱伝導率（W/mK）	比熱（J/kgK）	温度（℃）	熱伝導率（W/mK）	比熱（J/kgK）
20	1.951	901.1	650	0.859	1111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1122.1
250	1.454	1009.3	875	0.675	1121.4
275	1.407	1018.8	900	0.661	1120.4
300	1.361	1028.0	925	0.648	1118.9
325	1.316	1036.7	950	0.637	1117.1
350	1.273	1045.1	975	0.627	1114.7
375	1.231	1052.9	1000	0.619	1112.0
400	1.191	1060.4	1025	0.612	1108.8
425	1.152	1067.4	1050	0.606	1105.3
450	1.114	1074.1	1075	0.602	1101.2
475	1.077	1080.2	1100	0.599	1096.8
500	1.042	1086.0	1125	0.597	1091.9
525	1.008	1091.3	1150	0.596	1086.7
550	0.976	1096.3	1175	0.597	1080.9
575	0.944	1100.7	1200	0.600	1074.8
600	0.915	1104.8	1225	0.600	1068.2
625	0.886	1108.4	1250	0.600	1061.3

表 4　ジルコニア耐火材の物性値*

温度（℃）	密度（kg/m^3）	熱伝導率（W/mK）	比熱（J/kgK）

注記　＊：本数値は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。



(a) 全体概要図



(b) スリット部拡大図

図 1　熱伝導解析モデル



図 2　デブリ内部発熱密度条件

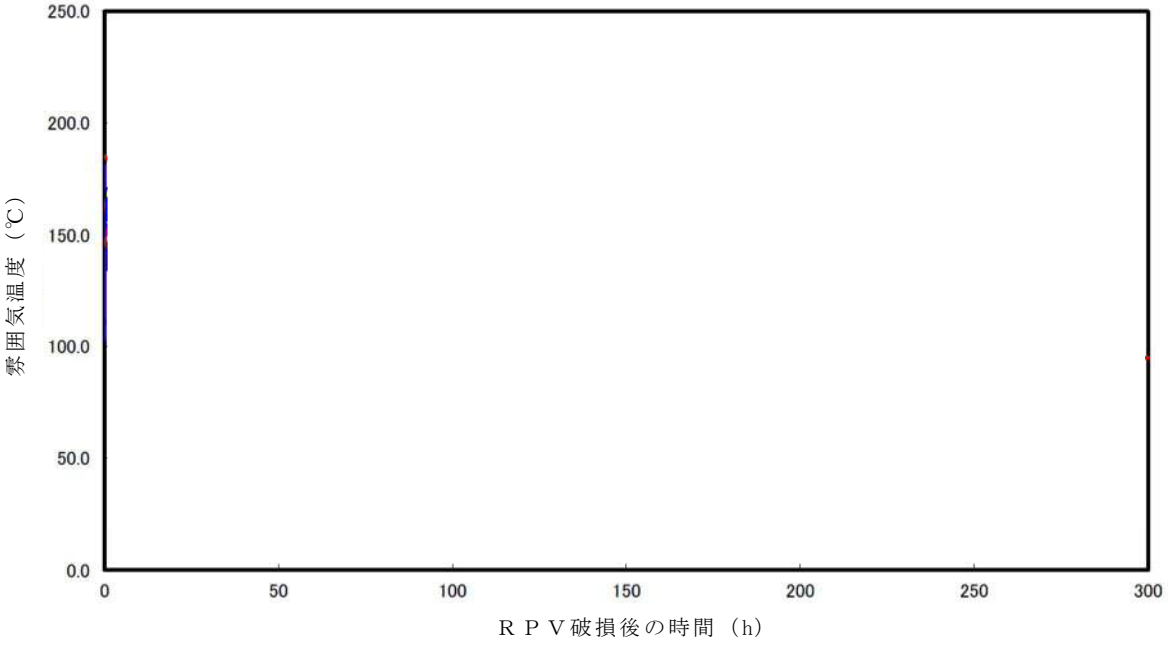


図 3　ペデスタル雰囲気温度条件

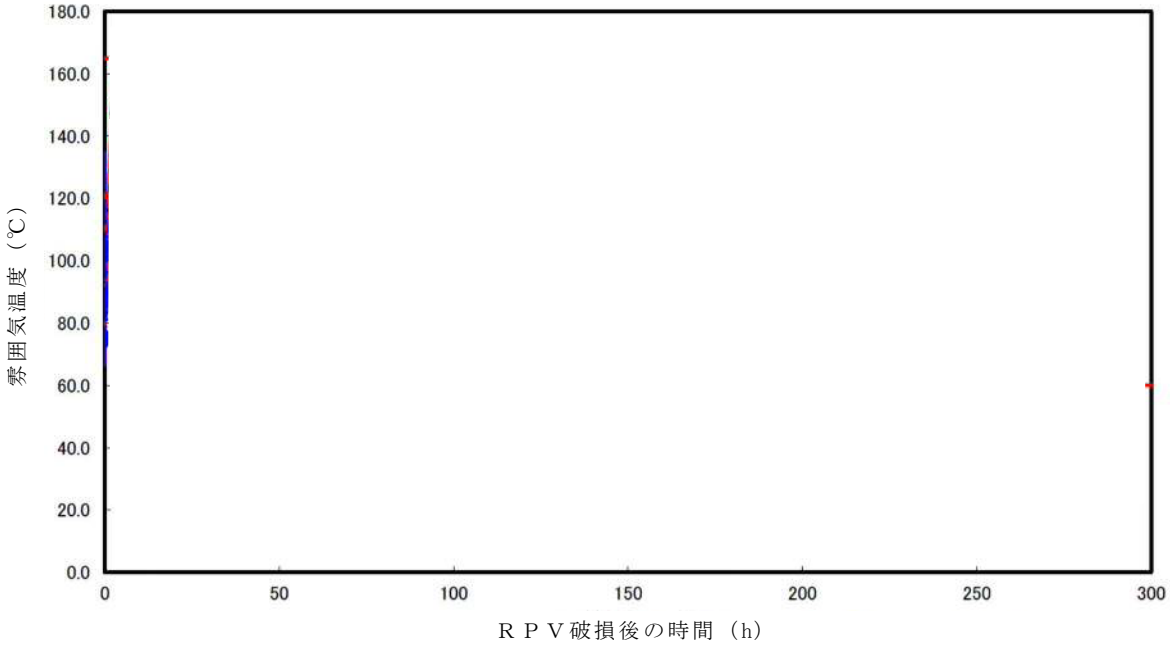


図 4　ドライウェル雰囲気温度条件

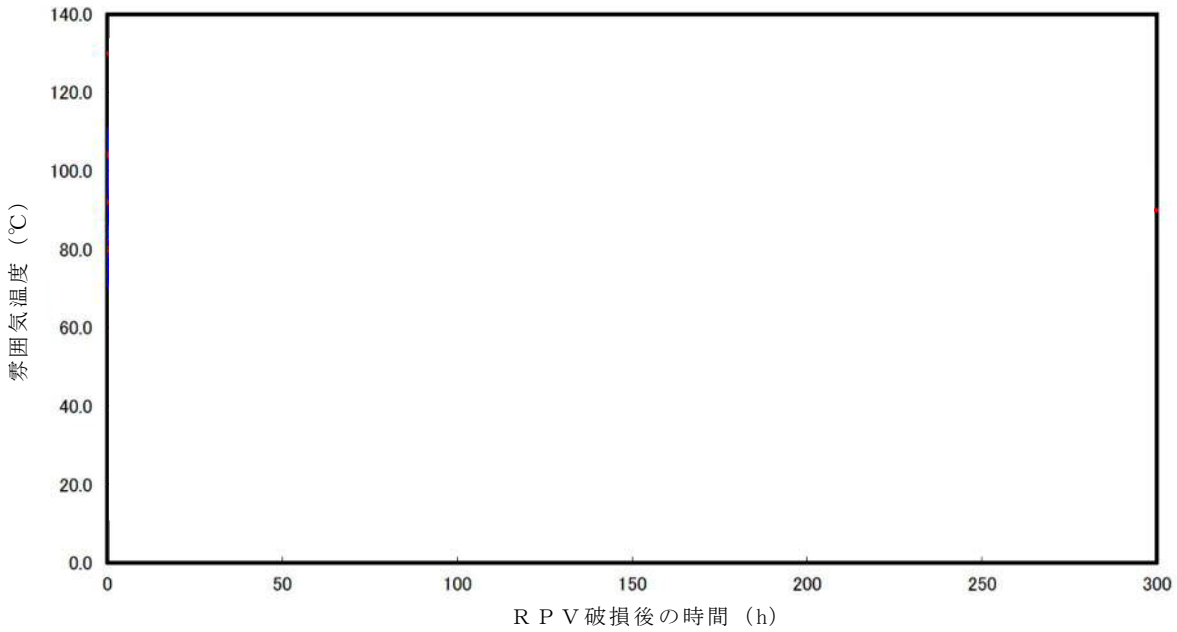


図５　サプレッション・チェンバ雰囲気温度条件

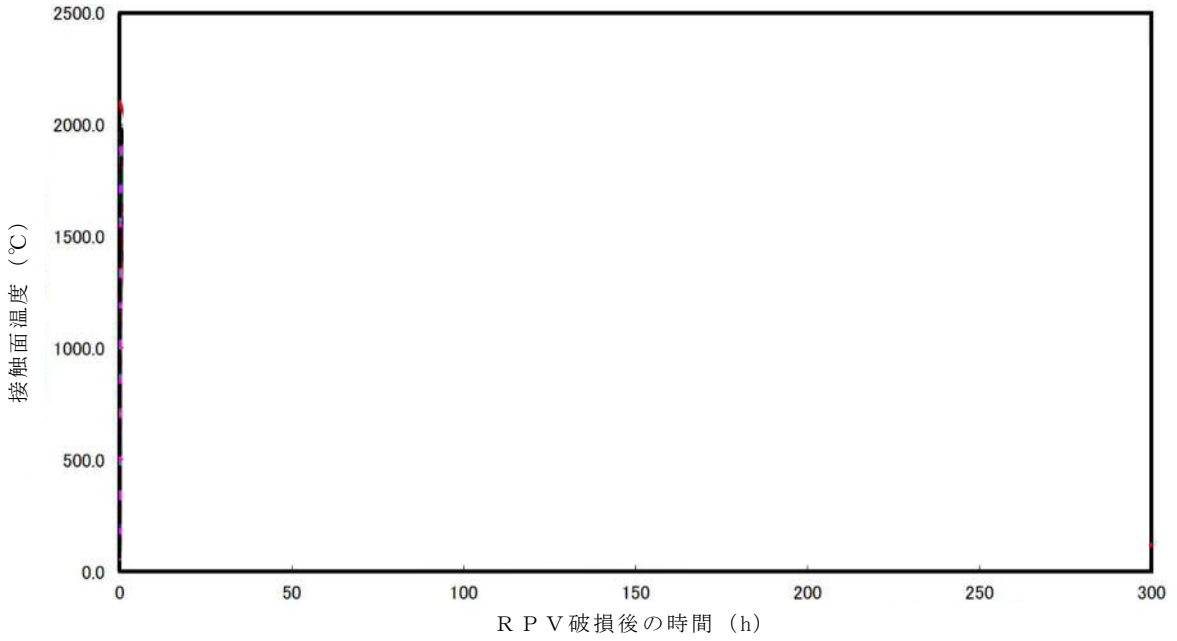


図６　デブリージルコニア耐火材接触面温度条件

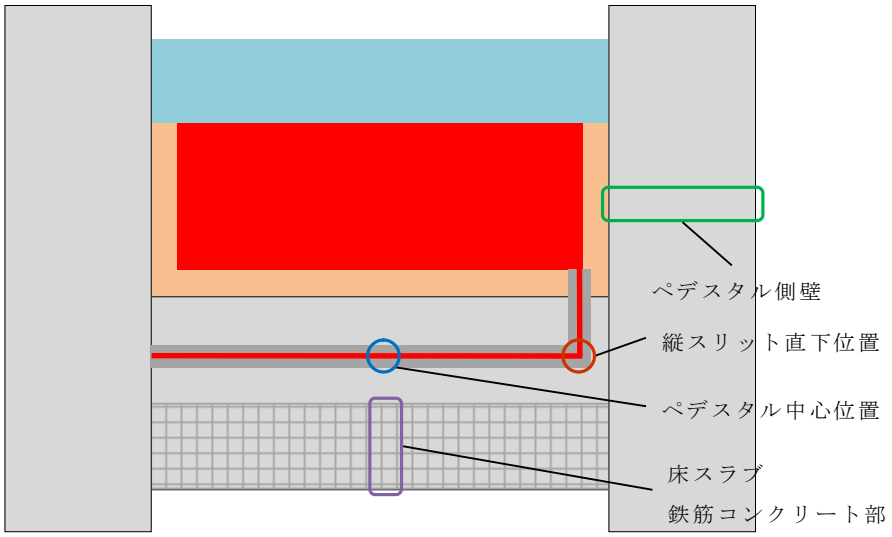


図 7　ペデスタル温度評価位置

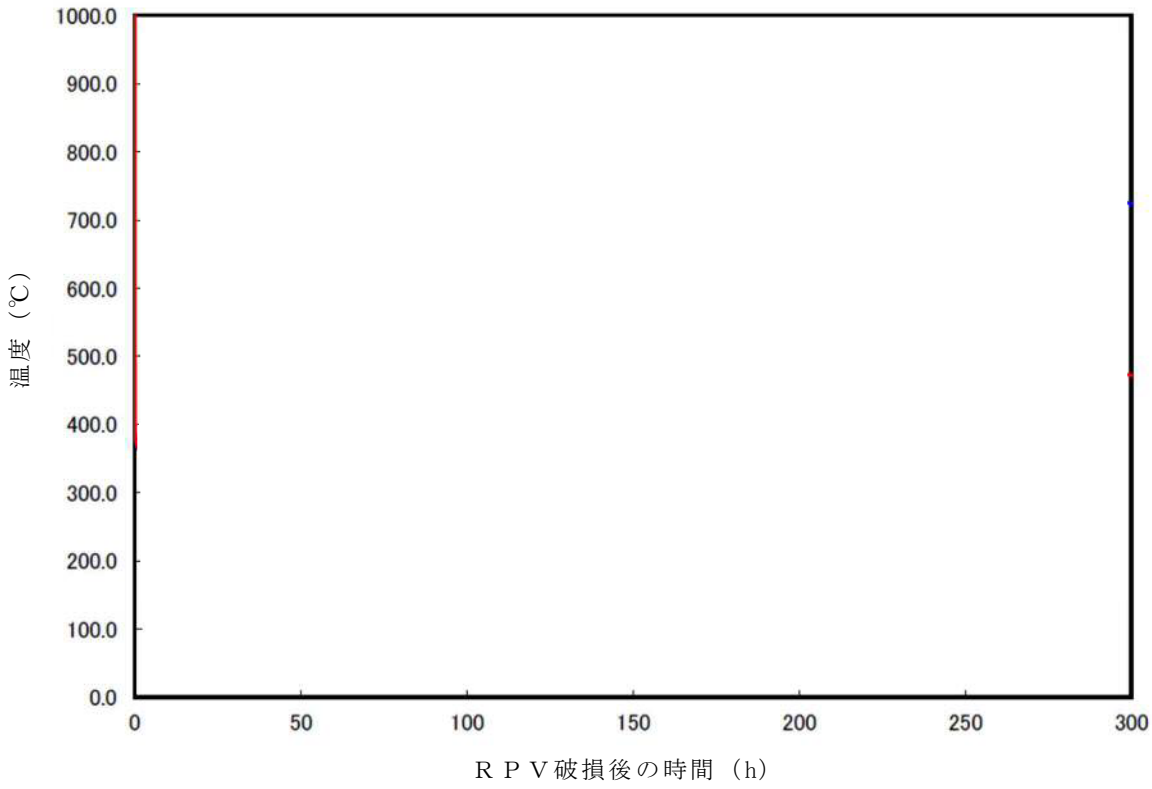


図 8　横スリット部の温度変化

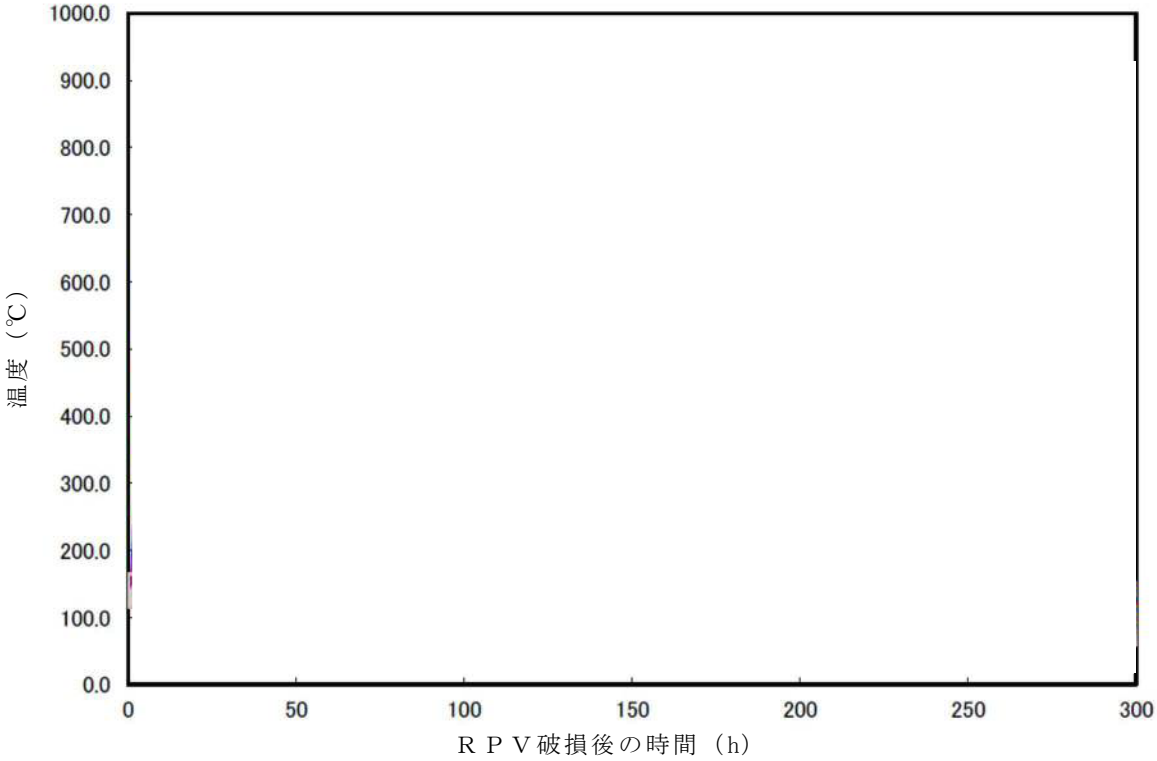


図 9　ペデスタル側壁の温度変化

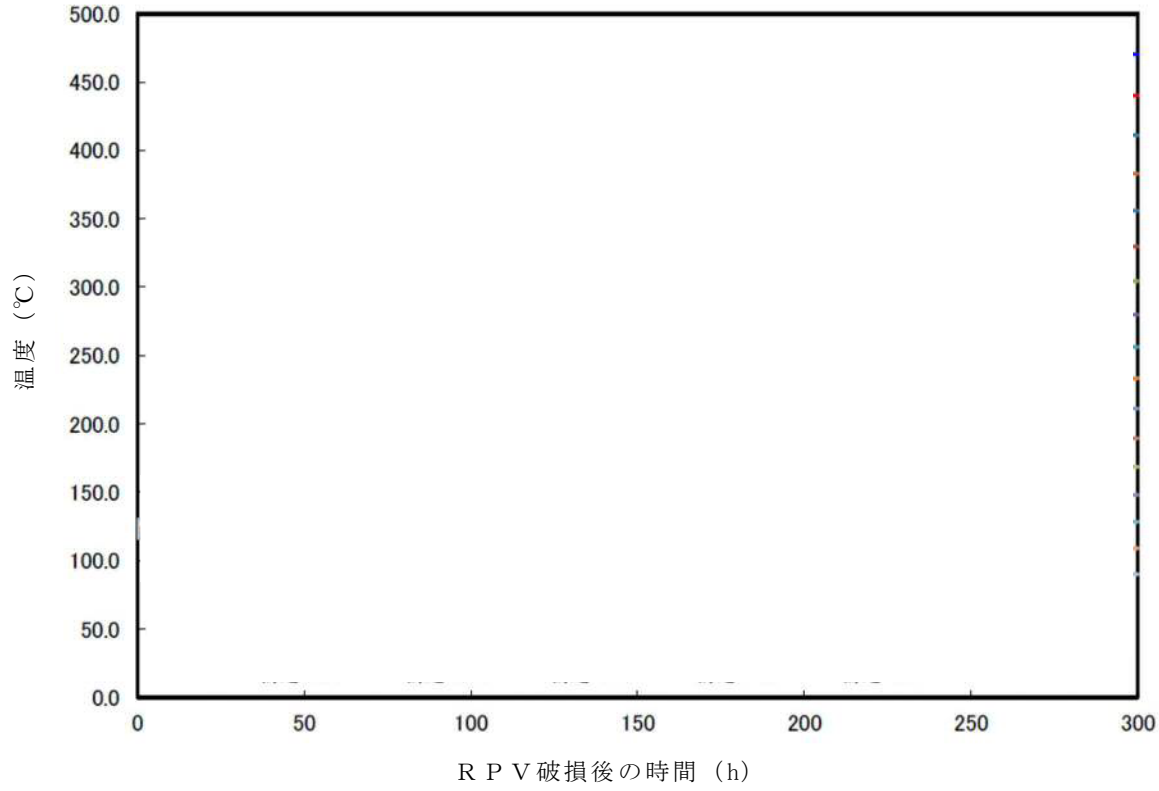


図 10　床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化

ＲＰＶ支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価

1. 概要

格納容器内のペデスタル等配置図を図 1 に示す。ペデスタルは，原子炉圧力容器，遮へい壁等を支持する構造物である。ＲＰＶが破損しデブリがペデスタルに落下した場合でも，コンクリートの侵食は生じない評価結果となっているが，ペデスタル側壁部のコンクリートが侵食する可能性を考慮し，これら構造物を支持するために必要となるペデスタル側壁部の壁厚（以下「必要壁厚」という。）を算定する。

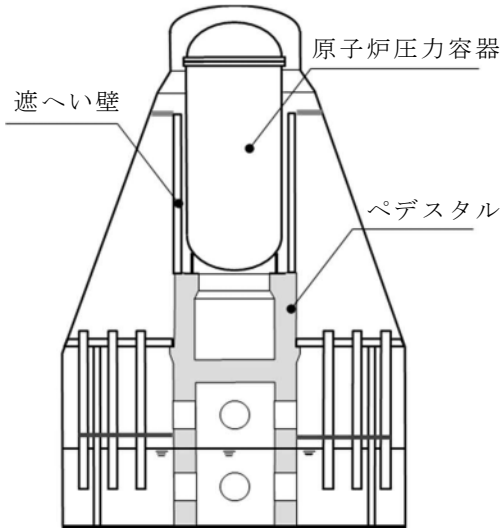


図 1　格納容器内ペデスタル等配置図

2. ペデスタル側壁部に生じる荷重算定

2.1 荷重の算定方針

必要壁厚の算定のために必要となるペデスタル側壁部の荷重は，今回工認におけるペデスタルの構造健全性評価に用いる解析モデルを適用し，ペデスタルにて支持される構造物の重量を考慮した解析により算定する。

2.2 解析方法

解析モデル図を図 2 に，解析条件等の概要について表 1 に示す。解析モデルは，ペデスタル構造をシェル要素にて３次元的にモデル化したものを用いる。解析コードは「ＭＳＣ　ＮＡＳＴＲＡＮ」を使用し，評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要ついては，添付書類「Ⅴ-5-1　計算機プログラム（解析コード）の概要・ＭＳＣ　ＮＡＳＴＲＡＮ」に示す。

NT2 補① Ⅴ-1-8-1 別添 2 R1

ペデスタルは，ＲＰＶ及び遮へい壁等を支持する構造物であるため，解析における各構造物の重量の模擬については，ペデスタル上面に等分布荷重として負荷させる。また，ＭＣＣＩに至る過程を踏まえれば，ＲＰＶ内の燃料集合体等はデブリ化し，ペデスタル床面上に落下していることになるが，ペデスタル側壁コンクリートの必要壁厚を保守的に算定するために，ＲＰＶ内に燃料集合体が残存することを前提に評価した。

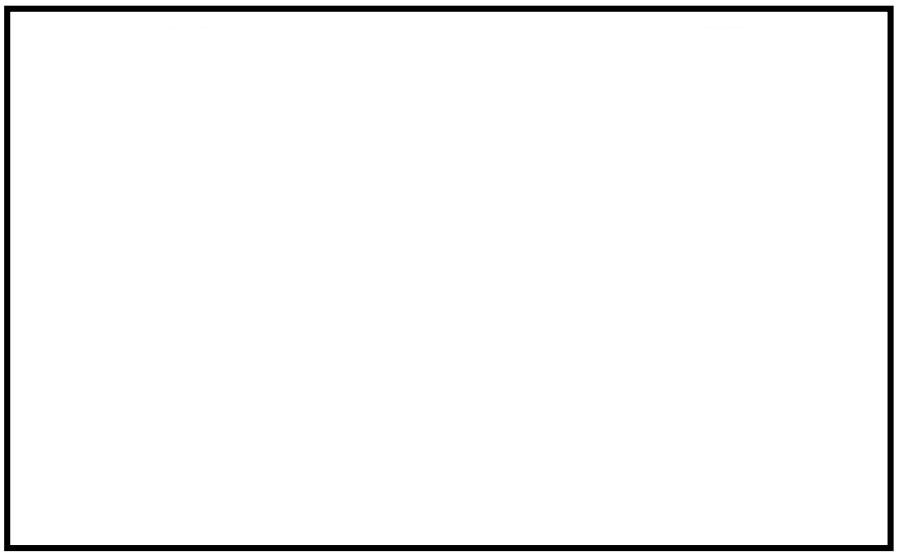


図２　ペデスタル３次元ＦＥＭモデル図

表１　解析条件等の概要

項　目	内　容
解析モデル	・３次元ＦＥＭモデル ・シェル要素
解析コード	・ＭＳＣ　ＮＡＳＴＲＡＮ
重量模擬	・原子炉圧力容器　955×10^{3} kg （圧力容器内構造物を含む） ・遮へい壁　656×10^{3} kg
コンクリートの材料物性等	・設計基準強度　22 N/mm^2 ・ヤング係数　2.2×10^{4} N/mm^2 ・せん断弾性係数　0.918×10^{4} N/mm^2 ・単位体積重量　23 kN/m^3

3　必要壁厚の算定

3.1　解析結果

必要壁厚の算定に用いる荷重は，構造物の重量によるペデスタル鉛直方向に発生

する荷重（圧縮軸力）に加えて，側壁コンクリートの壁厚変化に伴う構造不連続形状部に発生する面外せん断力についても考慮する。

構造物の重量を付加させた解析結果として，ＭＣＣＩによる侵食が想定されるペデスタル側壁部における圧縮軸力及び面外せん断力を表 2 に示す。

表 2　ペデスタル側壁部に生じる荷重

部　位	圧縮軸力 (kN/m)	面外せん断力 (kN/m)
ＭＣＣＩによる 侵食想定部位	1940	178

3.2　コンクリートの応力度

必要壁厚の算定に当たっては，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，1999）（以下「ＲＣ規準」という。）に規定されているコンクリートの短期許容応力度を用いた。表 3 に必要壁厚算定に用いた許容応力度を示す。

表 3　必要壁厚算定に用いた許容応力度（短期）

圧縮（N/mm^2）	せん断（N/mm^2）
14.6	1.06

※　ＲＣ規準許容応力度（短期）

・圧縮：2/3Ｆｃ

・せん断：1/30Ｆｃかつ(0.49+1/100×Ｆｃ)以下の 1.5 倍

3.3　必要壁厚の算定結果

側壁コンクリートに生じる荷重，短期許容応力度から必要壁厚を圧縮軸力及び面外せん断力に対して算定した。

(1)　圧縮軸力による評価

側壁コンクリートに生じる圧縮軸力と短期許容応力度が等しくなるときの壁厚を必要壁厚として算定する。必要壁厚は下式のとおり算定され，圧縮軸力による評価においては，必要壁厚は 133 ㎜となる。

$1.940\times10^3(N/mm)\div14.6(N/mm^2)$　＝133 ㎜

(2)　面外せん断力による評価

面外せん断力を用いた必要壁厚の算定については，ＲＣ規準の断面算定に用いる評価式を適用する。

$Q = b \cdot j \cdot f_s$

ここで，

Q：発生荷重（N）

b：部材の有効幅（mm）

j：柱の中心間距離（mm）

$j = d \times 7/8$

d：有効せい（必要壁厚）（mm）

f_s：短期許容応力度（N/mm^2）

必要壁厚は，解析により生じる面外せん断力，短期許容応力から下式のとおり算定され，面外せん断力による評価としての必要壁厚は 192 ㎜となる。

$d = 8/7 \times (Q \div b) \div f_s$

$= 8/7 \times 178(N/mm) \div 1.06\ (N/mm^2) = 192$ mm

4. まとめ

圧縮軸力による評価及び面外せん断力による評価から算定した必要壁厚を表 4 に整理する。熱影響を考慮しない場合の健全な側壁コンクリート厚さ［　　］mm に対し，必要壁厚は，圧縮軸力に対しては 133 mm，面外せん断力に対しては 192 ㎜となる。

表 4　必要壁厚の算定結果

	圧縮軸力による評価	面外せん断力による評価
必要壁厚	133 mm	192 mm

デブリ保持に必要な床スラブ厚さ評価

床スラブに係る荷重を評価し，コンクリートのせん断耐力から必要床スラブ厚さを算定する。なお，本評価におけるコンクリートのせん断耐力は，終局強度に対して保守的な短期許容応力度を用いる。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重として，床スラブ自重及びデブリ等の床スラブ積載荷重を評価する。

(1) 床スラブ自重

床スラブ自重は，

・床スラブのコンクリート体積：約 53.85 m^3

・鉄筋コンクリートの単位体積重量：24 kN/m^3

より，床スラブ自重による荷重は約 1.30×10^3 kN となる。

(2) 床スラブ積載荷重

床スラブ積載荷重は，デブリ，冷却水，コリウムシールド及びペデスタル内構造物等の総重量を保守的に切り上げた値として 500 ton を使用し，約 4.90×10^3 kN となる。

以上から，床スラブ荷重として約 6.20×10^3 kN を用いる。

2. せん断応力による必要床スラブ厚さ

床スラブ端部の必要厚さは次のとおり算定される（図 1）。

必要せん断面積＝床スラブ荷重／短期許容せん断応力度

必要床スラブ厚さ＝必要せん断面積／床スラブ円周長

ＲＣ規準に規定されている短期許容せん断応力度に基づき 1.06 N/mm^2 を使用すると，熱影響を考慮しない場合の健全な床スラブ厚さ［　　］mm に対し，必要厚さは［　　］mm と算定される（図 2）。

NT2 補① V-1-8-1 別添 2 R0

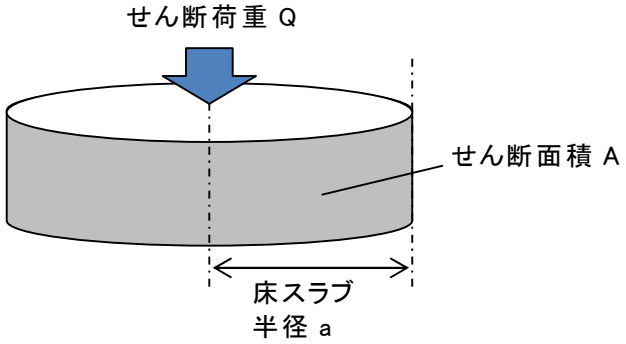


図 1　床スラブのせん断荷重

表 6.1　コンクリートの許容応力度　(N/mm²)

	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート	$\frac{1}{3}F_c$	—	$\frac{1}{30}F_c$ かつ $\left(0.49+\frac{1}{100}F_c\right)$ 以下	長期に対する値の2倍	—	長期に対する値の1.5倍
軽量コンクリート1種および2種			普通コンクリートに対する値の0.9倍			

[注]　F_c は，コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す．

Fc：コンクリートの設計基準強度　約 22.1（N/mm²）

図 2　コンクリートの許容応力度

デブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価

床スラブに係る荷重を評価し，鉄筋の終局曲げ強度から曲げ応力に対する必要鉄筋量を算定する。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重は添付 8-3 と同様に約 6.20×10^{3} kN を用いる。

分布荷重は床スラブ荷重を床面積で除した値であり［　　］ kN/m^2 となる。

2. 曲げ応力による必要鉄筋量

「機械工学便覧　基礎編 a3　材料力学」（図 1）に基づき，等分布荷重を受ける周辺単純支持の円板に作用するモーメントMを算定する。

$M=(3+\nu)\cdot p\cdot a^2/16=$［　　］kN・m/m

ここで，

ν ：ポアソン比　0.2

p ：分布荷重

a ：床スラブ半径

算定したモーメント及び建築物の構造関係技術規準解説書（国土交通省ほか，2015）に示される終局曲げ強度算定式より，床スラブ本体部の幅 1 m 当たりの必要鉄筋量を算定する。

必要鉄筋量＝M／（σ_y・d）＝［　　］mm^2

ここで，

σ_y ：鉄筋の降伏強度（345 N/mm^2）の 1.1 倍*1＝379.5 N/mm^2

d ：床スラブの有効せい*2＝［　　］mm

注記　*1：建築物の構造関係技術規準解説書では，終局強度算定に当たりＪＩＳ規格品の鉄筋の基準強度を 1.1 倍以下の数値とすることができるとされている。

*2：圧縮縁から引張側鉄筋の重心までの距離（図 2）

NT2 補① V-1-8-1 別添 2 R0

表5・1　円板のたわみと曲げ応力（その1）

（図中○印は最大応力を示す．応力式の複号は，上が上面，下が下面を表す．ln は自然対数，＊印はポアソン比 $\nu=0.3$ のときの値を表す）

No.	荷重状態とたわみ形および下表面の応力分布	たわみ w，w_{max} および応力 σ，σ_{max}
1	円板，周辺単純支持，等分布荷重	$w=\frac{pa^4}{64D}\left(1-\frac{r^2}{a_2}\right)\left(\frac{5+\nu}{1+\nu}-\frac{r^2}{a^2}\right)$ $w_{max}=(w)_{r=0}=\frac{(5+\nu)pa^4}{64(1+\nu)D}=0.696\frac{pa^4}{Eh^3}$ ＊ $\sigma_r=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}(3+\nu)\left(1-\frac{r^2}{a_2}\right)$ $\sigma_\theta=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}\left\{(3+\nu)-(1+3\nu)\frac{r^2}{a^2}\right\}$ $\sigma_{max}=(\sigma_r)_{r=0}=(\sigma_\theta)_{r=0}=\mp\frac{3(3+\nu)pa^2}{8h^2}=\mp1.24\frac{pa^2}{h^2}$ ＊
2	円板，周辺固定，等分布荷重	$w=\frac{pa^4}{64D}\left(1-\frac{r^2}{a^2}\right)^2$ $w_{max}=(w)_{r=0}=\frac{pa^4}{64D}=0.171\frac{pa^4}{Eh^3}$ ＊ $\sigma_r=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}\left\{(1+\nu)-(3+\nu)\frac{r^2}{a^2}\right\}$ $\sigma_\theta=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}\left\{(1+\nu)-(1+3\nu)\frac{r^2}{a^2}\right\}$ $\sigma_{max}=(\sigma_r)_{r=a}=\pm\frac{3pa^2}{4h^2}=\pm0.750\frac{pa^2}{h^2}$

Mmax＝σmax・Z
断面係数Z＝h²/6のため，
Mmax＝[3(3+ν)p・a²/8h²]×[h²/6]
＝(3+ν)p・a²/16

高温による影響を考慮した場合でも，床スラブの周辺固定が完全に失われることはないが，保守的に周辺単純支持条件での評価を実施

図 1　等分布荷重を受ける円板の応力計算式

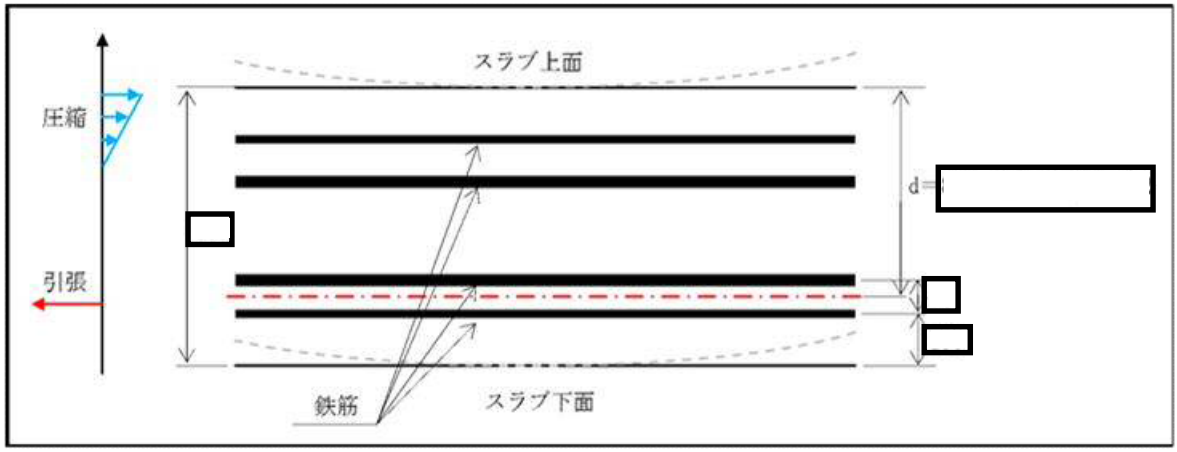


図 2　床スラブの有効せい

熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価

1. 側壁コンクリートの圧縮軸力に対する評価

(1) 評価方法

・ＲＰＶ等の重量は，側壁コンクリートに圧縮軸力として作用することから，コンクリートを対象に評価し，鉄筋については考慮しない。

・ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析結果における側壁での径方向各厚さの温度（図 1）に対して，図 2 に示すとおり包絡温度を設定する。

・各厚さ部分の包絡温度に対して，図 3 に示す構造材料の耐火性ガイドブック（（社）日本建築学会，2017）（以下「耐火性ガイドブック」という。）に示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し，コンクリート侵食後の残存壁厚に対し健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。

・上記手順により算定した等価壁厚と添付 8-2 に示すＲＰＶを支持するために必要な壁厚である 133 mm とを比較し，等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約 1229 mm となり，ＲＰＶ支持に必要な壁厚 133 mm を上回ることから，側壁コンクリートの圧縮軸力に対してＲＰＶ支持機能は維持される。

2. 側壁基部コンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

・図 4 に示すコンクリート面外せん断の短期許容応力度に，1.の圧縮軸力に対する評価において設定した側壁部各厚さにおける包絡温度（図 2）を考慮した圧縮強度残存比（図 3）を乗じて，高温影響を考慮したコンクリート強度を求める。

・ＲＣ規準の断面算定評価式に基づいて，面外せん断に対する等価壁厚を算定する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで，

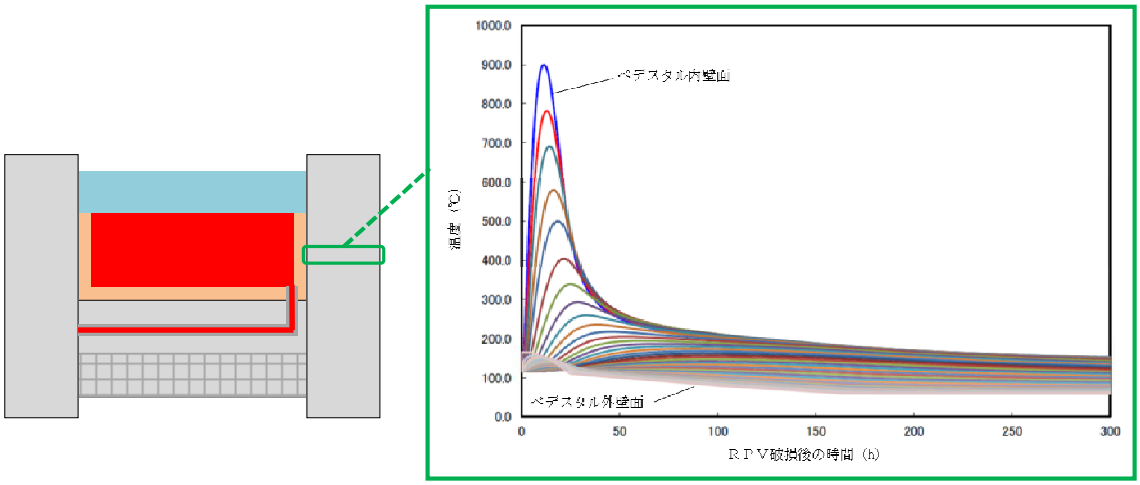
Ｑ：発生荷重（N）
ｂ：部材の有効幅（mm）
ｊ：柱の中心間距離（mm）
　ｊ＝ｄ×7/8
　　ｄ：有効せい（必要壁厚）（mm）
ｆｓ：短期許容応力度（N/mm^2）

・上記手順により算定した等価壁厚と添付 8-2 に示すＲＰＶを支持するために必要な壁厚である 192 mm とを比較し，等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

NT2 補① Ⅴ-1-8-1 別添 2 R0

(2)　評価結果

等価壁厚は約 1276 mm となり，ＲＰＶ支持に必要な壁厚 192 mm を上回ることから，側壁基部コンクリートの面外せん断に対してＲＰＶ支持機能は維持される。



側壁部温度変化

図 1　側壁部の熱伝導解析結果

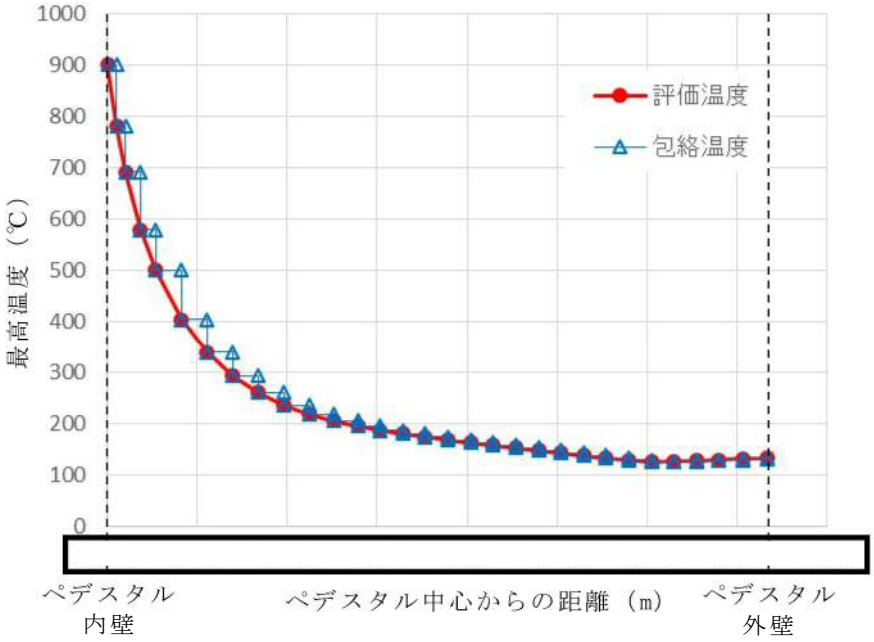


図 2　ペデスタル側壁における包絡温度の設定

表 2.4.1.4 圧縮強度残存比の提案値

加熱温度 T, T_r (℃)	高温時		加熱冷却後	
	Eurocode[69] (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T)$	Eurocode[69] (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_{cr}(T_r)$
20	1.00 [1.00]*	1.00	1.00	1.00
100	1.00 [0.95]*	0.09×W/B + 0.74	0.95	0.97
200	0.95 [0.90]*	0.27×W/B + 0.78	0.86	0.93
300	0.85 [0.85]*	0.21×W/B + 0.80	0.77	0.77
400	0.75 [0.75]*	0.32×W/B + 0.64	0.68	0.61
500	0.60 [0.60]*	0.31×W/B + 0.48	0.54	0.45
600	0.45 [0.45]*	0.41×W/B + 0.24	0.41	0.35
700	0.30 [0.30]*	0.40×W/B + 0.14	0.27	0.25
800	0.15 [0.15]*	0.15	0.14	0.15

*：表中の[ ]は，本ガイドブック 2009 年版の記載値である．
2005 年の Eurocode[69] 修正に伴い，修正した．

図 3　コンクリートの圧縮強度残存比

表 6.1　コンクリートの許容応力度　(N/mm²)

	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート	$\frac{1}{3}F_c$	—	$\frac{1}{30}F_c$ かつ $\left(0.49+\frac{1}{100}F_c\right)$ 以下	長期に対する値の 2 倍	—	長期に対する値の 1.5 倍
軽量コンクリート 1 種および 2 種			普通コンクリートに対する値の 0.9 倍			

[注]　F_c は，コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す．

図 4　コンクリートの許容応力度

熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の構造評価

1. 床スラブコンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

・デブリ等の重量によるせん断応力は床スラブにせん断荷重として掛かることから，コンクリートを対象にせん断応力を評価し，鉄筋については考慮しない。また，必要なコンクリート厚さを小さく評価する観点で保守的に，床スラブのコンクリート部厚さ（　　mm）を考慮せず，鉄筋コンクリート部厚さ（　　mm）を対象に評価する。

・ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析結果における床スラブ鉄筋コンクリート部の縦方向各厚さの温度（図 1）に対して，図 2 に示すとおり包絡温度を設定する。

・各厚さ部分の包絡温度に対して，耐火性ガイドブックに示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し，健全なコンクリートとしてみなせる等価板厚を算定する。

・上記手順により算定した等価板厚と添付 8-3 に示すデブリ保持に必要な板厚である　　mm とを比較し，等価板厚が必要板厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価板厚は約 618 mm となり，デブリ保持に必要な板厚である　　mm を上回るため，床スラブコンクリートの面外せん断に対してデブリ保持機能は維持される。

2. 床スラブ鉄筋の曲げ応力に対する評価

(1) 評価方法

以下に熱影響を考慮した床スラブ鉄筋の構造評価の方法を示す。

・デブリ等の重量による曲げ応力は床スラブの鉄筋コンクリート部に引張荷重として掛かることから，図 3 に示す鉄筋を対象に曲げ応力を評価し，コンクリートについては考慮しない。

・ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析結果より，下端筋位置では最高 220 ℃程度まで温度上昇するため，図 4 に示す耐火性ガイドブックの高温時の鉄筋強度を参考に，強度低下割合として 4 割を設定する。

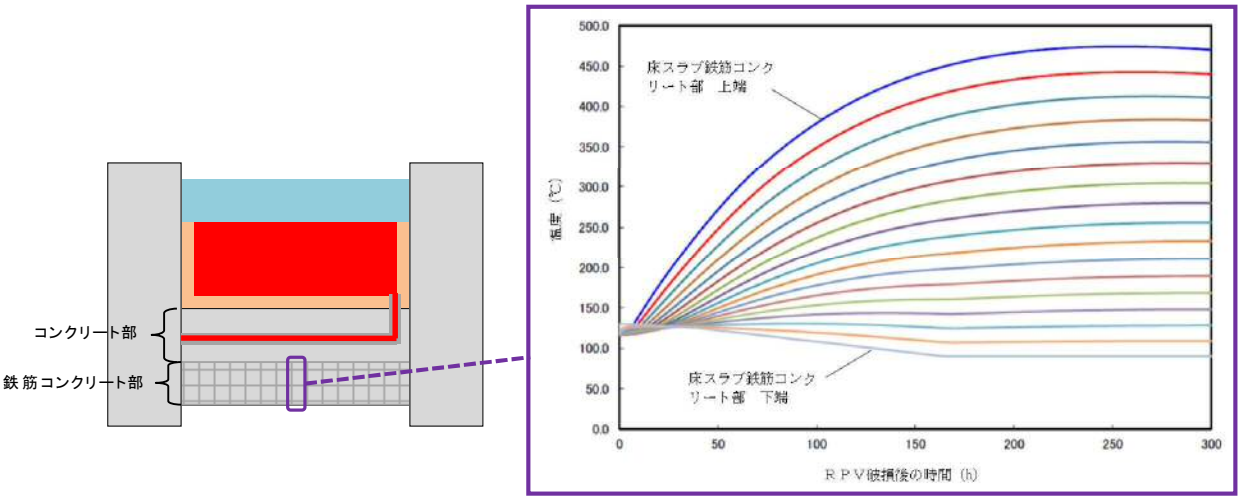
・実機の床スラブ本体部の幅 1 m 当たりの鉄筋量　　mm^2 に対し，上記の鉄筋強度劣化度合いを考慮し，健全な状態とみなせる鉄筋量を評価する。

・上記手順により算定した強度低下を考慮した鉄筋量と添付 8-3 に示すデブリ等の重量保持に必要な鉄筋量である幅 1 m 当たり　　mm^2 とを比較し，健全な状態とみなせる鉄筋量が必要鉄筋量を上回ることを確認する。

NT2 補① V-1-8-1 別添 2 R0

(2)　評価結果

強度低下を考慮した鉄筋量は［　　］mm^2となる。デブリ等の重量保持に必要な鉄筋量は幅 1 m 当たり［　　］mm^2であり，必要な鉄筋量を上回ることから，曲げ応力に対してデブリ保持機能は確保される。



床部温度変化

図 1　ペデスタル温度評価結果

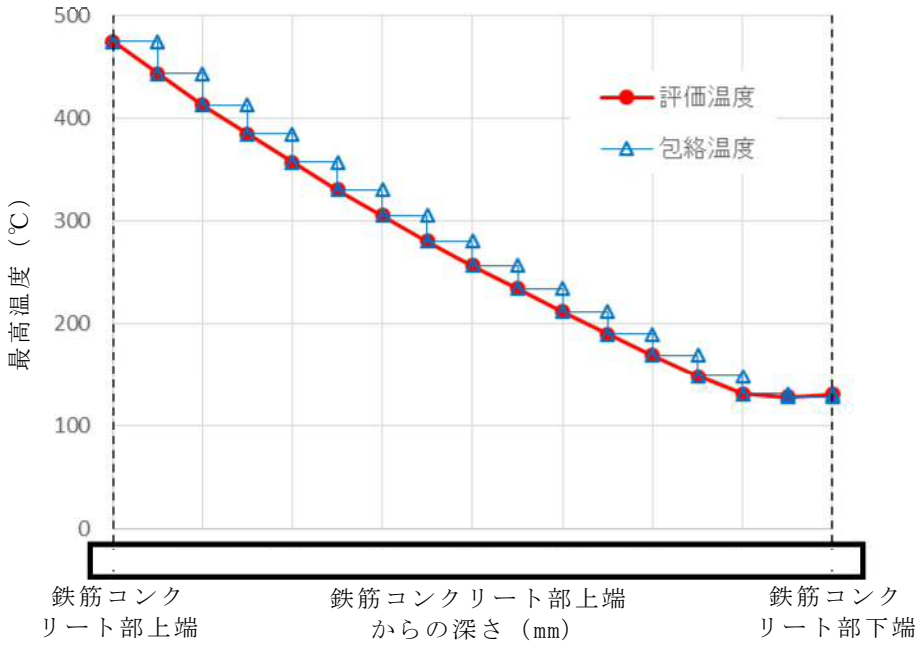


図 2　床スラブ鉄筋コンクリート部における包絡温度の設定

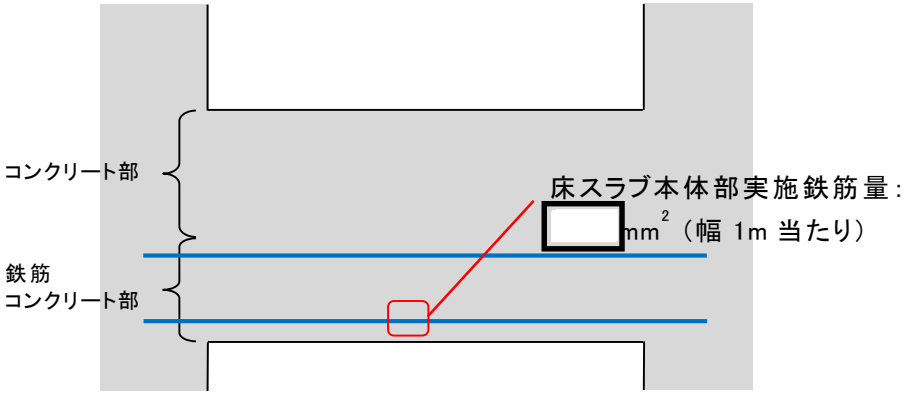
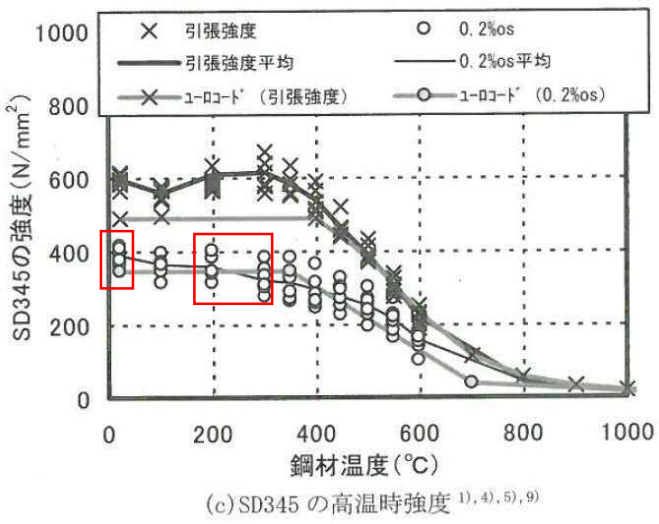


図 3　床スラブの鉄筋コンクリート範囲



(c) SD345 の高温時強度 [1),4),5),9)]

図 4　鉄筋強度の低下割合

9. ペデスタル排水系の排水機能評価について

9.1 概要

ＲＰＶから落下した溶融炉心の冠水及びＦＣＩによる影響抑制の観点から，ＲＰＶ破損時のペデスタル内水位を１ｍに維持することとしている。

これに対して，事故発生後にペデスタル内への流入水（余剰水）が生じた場合に，余剰水が規定時間内にサプレッション・チェンバへ排水できることを，モックアップ試験及び試験結果に基づく排水評価により確認する。具体的には，下記の確認を実施する。

・モックアップ試験により，格納容器床ドレンサンプ導入管（以下「導入管」という。）及びスリット形状の排水ラインにおける流動状況を確認するとともに，圧損係数を評価する。

・試験結果を基に，実機体系における排水評価を実施し，排水制限時間内にペデスタル内水位１ｍまで排水可能であることを確認する。

9.2 評価において想定する事象

ペデスタル内への流入水により水位が著しく高くなり得る事象として，ペデスタル内におけるボトムドレンＬＯＣＡを想定する。この場合，ＲＰＶからペデスタル内への流入は事象発生約 0.3 時間で停止し，水位はペデスタルの人通用開口部下端まで達すると想定される。

排水時間の制限としては，流入が停止する事象発生約 0.3 時間から，ＲＰＶ破損が早くなる大破断ＬＯＣＡ時におけるＲＰＶ破損時間を保守的に短くした 3 時間を組合せて 2.7 時間とする。

9.3 試験条件

試験方法を表 9-1，設備条件を表 9-2，確認項目及び判定基準を表 9-3 に示す。また，試験装置を図 9-1 に示す。

表 9-1　試験方法

試験水	排水配管状態	排水先	試験方法
水道水 （常温）	配管内満水 （ＤＢ時に常時排水があるため）	排水口をスリットと同程度の高さに設定 （ＳＡ時にベント管への排水となるため）	排水弁を閉の状態にて導入管より高く水を張り，弁を開とすることで，静水圧にて排水

表 9-2　設備条件

排水配管経路	試験計画
導入管～ スリット入口	アクリル製　80A （ペデスタル床面から高さ 1 m）
スリット入口～ スリット出口	アクリル製 （流路断面寸法：H □ mm×W □ mm）
スリット出口～ ベント管	塩化ビニル製　80A

表 9-3　確認項目／判定基準

確認項目	判定基準
排水流路全体での排水時間	2.7 時間以下
流動状況	―

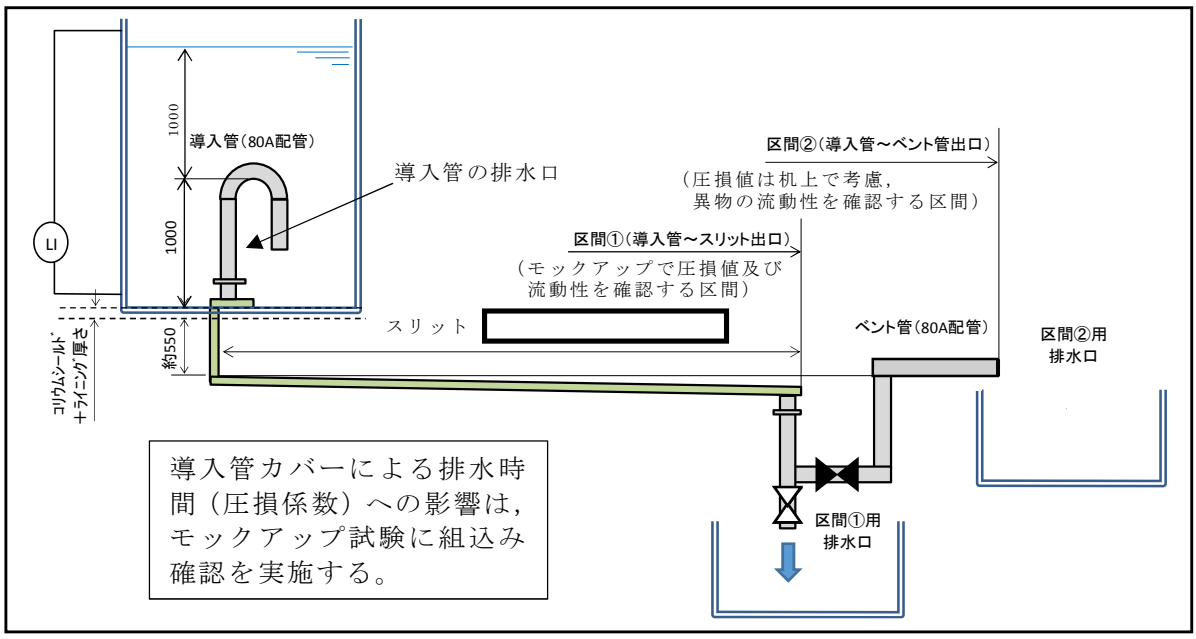


図 9-1　試験装置

9.4　モックアップ装置と実機の相違点について

今回使用するモックアップ装置と実機の相違点を表 9-4 に示す。

表 9-4　モックアップ装置と実機の相違点

	モックアップ装置	実機	評価に与える影響
配管材質	導入管～スリット出口： アクリル製 スリット出口からベント管： 塩化ビニル製	導入管～ベント管： ステンレス製	材質の違いによる表面粗さの違いによって，圧損係数への影響はあるが，試験で得られた係数に対しては，裕度を考慮して今後の設計を行うため問題ないと考える。
水温	常温（約 10～20 ℃）	高温水 （約 167 ℃（2Pd での飽和温度に相当))	水温が低い方が圧損係数は高くなるため，常温水での試験を実施しておけば，ＳＡ時の高温水の排水性については包絡できる。
流路勾配	[redacted]	[redacted]	装置のたわみ等を考慮し，保守的に設定。
水位差	1.000 m （最高水位 2 m から最低水位 1 m までの差）	[redacted] m （最高水位[redacted] m から最低水位 1 m までの差）	圧損 H＝圧損係数 K×流量 Q^2 より水位差による圧損係数算出への影響は無いが，信頼性のあるデータ取得のため十分な試験時間及び流量確保の観点から設定。

9.5　異物による影響について

ペデスタル内に設ける排水の流入口（導入管）は，スワンネック構造とする。導入管は，逆Ｕ字形の形状をしているため，水面付近の浮遊物は排水口から流入し難い構造上の利点がある。空気孔は，逆Ｕ字形部からの排水性を確実にするために設ける設計とする。排水口の高さ方向の位置は，水面の浮遊物や床面の異物を持ち込ませないために適切な位置で設定する設計とする。また，異物落下に対して破損等がないよう，サポート等で固定する。この導入管の構造を考慮した上で，導入管への落下物の影響，ペデスタル内に流入する異物による排水性への影響を評価する。なお，スワンネック構造を流入口とする排水流路は，ＲＰＶ破損前にペデスタル内の水位 1 m を達成した時点で排水弁を閉止し，その後は用いないことから，排水機能の要求期間はＲＰＶ破損前までであり，ＲＰＶ破損前までに想定される落下物及び異物を対象として評価する。

事故時に発生する落下物により導入管が損傷しないこと，異物がペデスタル格納容器床ドレンサンプに流入したと仮定し評価しても，異物により排水性に悪影響が生じる可能性が低いことを表 9-5 に示す。

落下物により，導入管が影響を受けないことを確実にするため，導入管の周囲に柵を設置する設計とする。

この柵は，異物が導入管及び排水配管の排水性に対して悪影響を及ぼさないこと及び想定されない異物が排水性に悪影響を及ぼさないことをより確実にするため，異物混入防止機能を有した設計とする。柵は，スリットの短辺□mmよりも小さい開口径を有し，開口が重ならないよう2重に配置した設計とする。仮に，スリット部で固着し堆積する可能性がある線状の異物を想定しても，柵の2重部分で流入を防ぐ構造の設計とする。(図 9-2)

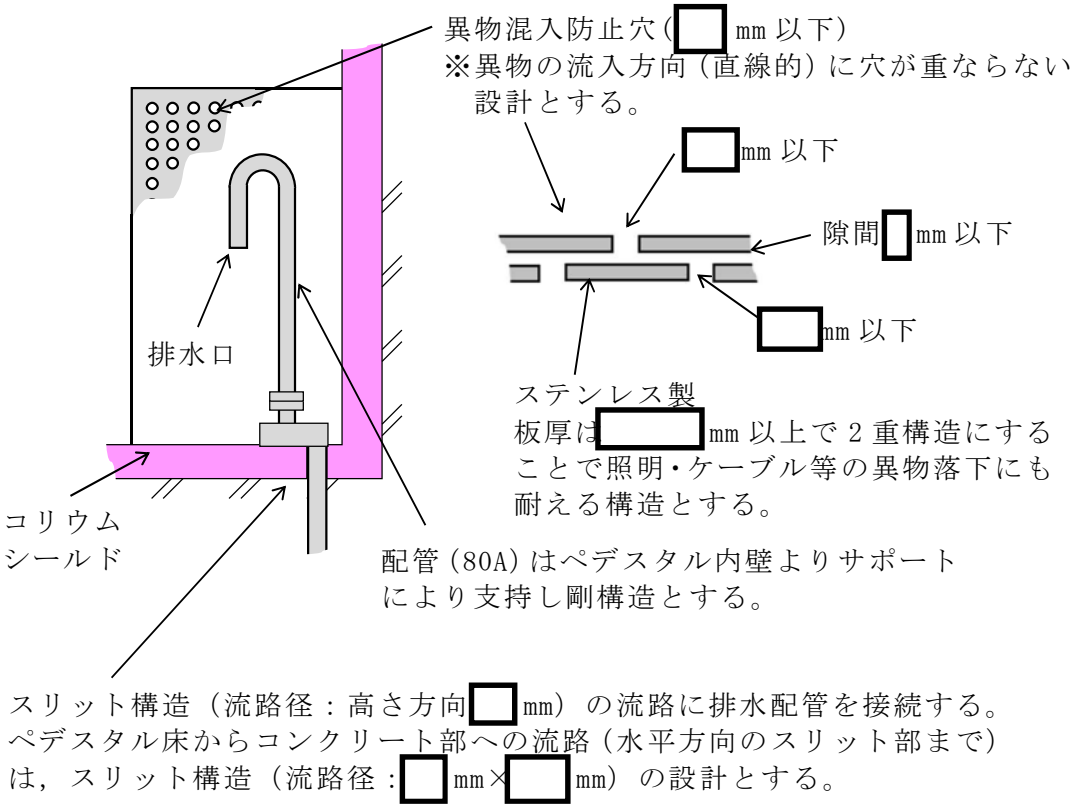
なお，格納容器機器ドレンサンプについても，排水経路として利用することから，異物落下に対して破損等がないよう，十分な強度を有する設計とし，導入管の異物混入防止及び損傷防止については,床ドレン排水用の導入管と同様の対策を行うことで,悪影響を防止する。

表 9-5　想定異物と影響評価（1／2）

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明用等のケーブル（管路含む）	【発生源】ペデスタル内 【導入管への落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル上部には，ケーブルが設置されており，落下の可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 導入管は鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒するおそれはない。また，周囲に鋼製の柵を設置することから，導入管に直接接触することもない。格納容器機器ドレンサンプについては，サンプ自体を十分な強度を有する設計とするため，破損するおそれはない。 ・流入による影響 ケーブルは床に沈降することから，排水性に影響はない。また，何らかの要因で被覆片が生じたとしても，格納容器機器ドレンサンプと格納容器床ドレンサンプ各々の導入管は対向して配置され，かつ前述のとおり各々の周囲を柵（図 9-2 参照）にて囲うため，共通要因による排水性への影響はない。
保温材	【発生源】ペデスタル外 【導入管への落下／床ドレンへの流入】 落下なし／流入あり ペデスタル格納容器床ドレンサンプ内に保温材はない。 重大事故時にドライウェルから格納容器スプレイ水等によって床ドレンの流入経路から持ち込まれる可能性がある。 【影響評価】 床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉に流入を制限することから，排水経路を閉塞させる等，排水性への影響はない。

表 9-5　想定異物と影響評価（2／2）

想定異物	異物による排水性への影響
塗料片	【発生源】ペデスタル内・外 【導入管への落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル内・外の構造物には塗装が施されていることから導入管への落下，床ドレンへ流入する可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 導入管を損傷する程の重量はなく導入管が破損・転倒するおそれはない。また，同様に格納容器機器ドレンサンプへの影響もない。 ・流入による影響 塗料片は，底に堆積若しくは水面に浮遊することが考えられるが，導入管の排水口を水位１ｍの中間位置に設定するため，これらの異物が導入管の排水口に流入するとは考え難い。また，重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ドレンの流入経路を通じて塗料片が多く持ち込まれる可能性があるが，床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし，流入を制限することから，排水経路を閉塞させる等，排水性への影響はない。
スラッジ（鉄錆）	【発生源】ペデスタル外 【導入管への落下／床ドレンへの流入】 落下なし／流入あり スラッジ（鉄錆）は，床ドレン水によって格納容器床ドレンサンプ内に流入し底に堆積する可能性がある。 【影響評価】 導入管の排水口を水位１ｍの中間位置に設定するため，底に堆積した異物が積極的に排水経路に流入するとは考え難い。また，重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ドレンの流入経路を通じてスラッジが多く持ち込まれる可能性があるが，床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし，流入を制限することから，排水経路を閉塞させる等，排水性への影響はない。
サポート	【発生源】ペデスタル内 【導入管への落下／床ドレンへの流入】 落下なし／流入なし ペデスタル内にはサポートが設置されているが，十分な耐震性を有する設計とすることから，落下しない。 【影響評価】 排水性への影響はない。
照明	【発生源】ペデスタル内 【導入管への落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル内には照明が設置されているため,落下の可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 導入管は鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒するおそれはない。また，周囲に鋼製の柵を設置することから，導入管に直接接触することもない。格納容器機器ドレンサンプについても，十分な強度を有する設計とすることから，破損するおそれはない。 ・流入による影響 照明は，床に沈降することから，排水性に影響はない。



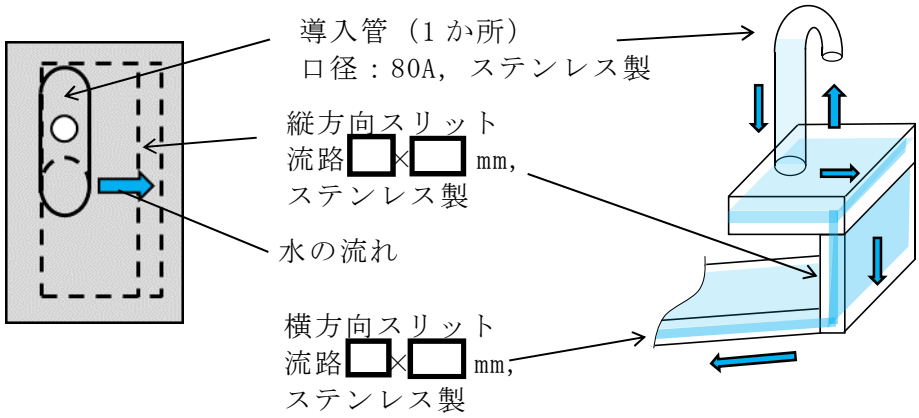


図 9-2　排水配管に対する異物対策概要

9.6　モックアップ試験における異物の考慮

9.5 項の内容を踏まえ想定した異物の種類を表 9-6 に示す。表 9-6 の保温材，塵土，塗料片，錆片，スラッジ及びその他異物は，ＥＣＣＳストレーナに関する『平成 20・02・12 原院第５号』の内規記載項目から抽出した。

表 9-6 に示すように，導入管に到達，通過する異物としてスラッジが想定されるため，モックアップ試験で想定する異物は下記のとおりとした。

・異物（スラッジ）の模擬材としてＦｅ$_3$Ｏ$_4$（四酸化三鉄）を使用する。
・濃度は，東海第二発電所の調査結果から最大値を考慮し保守的に□ppm で設定する。
・異物（スラッジ）は，保守的に全量がスリットを通過するよう投入する。

表 9-6　モックアップで想定する異物の種類

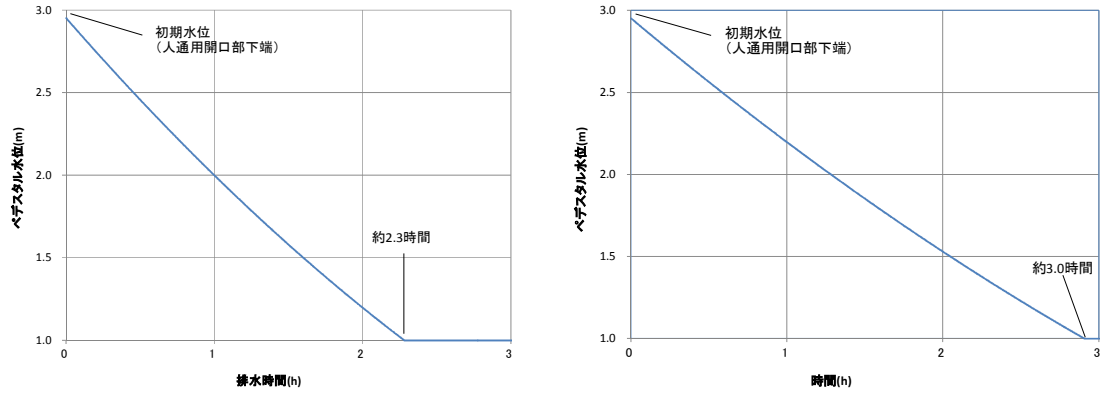
想定異物	ペデスタル内への流入		導入管・スリットへの流入	
ケーブル	○	ペデスタル内での落下	×	床に沈降*2
照明	○	ペデスタル内での落下	×	床に沈降*2
保温材	×	ペデスタル内にはない*1	—	（評価不要）
塵土	×	ペデスタル内にはない*1	—	（評価不要）
塗装片	○	流入，あるいは，ペデスタル内に存在	×	床に沈降*2
錆片	○		×	床に沈降*2
スラッジ	○		○	大部分は床に沈降*2

注記　○　：流入すると想定したもの。
×　：流入しないと想定したもの。
＊1　：外部からの通常時流入については，作業後清掃等を実施することでほとんどないと想定。
また，事故後早期に流入経路の弁を閉とすることで流入を制限することから事故時の流入は無いものと想定。
＊2　：導入管（80A）の周りには導入管カバー（□mm の穴ダブル構造）を設置していることから，大きな異物は近接・流入できない構造となっている。
導入管の排水口を水位 1 m の中間位置に設置するため，床や水面の異物が排水口に流入するとは考え難い。

9.7　試験結果

試験結果の一例を図 9-3 に示す。図 9-3 は床ドレン排水系経路のみを考慮した場合であるが，判定基準である 2.7 時間以内に水位 1 m まで排水できない結果となった。

このため，排水経路全体で支配的な圧損発生部位を特定し，特定部位を改善し，全体圧損を低減することとした。



（ａ）机上検討時　　（ｂ）試験結果を用いた評価

図 9-3　実機排水時間評価結果

9.8　試験結果を踏まえた改善

流動性の向上を図るため導入管とスリット接続部の形状をレデューサ形状に変更し，導入管のベント穴形状や位置を見直すことで流速及び抵抗の低減を図ることとした。（図 9-4）

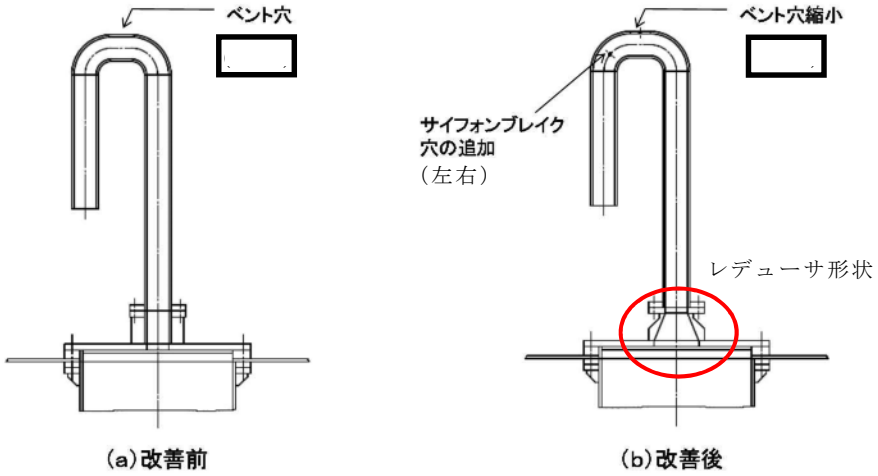


図 9-4　導入管の接続部及びベント穴の改善

9.9　実機排水評価

実施した試験結果を踏まえ，流路等の改善を反映した試験を実施し，試験結果を基にした実機体系における排水時間を評価した。評価においては,以下を考慮している。

・排水評価は人通用開口部下端から水位１ｍまでの水量（必要排水量）とする。また，設備対策より配置されるコリウムシールド等の構造物については，評価上その体積を除外することで必要排水量を増やし，保守的な評価とする。

・排水配管はドライウェル気相部に接続され圧力差はないため，排水量を評価する上でドライウェル及びサプレッション・チェンバ内圧は考慮しない。

・導入管及びスリット部の圧損係数は、モックアップ試験により確認された値を用いる。モックアップ試験により確認された圧損係数値は、3.0×10^{-3} m/$(m^3/h)^2$である。

・スリット部下流側の排水配管については、実配管ルートを考慮した机上評価により算出した圧損係数を用いる。配管の長さ，内径，エルボや弁等に相当する長さ等考慮し，下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では，まず任意の流量（22 m^3/h：ボトムドレンＬＯＣＡ時の平均必要排水流量）の場合の圧力損失（1.04 m）を算出し，圧損係数（K）を求めた。

圧力損失計算式（出典：日本機械学会編，機械工学便覧）

$$H=\lambda\times(L/D)\times(v^2/2g)+\Sigma\lambda\times(L'/D)\times(v^2/2g)=K\times Q^2 \qquad (9.1)$$

H：配管圧損［m］，L：配管長さ［m］，D：配管内径［m］，

L'：エルボや弁等に相当する長さ［m］，v：流速［m/s］，

g：重力加速度［m/s^2］，λ：管摩擦係数［-］，K：圧損係数［-］，

Q：流量［m^3/h］

表 9-7　圧力損失計算要素

	単位	スリット下流配管
配管内径：D	m	
流量*1	m^3/h	22
流速	m/s	
管摩擦係数：λ	－	
配管長	m	
配管 L/D	－	
90° ショートエルボ*2（L’/D＝ ）	個	
90° ロングエルボ（L’/D＝ ）	個	
弁（L’/D＝ ）	個	
ティー分岐（直流）（L’/D＝ ）	個	
ティー分岐（分流）（L’/D＝ ）	個	
管入口（λ・(L’/D)＝ ）	個	
開放端（λ・(L’/D)＝ ）	個	

注記　＊1：必要排水量約 59 m^3 を約 2.7 時間で排出する場合の流量 22 m^3/h とした場合の例を記載。

＊2：CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No.410,1988」

上表を基に，スリット下流配管の圧力損失を計算した結果を以下に示す。

H ＝

≒

K ＝

導入管及びスリット部とスリット部下流側の排水配管それぞれで求めた圧損係数を加えた流路全体の圧損係数を以下に示す。

K ＝ $m/(m^3/h)^2$

圧力損失はペデスタル水位と排水口の水頭差に等しいことから，排水開始する初期水位時の排水口との水頭差及び圧損係数（K）を基に初期排水流量を算出し，初期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位での排水流量を算出し，これを繰り返すことによって水位 1 m までの排出時間を算出している。

評価結果を図 9-5 に示す。床ドレン流路からの排水により，判定基準である 2.7 時間以内にペデスタル水位 1 m までの排水が可能なことを確認した。

また，床ドレンに加え機器ドレンも考慮した場合の評価結果は，図 9-6 のとおりであり，排水時間は約 1.5 時間となる。

なお，排水時間の判定基準は想定事象を保守的に組合せて設定していること，必要排水量等についても保守的な条件で評価を行っていることから，実態としては十分な時間余裕がある。

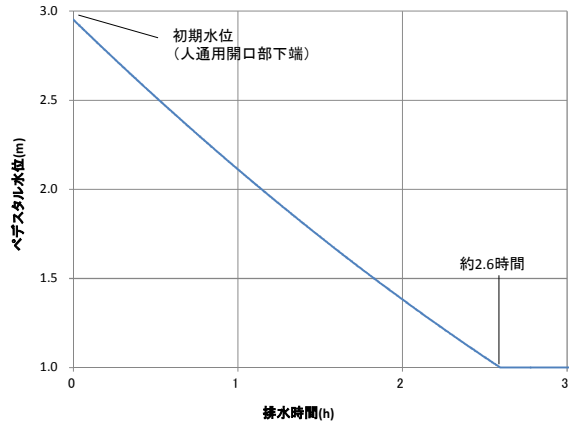


図 9-5　実機排水時間評価結果

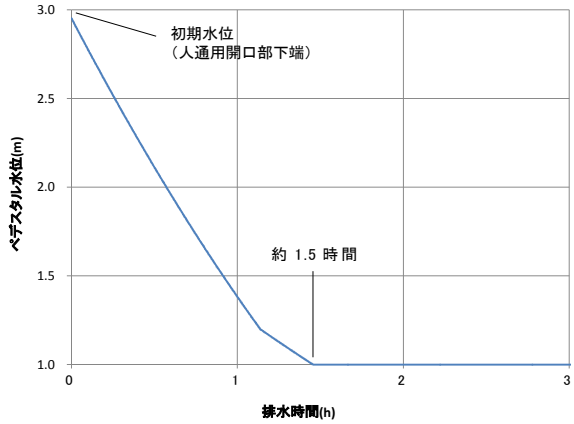


図 9-6　実機排水時間評価結果（床ドレン及び機器ドレン流路を考慮した場合）

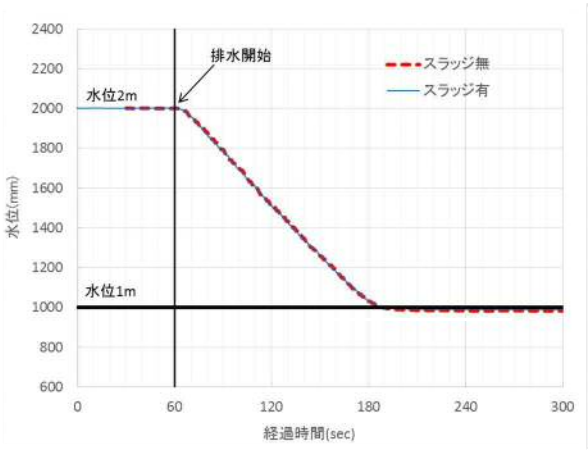
9.10　スラッジ模擬試験

9.6 項で検討した想定する異物であるスラッジ模擬材（Fe_3O_4）を投入した試験を実施した。

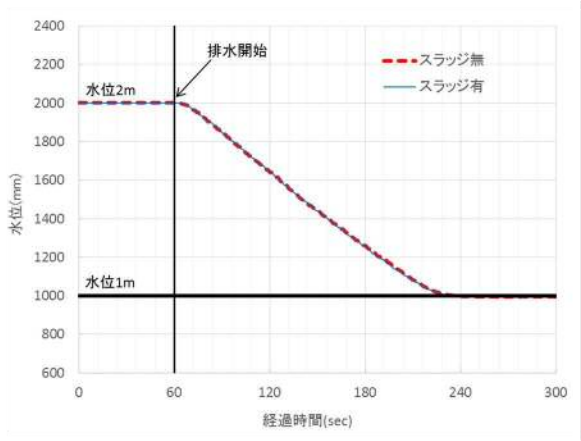
スラッジ模擬試験の結果を図 9-7 に示す。

区間①及び区間②から排出した場合共にスラッジ有無で排出時間の相違はなく，圧損への影響がないことを確認した。

スラッジ模擬試験におけるスラッジの流動状況を表 9-8 及び表 9-9 に示す。



(a) 区間①の試験結果



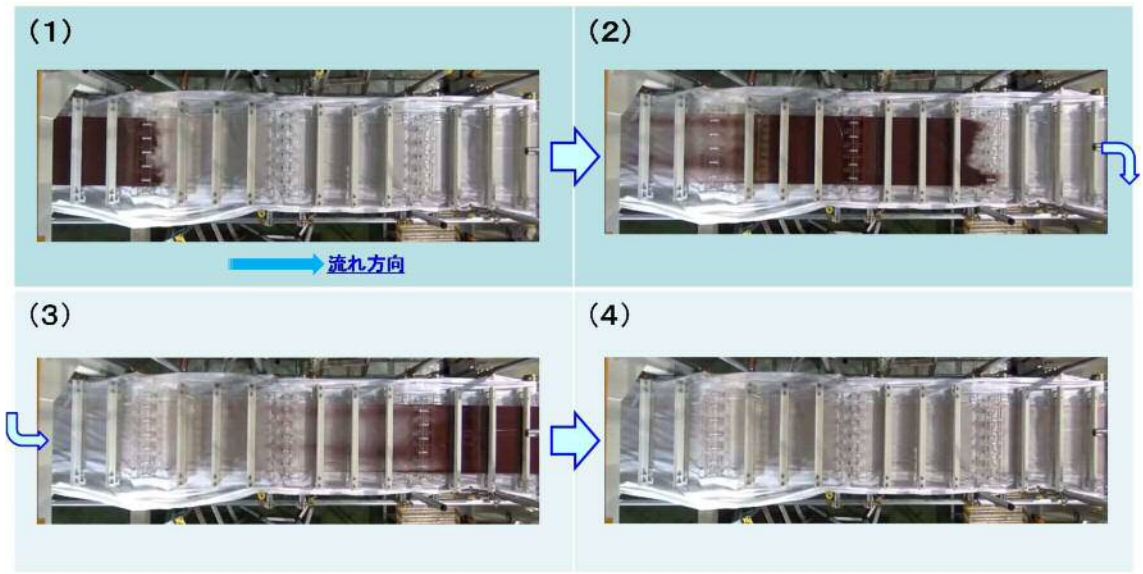
(b) 区間②から排出時の試験結果

図 9-7　スラッジ模擬試験結果

表 9-8　スラッジ模擬試験のスラッジ流動状況

	排水前	排水中	排水後
導入管部			
垂直スリット部			

表 9-9　スラッジ模擬試験のスラッジ流動状況（水平スリットを真上から見た状態）



9.11　導入管カバー影響試験

落下物に対する導入管保護，導入管への異物混入防止として設置する導入管カバーの圧損への影響を確認するため，導入管カバーを設置した試験を実施した。

試験用の導入管カバーは，流動状況を確認可能なようにスリットと同じアクリル製（図 9-8）とし，図 9-9 に示す位置に設置した。



図 9-8　試験用導入管カバー

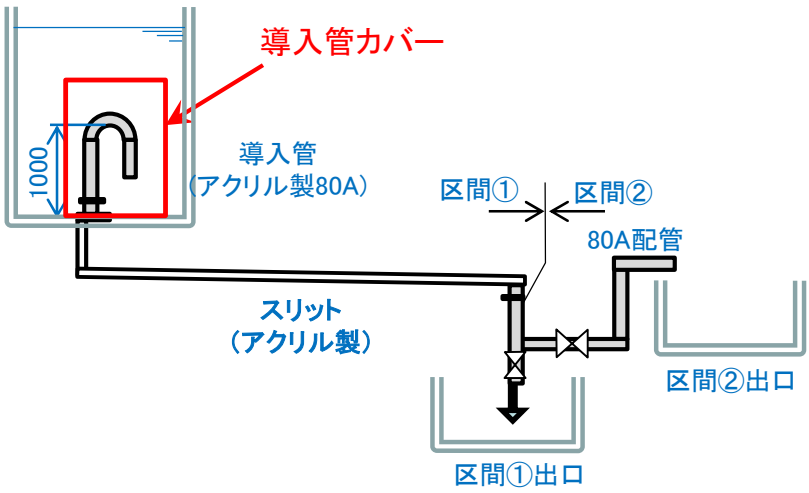


図 9-9　導入管カバー設置入位置

導入管カバーを設置した場合及び設置しない場合の試験結果を図 9-10 に示す。

図 9-10 に示すように導入管カバーの有無で排出時間の相違はなく，圧損への影響がないことを確認した。

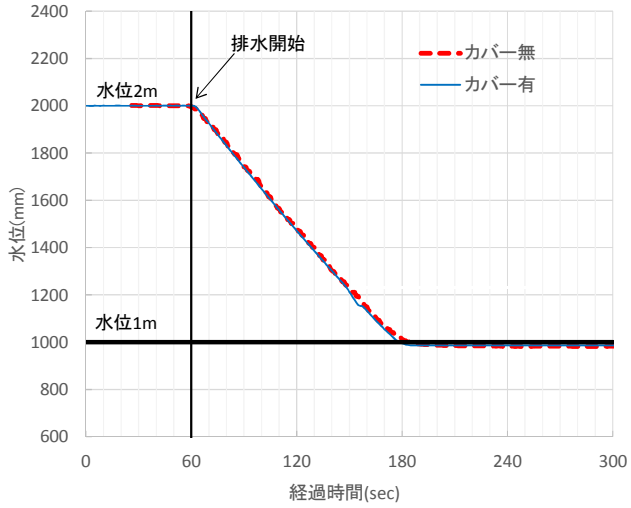


図 9-10　導入管カバー試験の結果

9.12　まとめ

採用実績，圧損評価実績のないスリット部の流動状況，圧損係数を把握し，実機排水評価のため，スリットモックアップ試験を実施した。

試験の結果，ボトムドレンＬＯＣＡ時において，ペデスタル内が満水（人通口開口部下端まで）になった際，ＲＰＶ破損までの間（約 2.7 時間）に床ドレン流路からの排水によりペデスタル水位１ｍまでの排水が可能なことを確認した。

事故が発生し炉心が損傷した場合，格納容器下部注水配管から水位１ｍを超過する（1.05 m）まで注水を実施し，その後排水することにより，ＲＰＶ破損時に確実に水位１ｍを確保する運用としている。その際に 5 cm 分の排水に要する時間を約 5 分としていたが，試験結果を踏まえ約 6 分と設定した。当運用に要する時間は約 30 分（注水開始操作に要する時間約 17 分，水位 10 cm 分の注水に要する時間約 3 分，注水停止操作に要する時間約 4 分及び 5 cm 分の排水に要する時間約 6 分）と想定され，炉心損傷後のペデスタル注水開始からＲＰＶ破損までの約 1.8 時間（事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ時の例）の間に余裕をもって実施可能であることを確認した。

また，スラッジ及び導入管カバーによる圧損への影響を確認する試験を実施し，スラッジ及び導入管カバーは圧損への影響がないことを確認した。

10.　コリウムシールドの施工について

10.1　概要

コリウムシールドの施工は，国内プラントでは初めてとなり，構造・手順・環境の面で施工に係る実現性を確認する必要があることから，コリウムシールドの施工性について説明するものである。

10.2　施工前後

溶融炉心の冷却に係る設備の施工前，施工後を図 10-1 及び図 10-2 に示す。

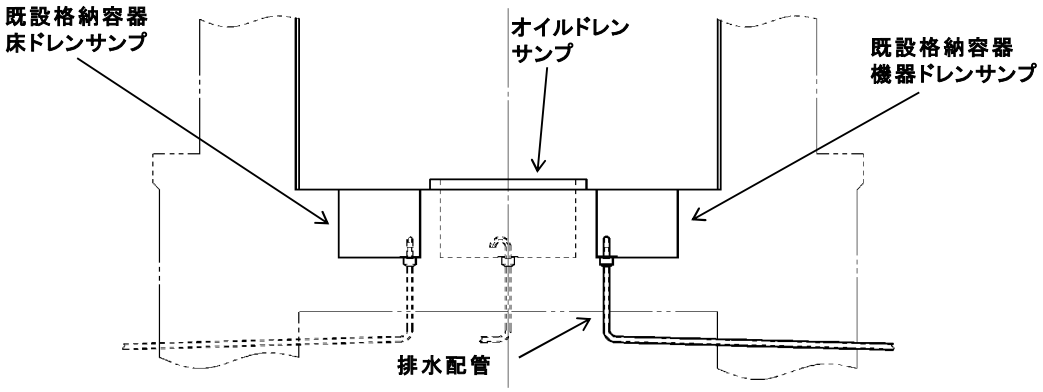


図 10-1　施工前

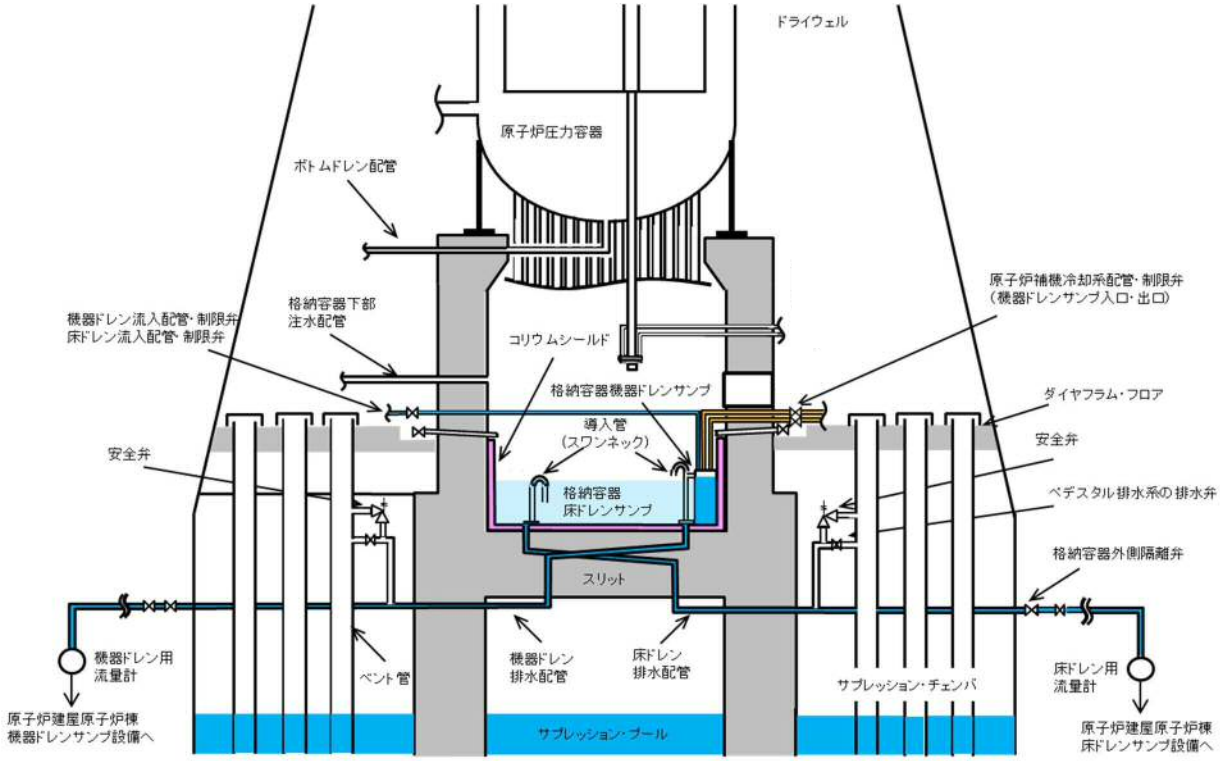


図 10-2　施工後

10.3　施工手順

コリウムシールド及びペデスタル排水系配管の施工手順を確認する。

①既設サンプの撤去

【作業概要】

・既設の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オイルドレンサンプの除染

・既設の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オイルドレンサンプの撤去

【作業内容】

・作業環境を改善するため，ペデスタル内の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オイルドレンサンプ，ペデスタル内の除染を行う。除染は線量による今後の作業時間と除染による線量の低減を踏まえて作業が実施可能な範囲で行う。

・既設の床ドレンサンプ及び機器ドレンサンプ，オイルドレンサンプのライナ（ＳＵＳ）を撤去し，サンプ設置深さ（□m）までコンクリート部をはつる（図 10-3）。

深さ□mまでのコンクリート内にある鉄筋は強度計算上は期待していないものなので切断・撤去する。

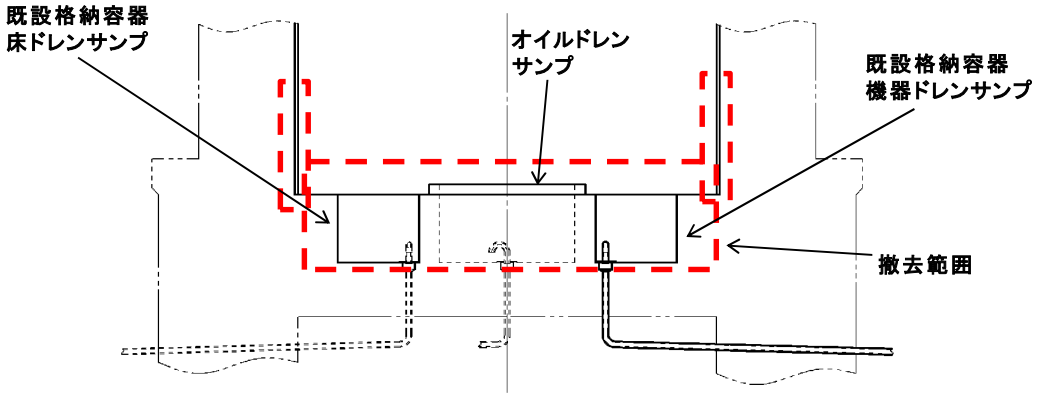


図 10-3　既設サンプの撤去範囲

②スリットの設置，コンクリート打設

【作業概要】

・排水用スリットの設置

・コンクリート打設

【作業内容】

・アンカーボルト用の穿孔（ハンマードリル等使用），無機系接着材の充填後，アンカーボルト（スリット用，ライナ用）を設置する。

・スリット用のサポート及びライナの下地材をアンカーボルトに溶接する。

・スリットをサポート部材の上に設置し，既設の排水配管と接続（溶接）する。

・必要な補強筋を設置する。

・規定の高さまでコンクリートを打設する。（図 10-4）

【管理項目】

・スリット設置位置，勾配（[redacted]）

・コンクリート打設高さ

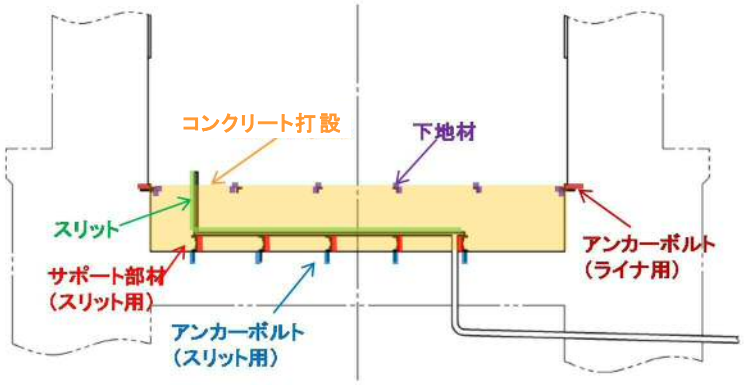


図 10-4　スリット設置・コンクリート打設

③アンカーボルト，下地材設置

【作業概要】

・ペデスタルライナ，アンカーボルト及び下地材の設置

【作業内容】

・ペデスタルライナ及びコリウムシールド用のアンカーボルト等を設置する。

・コリウムシールド用サポート部材（水平方向）を設置する（図 10-5）。

【管理項目】

・アンカーボルトの埋め込み長さを管理

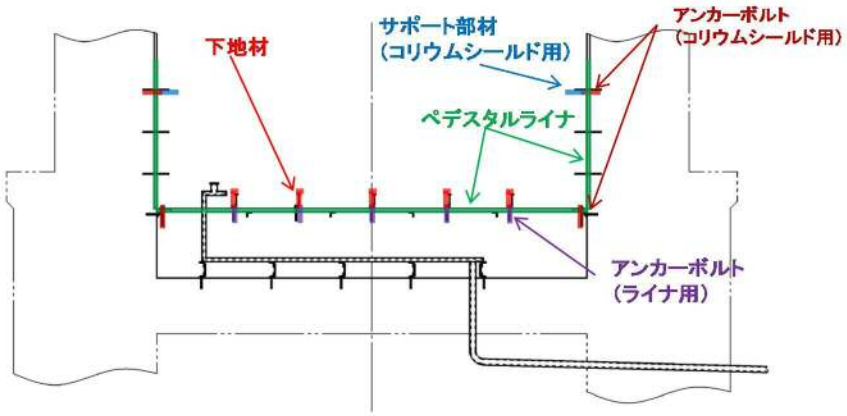


図 10-5　ペデスタルライナ，アンカーボルト，下地材の設置

④コリウムシールド設置

【作業概要】

・コリウムシールドの設置

【作業内容】

・コリウムシールド用サポート部材（鉛直方向）を設置する。

・コリウムシールド用のサポート部材（鉛直方向）に沿って，コリウムシールドブロックを積む（図 10-6 及び図 10-7）。コリウムシールドブロック間の隙間は，ブロックと同じ材料であるZrO_2にモルタルバインダを混錬した目地材により埋める（目地材による耐侵食性への影響については「7.　コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について」参照）。なお，目地材は，コリウムシールドブロックの熱膨張を吸収する役割も持っている。

【管理項目】

・コリウムシールド高さ，厚さ，内径を管理

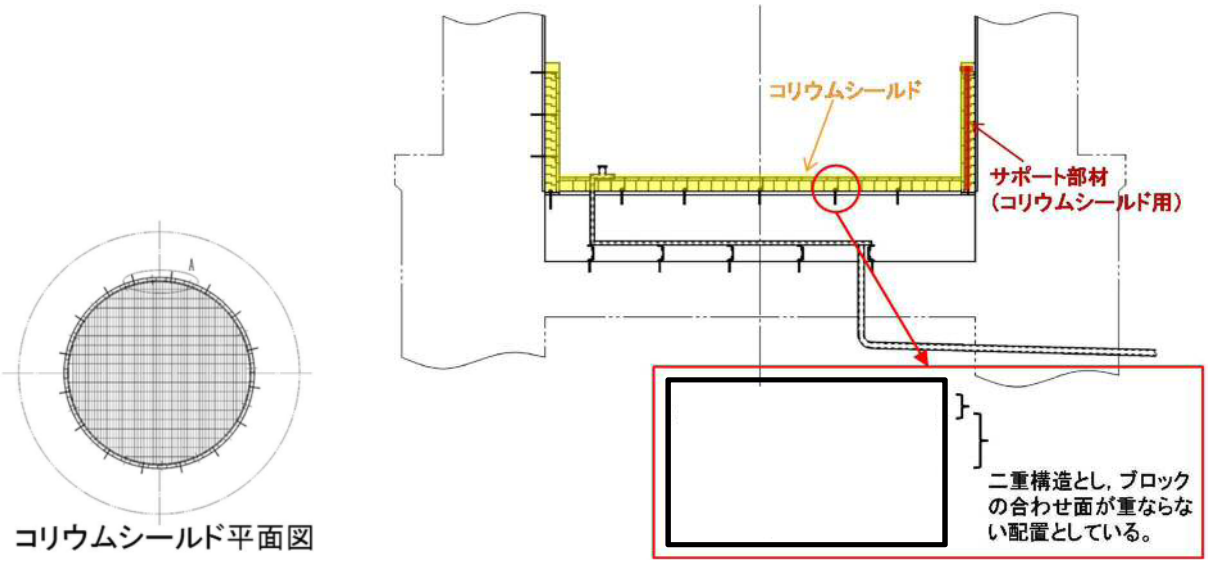


図 10-6　コリウムシールドサポート，コリウムシールドの設置

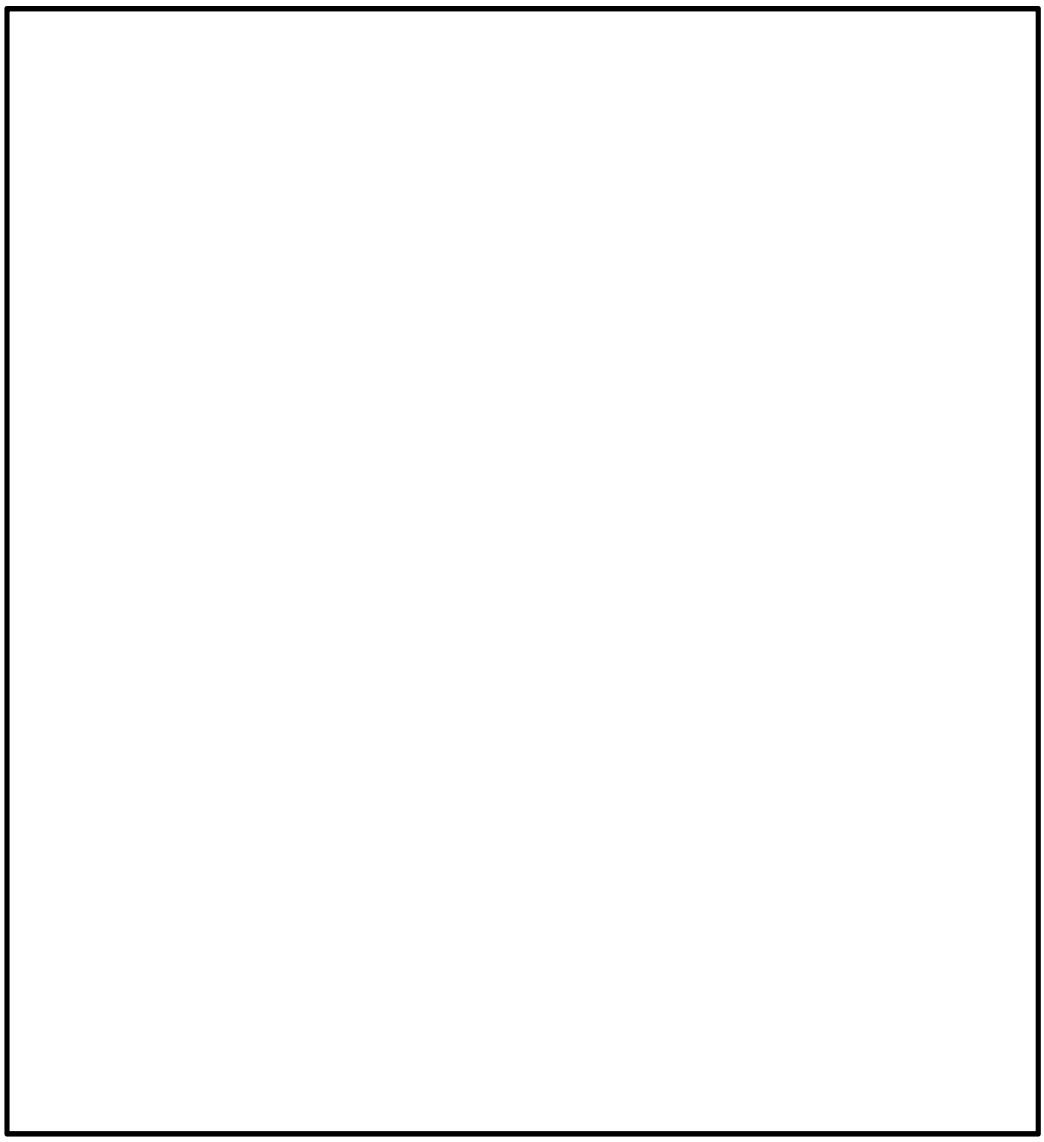


図 10-7　コリウムシールドサポート，コリウムシールド設置概念図

⑤床ドレンサンプ，機器ドレンサンプ，スワンネック（導入管）設置

【作業概要】

・新設の床ドレンサンプ，機器ドレンサンプ，導入管の設置

【作業内容】

・下地材にステンレスライナ（新設の床ドレンサンプ）を溶接により取付ける。

・新設の機器ドレンサンプ及びスワンネック（導入管）等を設置する（図 10-8）。

【管理項目】

・床ドレンサンプの内径が，規定の寸法であることを管理

・スワンネック（導入管）の内面の高さが規定寸法であること（床面から 1 m）を管理

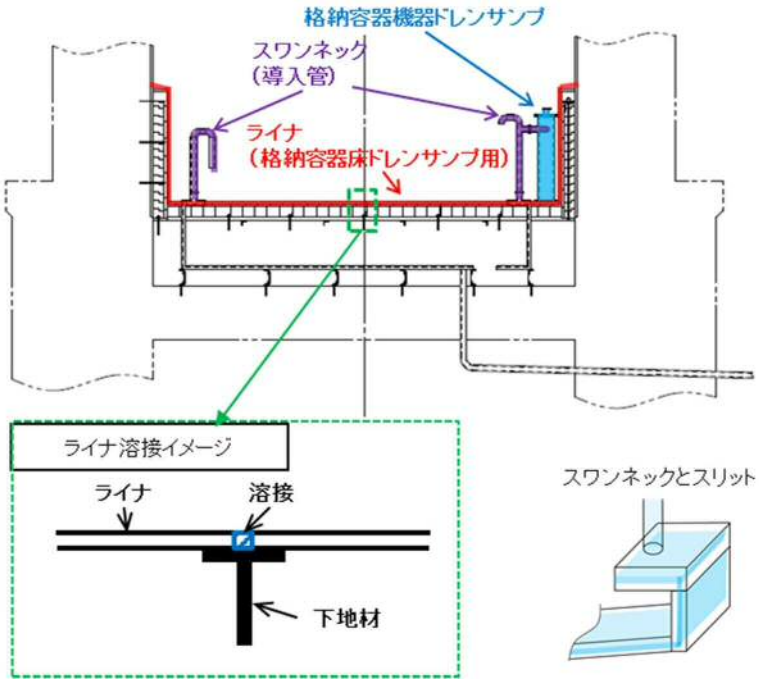


図 10-8　床ドレンサンプ（ライナ），機器ドレンサンプ，スワンネック（導入管）設置

⑥計測機器，スワンネック（導入管）カバー，機器ドレン配管設置

【作業概要】

・計測機器用（サポート含む），スワンネック（導入管）カバー（サポート含む），機器ドレン配管設置

【作業内容】

・計装機器用サポート，スワンネック（導入管）カバーサポート設置，機器ドレン接続配管の接続。

・スワンネック（導入管）カバー，水位計・水温計を設置し完成（図 10-9 及び図 10-10）。

【管理項目】

・格納容器下部水位計・水温計設置位置の確認

・漏えい試験

・排水性確認試験

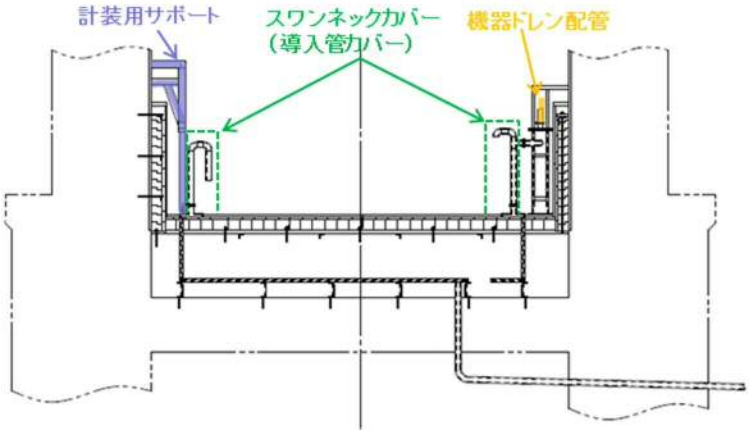


図 10-9　計測機器，スワンネック（導入管）カバー，機器ドレン配管の設置

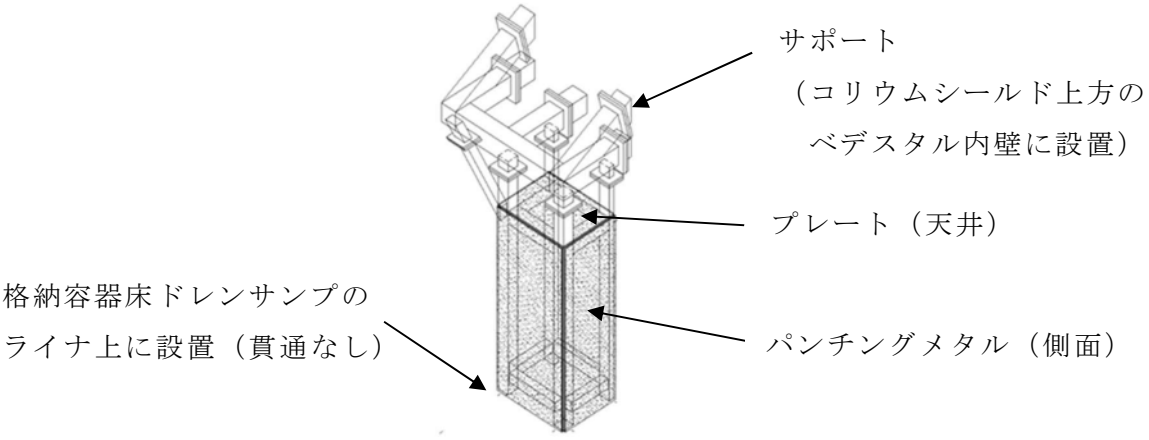


図 10-10　スワンネック（導入管）カバー詳細図

10.4　製造公差について

コリウムシールド及びペデスタル排水系に係る設備の製造公差を表 10-1 に示す。また，製造公差による各種評価への影響を表 10-2 に示す。

各設備の製造公差を考慮した場合でも，各種評価結果への有意な影響はなく，設備対策に悪影響を及ぼすものがないことを確認した。

表 10-1　各設備の製造公差

構成	主要寸法(mm)		許容範囲	根拠
コリウム シールド	厚さ	150		製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値
	高さ	1880		製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値
導入管	高さ	1000		製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値
排水配管のベント管接続高さ	高さ			製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値
スリット	厚さ			製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値
	幅			製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値
	鋼材 厚さ			製造能力，製造実績を考慮したメーカ許容値

表 10-2　製造公差と各種評価への影響（1／4）

項目	コリウムシールド厚さ	コリウムシールド高さ
ノミナル値 （製造公差）	150 mm （[redacted]mm）	1800 mm （[redacted] mm*1, [redacted] mm）
ペデスタル流入水の排水評価	保守的に，コリウムシールド等の体積を考慮せず必要排水量を多めに設定しているため，影響なし。	
デブリ堆積高さ・冠水維持評価	コリウムシールド厚さを 160 mm とした場合でも，デブリ堆積高さは約 1.72 m*2 となり，コリウムシールドを超過しない。 コリウムシールドが薄くなると，デブリ堆積高さは低くなり，水深 1 m に対応する水量は多くなるため，裕度が増加する。	コリウムシールドが高くなると，デブリ堆積高さに対するコリウムシールド超過までの余裕は大きくなる。
デブリによる侵食量評価	コリウムシールドが厚くなると，デブリの上面プール水との接触面積が減少するが，[redacted] mm 厚くなった場合でも面積減少率は約 0.5%と小さく，有意な影響はない。 コリウムシールドが薄くなる場合でも，耐熱材の侵食に係る不確かさとして厚さを 110 mm とした感度解析を実施しており，これに包絡される。	影響なし。
デブリによる熱影響評価	コリウムシールドが厚くなると，デブリからコンクリートへの熱伝達が緩和され，裕度が増加する。 コリウムシールドが薄くなる場合でも，耐熱材の侵食に係る不確かさとして厚さを 110 mm とした感度解析を実施しており，これに包絡される。	コリウムシールドが高くなると，その分床スラブコンクリート上部が薄くなるが，床スラブの強度を担保する鉄筋コンクリート部への熱影響はスリット内デブリの崩壊熱が支配的であり，床スラブ強度への有意な影響はない。また，強度評価上は，床スラブ上側の無筋コンクリート部には期待していないため，影響はない。
デブリの凝固停止評価	コリウムシールド等のペデスタル内構造物は考慮せず，ペデスタルに堆積したデブリが直接スリットに流入するモデルとしているため，影響なし。	

注記　＊1：コリウムシールド高さが高くなる場合，その分床スラブの打継コンクリート厚さが減少する（コリウムシールドと床ドレン流入配管との干渉を避けるため（図 2-4 参照））

＊2：床面コリウムシールド上表面からの高さ

表 10-2　製造公差と各種評価への影響（2／4）

項目	導入管高さ	ベント管への接続高さ
ノミナル値 （製造公差）	1000 mm （□mm，□mm）	ペデスタル床コンクリート表面 □mm （□mm，□mm）
ペデスタル 流入水の 排水評価	スワンネックが高くなると，排水開始水位からスワンネック高さまでの高低差が小さくなり，排水時間は短くなる。	接続高さが□mm高くなった場合でも，ペデスタル満水からの排水時間は2分程度の増加に留まり，想定している時間内（2.7時間）に排水可能である。
デブリ堆積 高さ・冠水 維持評価	スワンネックが高くなると，ＲＰＶ破損時のペデスタル内の水量が多くなり，露出までの時間余裕が増加する。水深が深くなるとデブリ落下時の粒子化割合が増加するが，その増加率は0.3%未満であり，デブリ堆積高さへの有意な影響はない。	影響なし。
デブリによる 侵食量評価	スワンネックが高くなると，ＲＰＶ破損時のペデスタル内の水量が多くなり，デブリ落下時の冷却効果が大きくなるため，裕度が増加する。	影響なし。
デブリによる 熱影響評価	スワンネックが高くなると，ＲＰＶ破損時のペデスタル内の水量が多くなり，デブリ落下時の冷却効果が大きくなるため，裕度が増加する。	影響なし。
デブリの凝固 停止評価	コリウムシールド等のペデスタル内構造物は考慮せず，ペデスタルに堆積したデブリが直接スリットに流入するモデルとしているため，影響なし。	接続高さが高くなった場合でも，スリット内に水が存在することに変わりはないため，影響なし。

表 10-2　製造公差と各種評価への影響（3／4）

項目	スリット厚さ	スリット幅
ノミナル値 （製造公差）	□mm （□mm，□mm）	□mm （□mm，□mm）
ペデスタル流入水の排水評価	スリットの厚さや幅が大きくなると，排水時の圧損が小さくなり排水時間は短くなるため，裕度が増加する。	
デブリ堆積高さ・冠水維持評価	影響なし。	
デブリによる侵食量評価	影響なし。	
デブリによる熱影響評価	スリットの厚さや幅が大きくなると，スリット内のデブリ量（発熱量）が増加するが，評価モデルは２次元軸対象であり床スラブ内の水平面全面にスリットが存在するモデルとなっているため，この保守性に包絡される。	
デブリの凝固停止評価	スリット厚さが□mm，スリット幅が□mm 大きくなった場合，スリット内の単位長さ当たりのデブリ量は約 1.2 倍となる。これにより，デブリが冷却され凝固停止するまでの距離が 1.2 倍となったとしても*，その距離は約 1.2 m であり，スリット長さの範囲内に留まる。	

注記　＊：スリット厚さ及び幅が増加するとデブリからスリットへの除熱面積も増加するため，実際には凝固停止距離は 1.2 倍より小さくなる

表 10-2　製造公差と各種評価への影響（4／4）

項目	スリット鋼材厚さ
ノミナル値 （製造公差）	□mm（最も薄い部分） （□mm，□mm）
ペデスタル流入水の排水評価	影響なし。
デブリ堆積高さ・冠水維持評価	影響なし。
デブリによる侵食量評価	影響なし。
デブリによる熱影響評価	単位体積当たりの熱容量はコンクリートよりもスリット鋼材（ＳＵＳ）の方が大きいため，スリット鋼材が厚くなると熱影響（温度上昇）は小さくなり，裕度が増加する。
デブリの凝固停止評価	影響なし。

11. コリウムシールドの選択的侵食について

11.1 概要

コリウムシールドは，重大事故等時，溶融デブリ落下時のペデスタル・中間スラブの侵食防止機能が求められる。一方で，コリウムシールドは，重大事故等対処設備として，基準地震動Ｓｓにより定まる地震力に対して機能維持が求められ，耐震補強部材として，鋼製のサポート材が内部に設置される。また，重大事故等時，溶融デブリの冠水の観点から，ペデスタルの水位を１ｍに維持するために，水密性を担保する必要があり，コリウムシールド上面に床ドレンサンプを兼ねるライナを設置する。ライナ同士を溶接するため，ライナの下に鋼製の下地材を設ける。

しかし，原子炉圧力容器から落下した溶融デブリの大部分は，ライナを溶融，貫通して融点の高い耐熱煉瓦と接触するが，ごく一部の溶融デブリはコリウムシールド内部に設けられる，サポート材やライナの下地材といった鋼材と接触する。

ここで，耐熱煉瓦と鋼材との融点の違いによって，鋼材の溶融の方が先行し，コリウムシールドを貫通するリークパスとなり得ることが想定される（以下「選択的侵食」という。）。

本項は，溶融デブリに対する選択的侵食の有無を確認した結果を示すものである。

11.2 評価の概要

コリウムシールドを貫通する鋼材は，水平サポート材及びライナの下地材のみであるため，選択的侵食が想定される部位は水平サポート材及びライナの下地材である。コリウムシールド内に設置される計測機器，導入管カバーや機器ドレンサンプのサポートはコリウムシールド設置位置から取らないため，選択的侵食を想定する部位とはならない。

コリウムシールド内部の構造物である水平サポート材を図 11-1 に示す。また，下地材を図 11-2 に示す。

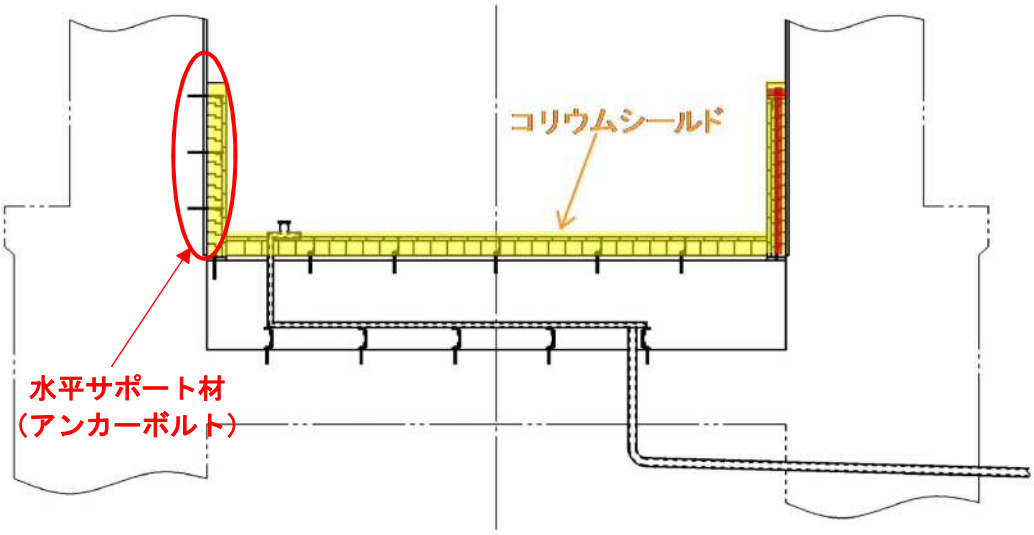


図 11-1　水平サポート材

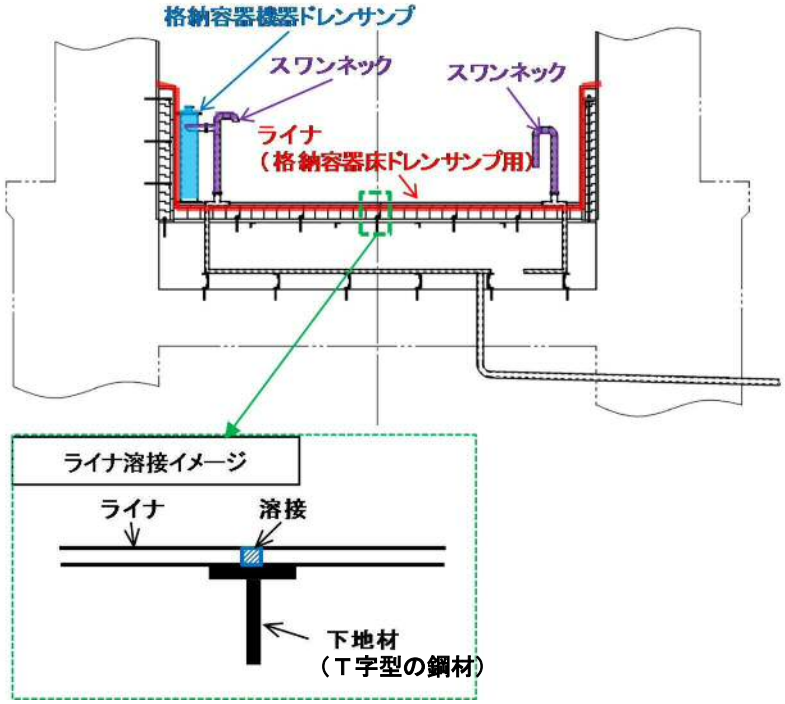


図 11-2　下地材

図 11-1 及び図 11-2 に示す構造から，原子炉圧力容器から落下した溶融デブリの大部分は，ライナを溶融，貫通して融点の高い耐熱煉瓦と接触するが，ごく一部の溶融デブリはコリウムシールド内部に設けられる，水平サポート材（アンカーボルト）やライナの下地材（T字型の鋼材）といった鋼材と接触し，溶融デブリによる選択的侵食が想定される。

ここで，選択的侵食の有無を確認するため，耐熱煉瓦，溶融デブリ，鋼材をモデル化した温度分布解析を実施し，当該部の温度分布挙動を評価する。

なお，溶融デブリはペデスタル内に張られた水により上面から冷却されること，及び自重の影響により下方向への侵食が想定される。また，床部の下地材は壁面の水平サポート（アンカーボルト）に比べ，伝熱面積が大きいことから，床部の下地材の方が壁面のサポートよりも選択的侵食が生じやすいと想定されるため，温度分布解析の評価対象の代表部位は床部ライナの下地材とする。

11.3　温度分布計算

(1)　計算方法

温度分布計算は，解析コードＡＢＡＱＵＳを用いる。

(2)　計算モデル

モデル化範囲は，コリウムシールド内を貫通するライナの下地材（鋼材）及び下地材周囲の耐熱材（ZrO_2）とする。耐熱材のモデル化範囲は下地材のピッチを考慮して設定する。また，コリウムシールドの上のライナ（厚さ 4 ㎜）及びライナ直下の下地材（幅 50 ㎜，厚さ 3 ㎜）については，保守的な評価となるよう溶融デブリにより直ちに溶融した場合を想定し，解析モデルには含めない。

解析モデル及び境界条件を図 11-3 に示す。

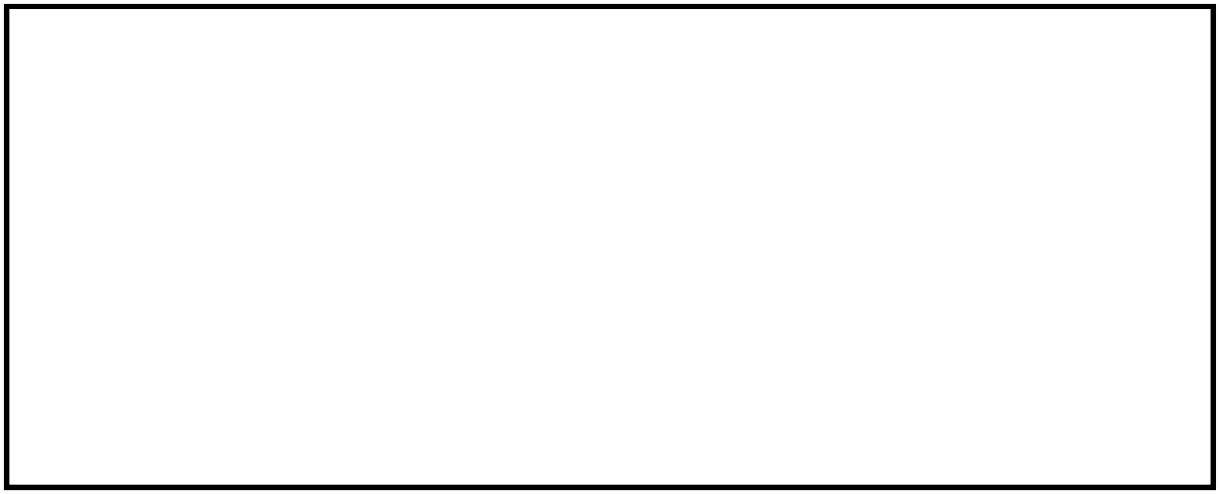


図 11-3　計算モデル（左：実機構造　右：解析モデル）

図 11-3 の計算モデルにおいて溶融デブリ接触面温度及び床スラブ上面温度は，ＭＡＡＰ解析に基づき保守的に設定した図 11-4，図 11-5 及び図 11-6 を用いる。図 11-4 は，「8.　溶融炉心による熱影響評価について」の添付 8-1 における図 6 の包絡温度であり，図 11-5 及び図 11-6 は，「7.　コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について」の図 7-5 及び図 7-6 のペデスタル床面コンクリート温度である。

また，耐熱材及び下地材の初期温度はＭＡＡＰ解析でのＲＰＶ破損直前の床面，壁面ヒートシンクの最高温度である 117℃とする。

ここで，耐熱材の物性値は，試験結果に基づき設定した「8.　溶融炉心による熱影響評価について」の添付 8-1 における表 4 を用いた。

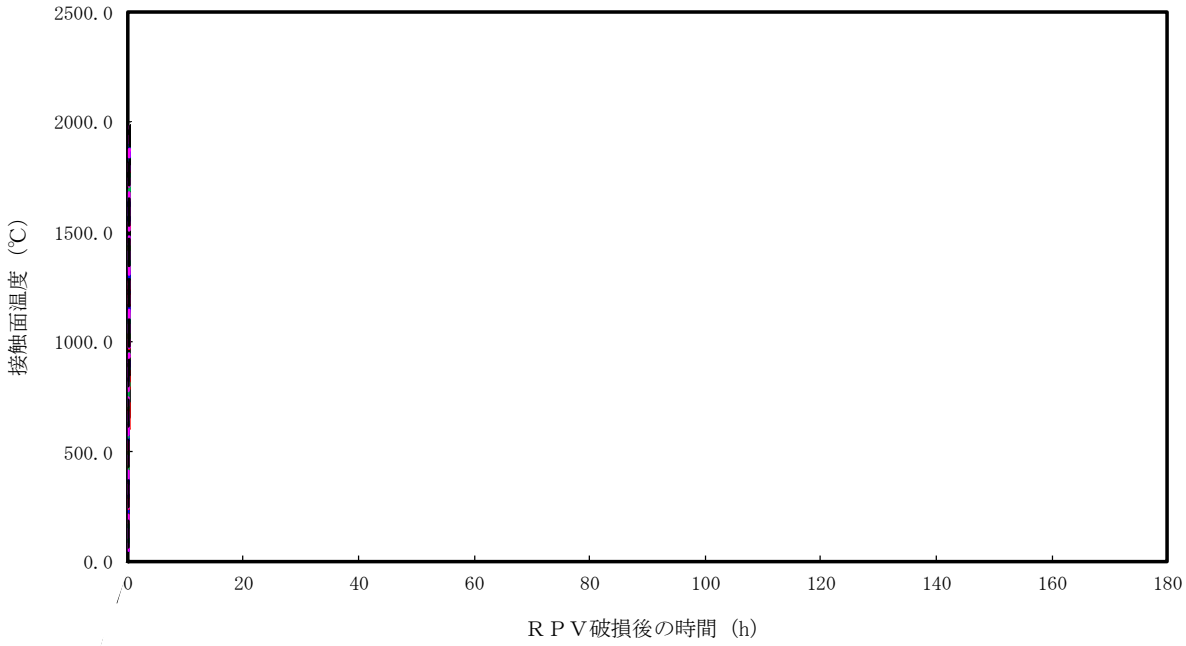


図 11-4　溶融デブリ接触面温度

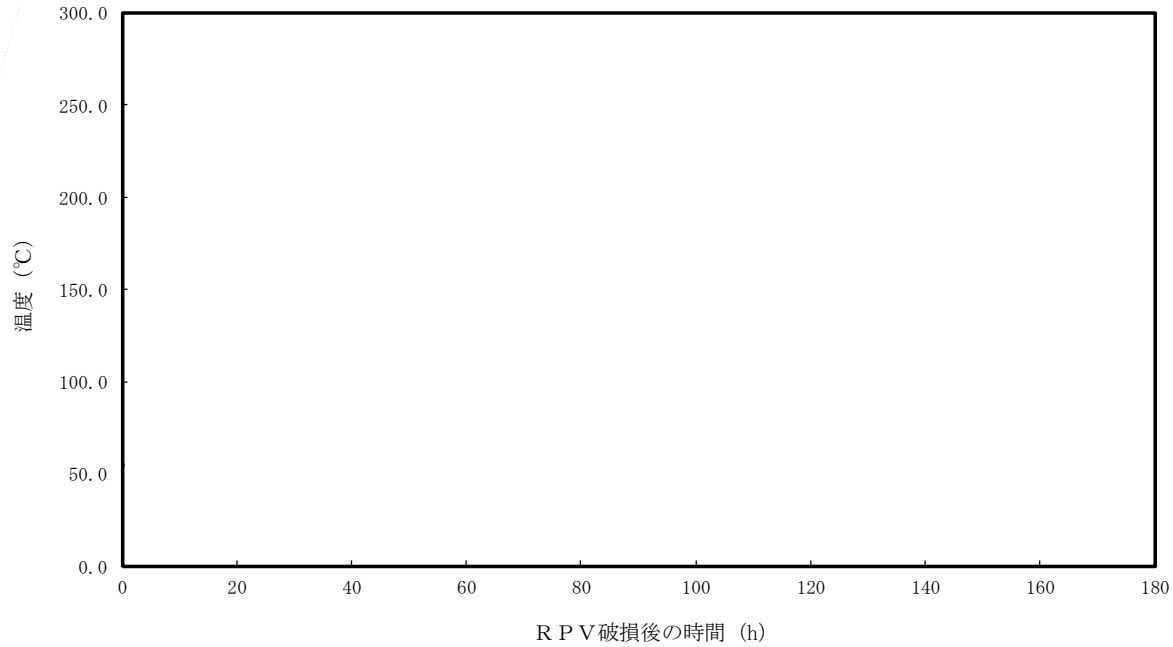


図 11-5　床スラブ上面温度（ベースケース）

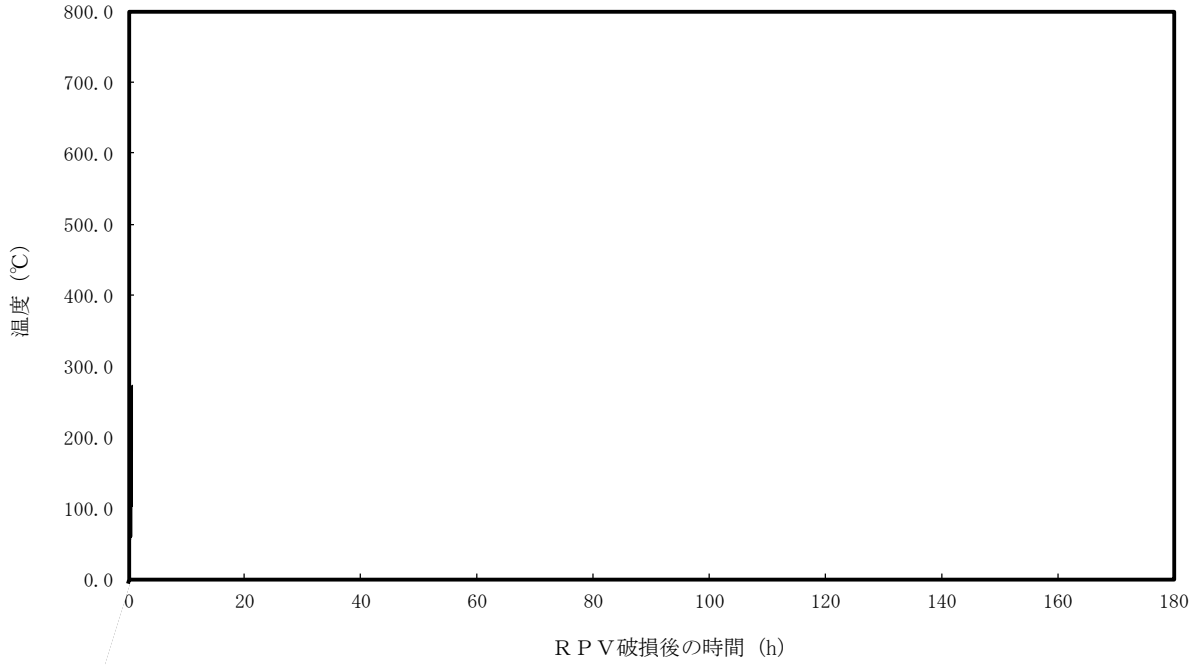


図 11-6　床スラブ上面温度（感度解析ケース）

11.4　評価結果

温度分布解析の解析モデル及び結果を図 11-7～図 11-11 に示す。

図 11-7 は解析モデル及び評価点，図 11-8 及び図 11-10 は温度分布の時刻履歴，図 11-9 及び図 11-11 は各時刻における温度分布のコンター図を示す。



図 11-7　解析モデル及び評価点

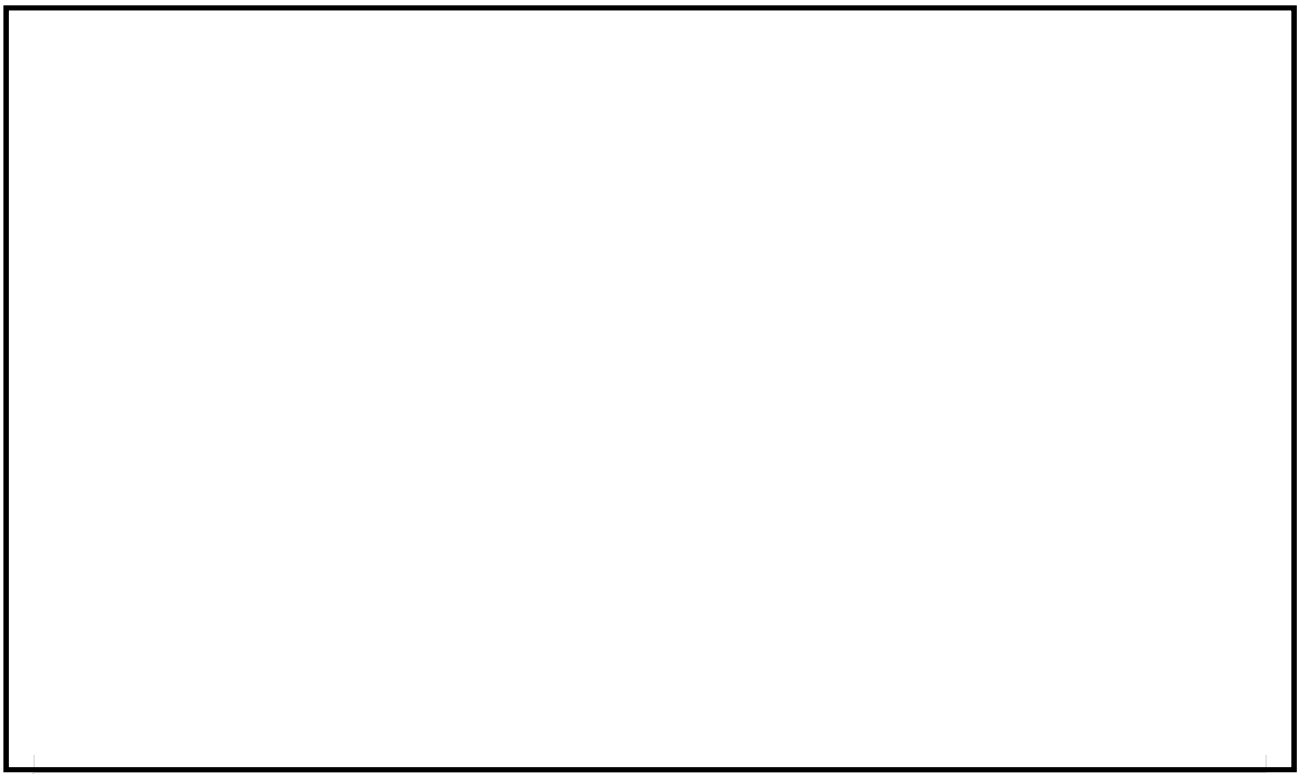


図 11-8　温度分布履歴（ベースケース）

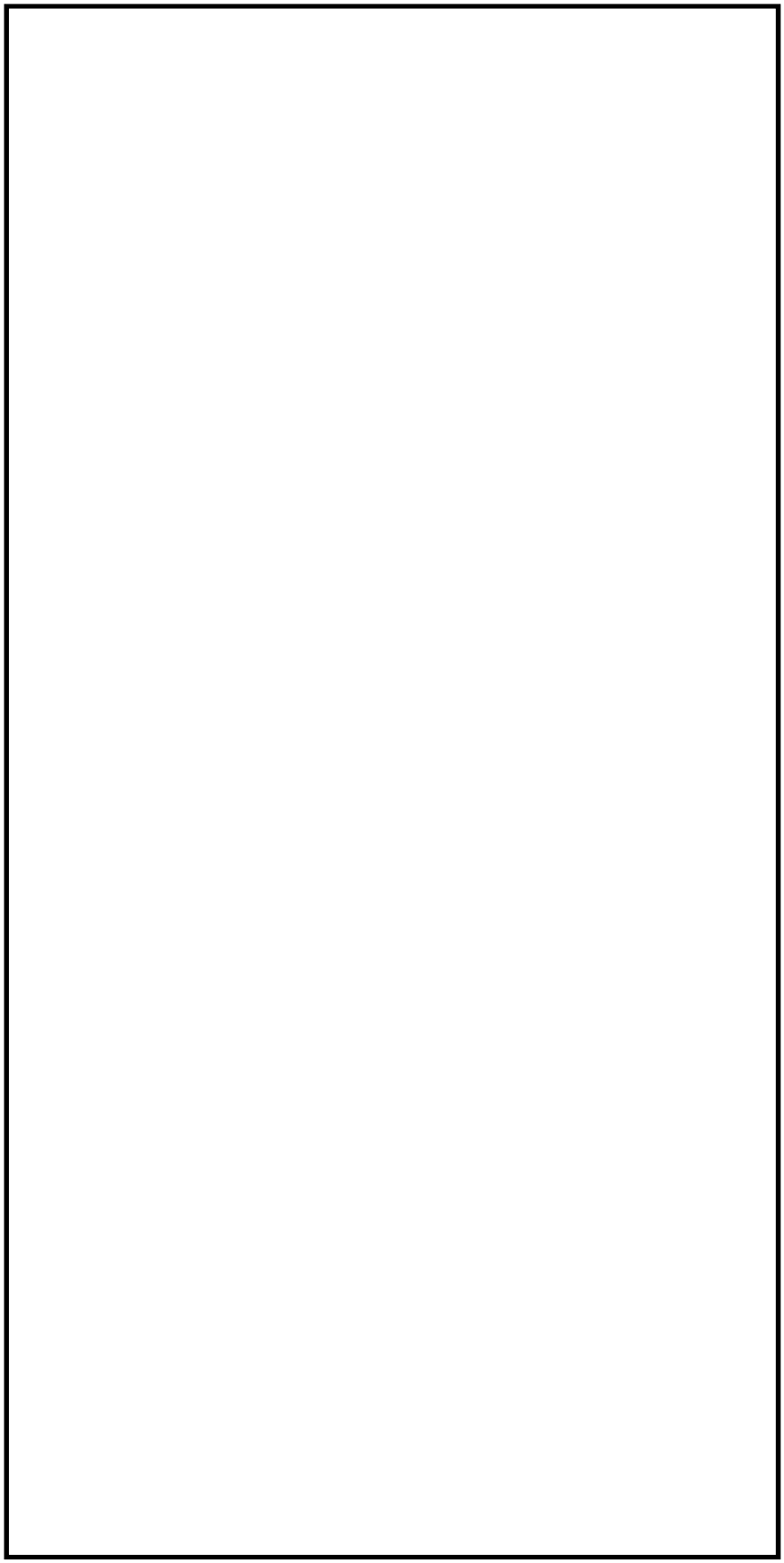


図 11-9　各時刻における温度分布のコンター図（ベースケース）

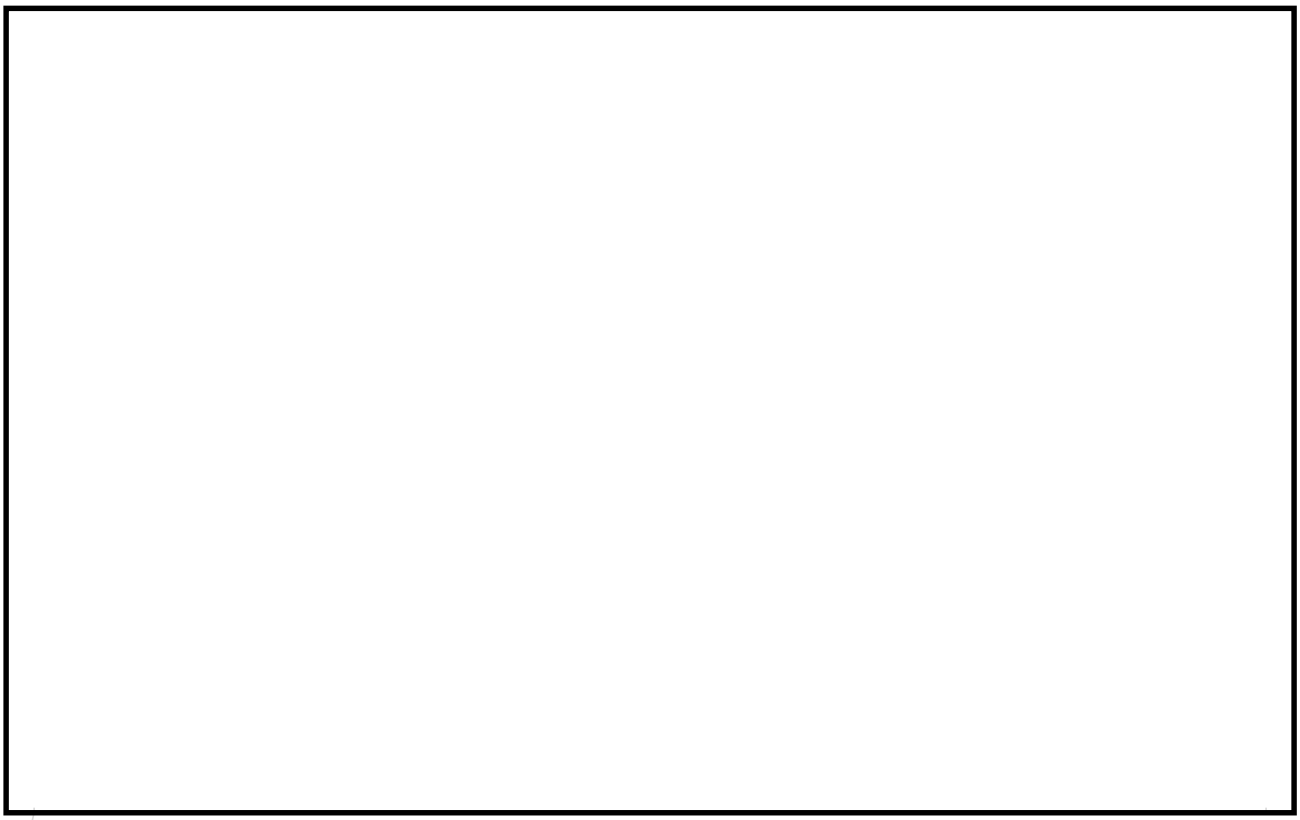


図 11-10　温度分布履歴（感度解析ケース）

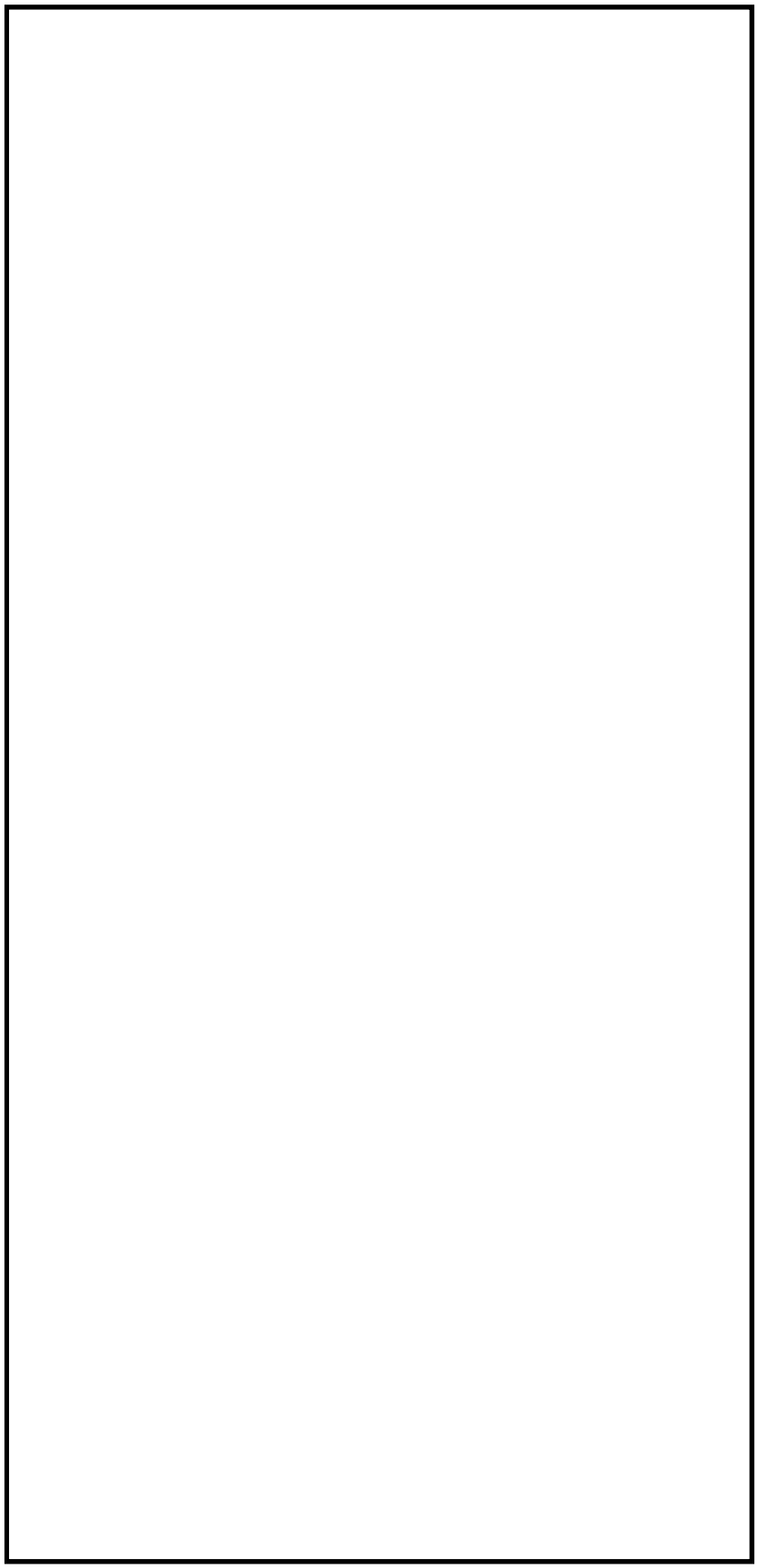


図 11-11　各時刻における温度分布のコンター図（感度解析ケース）

ベースケースについては，図 11-8 に示す各評価点における温度の時刻歴より，2.2 時間後の溶融デブリ接触面 N201 と隣接する下地材評価点 N181 の温度は鋼材の融点 1500 ℃を超えるが，床スラブ上面 N1 と隣接する下地材評価点 N21 の温度は約 290 ℃となり，下地材が全溶融しないことが確認できる。また，床スラブ上面と隣接する下地材の温度が最大となる 5.7 時間後の下地材評価点 N21 の温度は約 463 ℃となり，下地材は全溶融しない。

更に，図 11-8 の各評価点での温度の時刻歴及び図 11-9 の温度分布のコンター図より，15 時間後の下地材の最大温度は約 780 ℃となり，20 時間後には約 290 ℃に下がり鋼材の融点を下回ることが確認できる。

感度解析ケースについては，図 11-10 に示す各評価点における温度の時刻歴より，2.8 時間後の溶融デブリ接触面 N201 と隣接する下地材評価点 N181 の温度は鋼材の融点 1500 ℃を超えるが，床スラブ上面 N1 と隣接する下地材評価点 N21 の温度は約 800 ℃となり，下地材が全溶融しないことが確認できる。

更に，図 11-10 の各評価点での温度の時刻歴及び図 11-11 の温度分布のコンター図より，15 時間後の下地材の最大温度は約 780 ℃となり，20 時間後には約 280 ℃に下がり鋼材の融点を下回ることが確認できる。

以上より，溶融デブリの熱に対し，鋼材の下地材は全溶融しないことを確認した。

ベースケース及び感度解析ケース共に，溶融デブリが選択的にライナ下地材を侵食したとしても，ライナ下地材が全て溶融しないため，溶融デブリはペデスタルスラブコンクリートまで到達せず，ライナ溶接部の下地材が溶融デブリ落下時のリークパスとなることはない。また，水平サポート材についても，先に侵食されることが想定されるライナ溶接部の下地材が溶融しないため，同様に溶融せず，溶融デブリによるコリウムシールド内部の鋼材の選択的侵食は生じない。

別添3　格納容器圧力逃がし装置の設計

目次

1. 概要 別添3-1
1.1 設置目的 別添3-1
1.2 基本性能 別添3-1
1.3 系統概要 別添3-1
2. 系統設計 別添3-4
2.1 設計方針 別添3-4
2.2 設計条件 別添3-7
2.3 格納容器圧力逃がし装置 別添3-8
2.3.1 系統構成 別添3-8
2.3.2 フィルタ装置 別添3-12
2.3.3 配置 別添3-21
2.4 付帯設備 ・別添3-31
2.4.1 計装設備 別添3-31
2.4.2 電源設備 別添3-38
2.4.3 給水設備 別添3-39
2.4.4 可搬型窒素供給装置 別添3-40
2.4.5 排水設備 別添3-41
2.4.6 格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備 別添3-43
3. フィルタ性能 別添3-44
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理 別添3-44
3.1.1 エアロゾルの除去原理 別添3-44
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理 別添3-49
3.2 運転範囲 ・別添3-52
3.3 性能検証試験結果 別添3-54
3.3.1 性能検証試験の概要 別添3-54
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果 別添3-59
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果 別添3-65
3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響 別添3-69
4. 設備の維持管理 別添3-73

別紙

別紙1　可燃性ガスの爆発防止対策について　別添3-80

別紙2　格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について　別添3-99

別紙3　流量制限オリフィスの設定方法について　別添3-110

別紙4　スクラビング水の保有水量の設定根拠及び健全性について　別添3-114

別紙5　格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について　別添3-135

別紙6　ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価　別添3-139

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器破損及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するため，格納容器圧力逃がし装置を設置する。本系統はフィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部）を通して放射性物質を低減した上で,原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで,原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに，原子炉格納容器内に滞留する水素を大気へ放出する機能を有する。

また，設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に,炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するために,大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内に発生するガスを，フィルタ装置を通して大気に逃がすことで，放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているＣｓ-137 の放出量が 100 TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては，上述したＣｓ-137 の放出量制限を満足させるため，粒子状放射性物質除去効率 99.9 %以上の性能を有する装置を採用する。

また，当該装置は，ガス状放射性よう素の除去効率として，無機よう素は 99 %以上，有機よう素は 98 %以上の性能を有する。

1.3 系統概要

図 1.3-1 に系統概要を示す。

本系統は，フィルタ装置，圧力開放板等で構成する。本系統は，中央制御室からの操作で，第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを，ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し，フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に，排気管を通して原子炉建屋屋上位置（EL.約 65 m）で放出する。

本系統は，排気ラインに圧力開放板を設け，水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板の破裂圧力は，原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は，中央制御室からの操作を可能とするため，代替電源設備からの給電を可能とするが，電源の確保ができない場合であっても，放射線量率の低い原子炉建屋付

属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお，原子炉格納容器からの排気時に，高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために，必要な遮蔽等を行う。

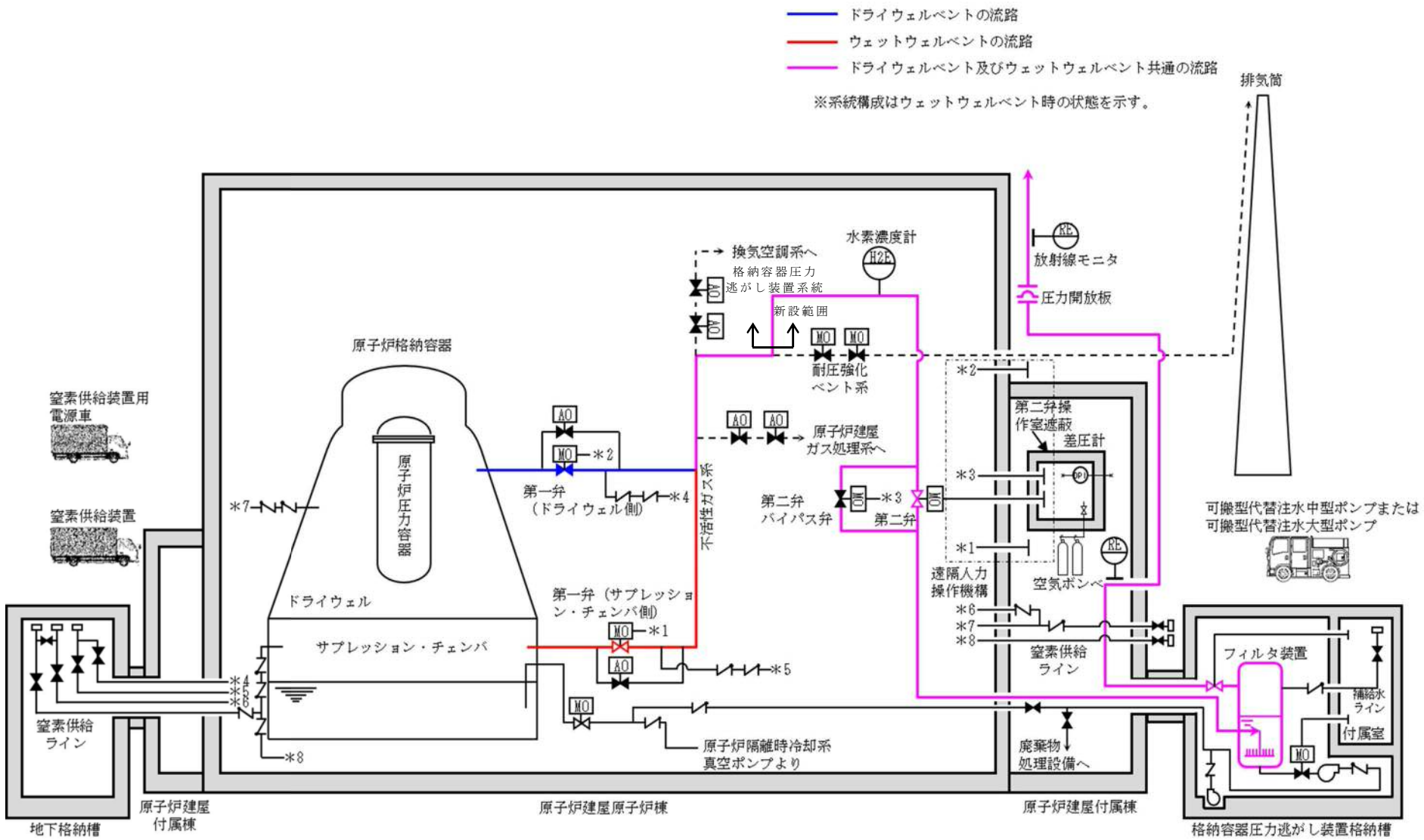


図 1.3-1　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は，想定される重大事故等が発生した場合において，原子炉格納容器の過圧破損及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するとともに，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう，以下の事項を考慮した設計とする。

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として，格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。

a. 格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部），圧力開放板，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，格納容器圧力逃がし装置は，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して，フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出(系統設計流量13.4 kg/s)することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお，炉心の著しい損傷等を防止するため，格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，設置(変更)許可において敷地境界での線量評価を行い，実効線量が5 mSv以下であることを確認している。

b. フィルタ装置は，排気中に含まれる粒子状放射性物質，ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また，無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（ｐＨ13以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2.1-1に示す。

表2.1-1 放射性物質除去能力の設計条件

	エアロゾル	無機よう素	有機よう素
ＤＦ	1000以上	100以上	50以上

c. 格納容器圧力逃がし装置は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

d. 格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，窒素ガス代替注入系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で

待機させ，不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け，可燃性ガスを排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

e. 格納容器圧力逃がし装置は,他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2 個設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

f. 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう，代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。仮に，原子炉格納容器内にスプレイする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。

g. 格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔人力操作機構（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。

i. 系統内に設ける圧力開放板は，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

j. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は,格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設）内に設置し，格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽体（フィルタ装置遮蔽，配管遮蔽）を設け，格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

k. 格納容器圧力逃がし装置は，水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため，格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m^3/h/個，揚程40 m，個数1）によりサプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

l. 格納容器圧力逃がし装置は，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。

m. 代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

n. 格納容器圧力逃がし装置は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

o. 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に，第二弁操作室遮蔽，第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に，圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

p. 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって，代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，互いに重大事故等対処設備として，可能な限りの独立性を有する設計とする。

q. 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように，原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として，格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。

r. 原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として，格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置（フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ，よう素除去部），圧力開放板，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して,フィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量13.4 kg/s）することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

s. 窒素ガス代替注入系は，可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために，窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

t. 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち，原子炉格納容器内を不活性化するための設備として，窒素供給装置を設ける設計とする。

u. 窒素供給装置は，窒素供給装置用電源車から給電できる設計とし，原子炉格納容器内に窒素を供給することで，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設

計とする。

2.2　設計条件

本系統における設備の設計条件を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1　設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620 kPa［gage］	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し，2Pd（最高使用圧力 310 kPa［gage］の 2 倍）とする。
最高使用温度	200 ℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し，200 ℃とする。
設計流量	13.4 kg/s （格納容器圧力 310 kPa［gage］ において）	[redacted]の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（310 kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500 kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み，原子炉定格熱出力の 0.015 %に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400 kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38 kg）に対して十分な余裕を見込み，400 kg とする。
よう素の炉内内蔵量	[redacted] kg	ＢＷＲプラントにおける代表炉心（ＡＢＷＲ*）の平衡炉心末期を対象としたＯＲＩＧＥＮ２コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果，[redacted] kg とする。
耐震条件	基準地震動Ｓ$_s$にて機能維持	基準地震動Ｓ$_s$にて機能を維持する。

注記　＊：炉心比出力が高いほど炉心内蔵量が高くなることから，炉心比出力が高いＡＢＷＲを代表させ，1 MW 当たりの炉心内蔵量を評価している。また，ＯＲＩＧＥＮ２コードでは，保守的に 1 サイクル 13 か月（395 日）に対して，1 サイクル 10000 時間（416 日）の燃焼期間を仮定している。

2.3　格納容器圧力逃がし装置

2.3.1　系統構成

本系統は，地下埋設の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するフィルタ装置，原子炉格納容器からフィルタ装置までの入口配管，フィルタ装置から大気開放される出口配管，圧力開放板，計装設備，電源設備，給水設備，窒素供給装置及び排水設備で構成される。

(1)　配管等の構成

入口配管は，原子炉格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し，弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には，待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし，信頼性の高いものを使用する。

フィルタ装置には，外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また，外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また，ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための移送ポンプ及び配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。

図2.3.1-1に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

(2)　材質及び構造

配管及び弁は，重大事故等クラス２機器として，「日本機械学会　発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005/2007）」のクラス２の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが，使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し，特に屋外に敷設される配管の外面については，海塩粒子の付着による腐食防止の観点から，シリコン系等の防食塗装を行う。

遠隔人力操作機構については，隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し，二次格納施設外まで延長し，端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構造とする。

圧力開放板については，ベント開始時の格納容器圧力（310 kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し，材料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2.3.1-1に，フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.3.1-2に示す。

(3)　系統の切替性

原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は，ベントを実施する際，接続する他系統と隔離し，流路を構成する必要がある。対象となる系統は，原子炉建屋ガス処理系，換気空調系及び耐圧強化ベント系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが，開状態の場合でも中央制御室からの操作により，速やかに閉操作が可能である。

原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は，フェイルクローズの空気駆動弁であることから，全交流動力電源喪失時には，全閉状態となる。また，耐圧強化ベント系との取合い弁は，電動駆動弁であり，耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため，全閉状態を維持する。

以上より，原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は，ベントを実施する際，他系統と隔離し，流路の構成が可能である。

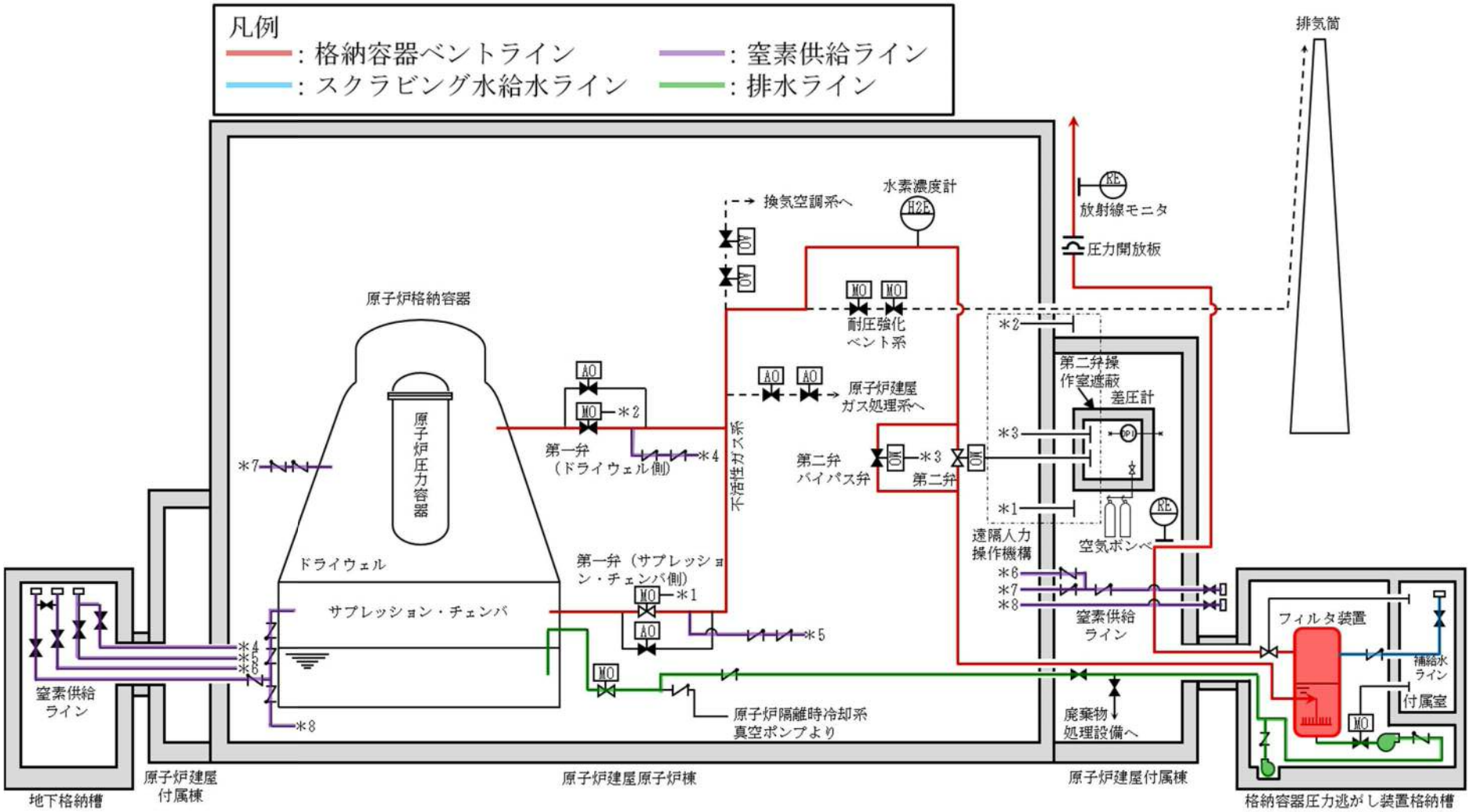


図 2.3.1-1　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

表 2.3.1-1　主要系統構成機器の仕様

(1)　配管

	口径	材質
a.　フィルタ装置入口配管 （b.の範囲を除く）	450 A～600 A	炭素鋼
b.　フィルタ装置周辺配管 （格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置する範囲）	450 A（入口側）， 350 A～600 A（出口側）	ステンレス鋼
c.　フィルタ装置出口配管 （b.の範囲を除く）	600 A	炭素鋼

(2)　隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a.　第一弁 （サプレッション・チェンバ側）	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔人力操作機構	600 A
b.　第一弁（ドライウェル側）	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔人力操作機構	600 A
c.　第二弁	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔人力操作機構	450 A
d.　第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔人力操作機構	450 A

(3)　遠隔人力操作機構

弁名称 （口径）	第一弁 （サプレッション・チェンバ側）（600A）	第一弁 （ドライウェル側） （600A）	第二弁及び 第二弁バイパス弁 （450A）
フレキシブルシャフト長さ	約 12 m	約 25 m	約 15 m
個　数	1	1	2

(4)　圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャディスク	0.08 MPa	600 A	ステンレス鋼	1

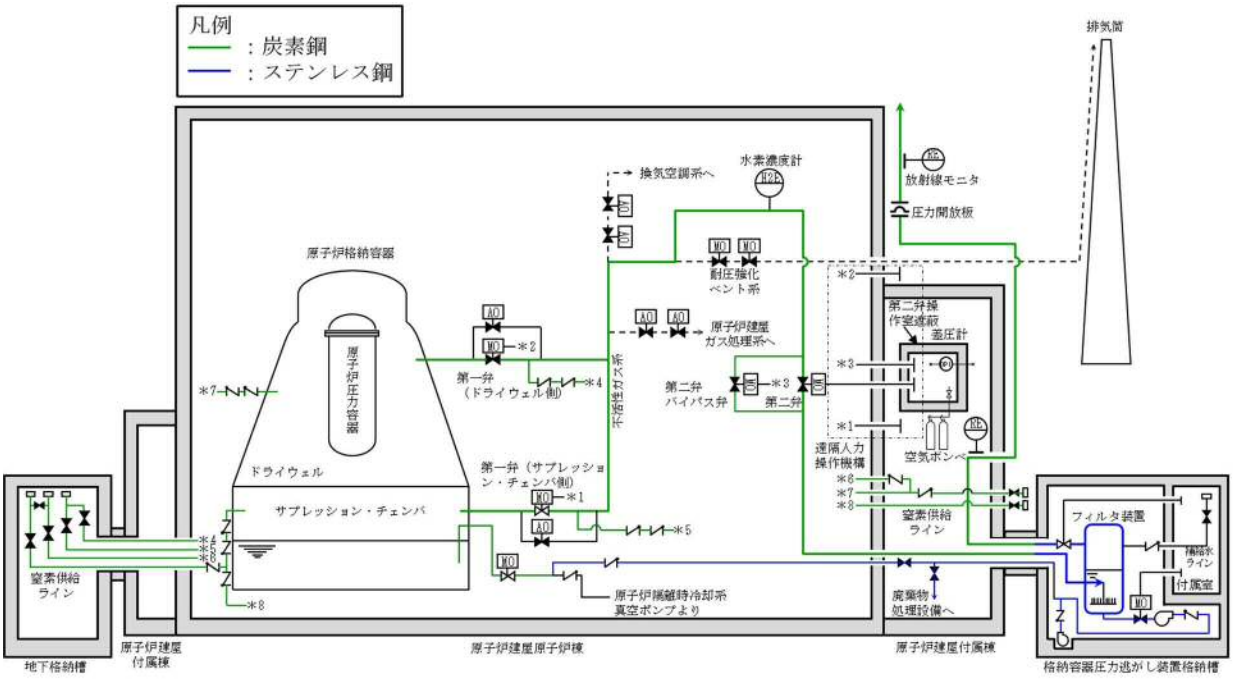


図 2.3.1-2　フィルタ装置及び配管の材質範囲

2.3.2　フィルタ装置

(1)　フィルタ装置仕様

フィルタ装置は，スカート支持されるたて置円筒型の容器であり，常時スクラビング水を貯留する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水），上部には金属フィルタが設置され，これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

さらに，金属フィルタの後段に，容器内部によう素除去部を設け，ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

a.　容器は，重大事故等クラス２容器として「日本機械学会　発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005/2007）」クラス２容器の規定に準拠して設計する。

b.　容器内に貯留するスクラビング水量は，捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し，設計条件であるフィルタ装置内発熱量500 kWに対して，ベント開始後[redacted]はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。

c.　容器及び内部構造物の材料は，スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して，耐性に優れるステンレス鋼を使用する。

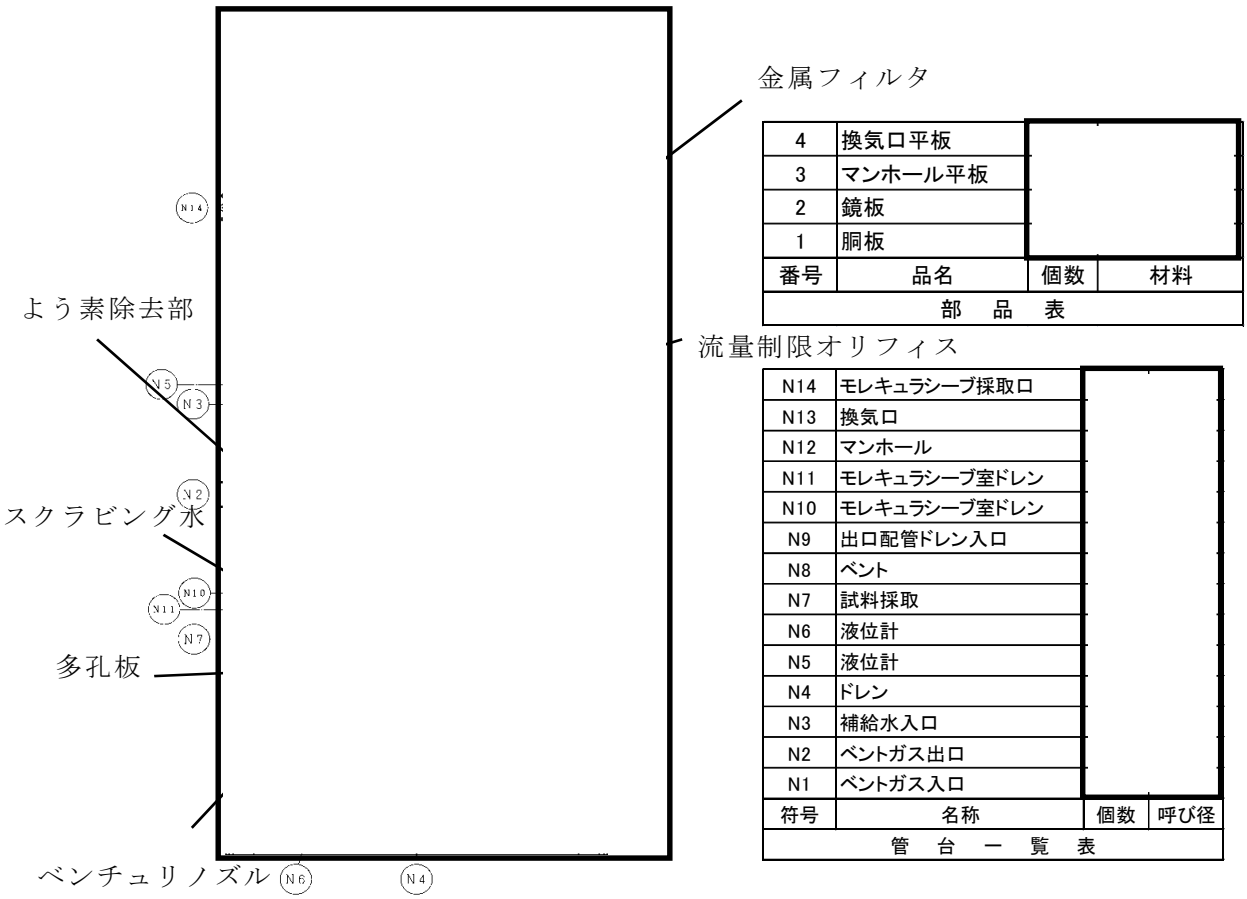
d.　容器には，スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル，スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。

e.　容器は，ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。

f.　容器内部には，よう素除去部を設け，銀ゼオライトを収納する。

g.　金属フィルタとよう素除去部の連絡管には，流量制限オリフィスを設け，原子炉格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を表 2.3.2-1 に，構造を図 2.3.2-1 に示す。



4	換気口平板		
3	マンホール平板		
2	鏡板		
1	胴板		
番号	品名	個数	材料
部　品　表			

N14	モレキュラシーブ採取口		
N13	換気口		
N12	マンホール		
N11	モレキュラシーブ室ドレン		
N10	モレキュラシーブ室ドレン		
N9	出口配管ドレン入口		
N8	ベント		
N7	試料採取		
N6	液位計		
N5	液位計		
N4	ドレン		
N3	補給水入口		
N2	ベントガス出口		
N1	ベントガス入口		
符号	名称	個数	呼び径
管　台　一　覧　表			

図 2.3.2-1　フィルタ装置概略図

(2)　フィルタ仕様

a.　ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは，ベンチュリノズル，スクラビング水で構成され，ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕集し，スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは，上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており，上端は閉じて，側面に出口開口を設けている。また，ノズル中低部の最も流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより，スロート部で高流速とすることで，スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み，ノズル内に噴霧させる。ノズル

内ではガスと噴霧水滴の流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め，上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは,分配管に設置し,同一分配管上のベンチュリノズルは，分配管に対して直行させるとともに，同心円状のベンチュリノズルは，離隔距離を確保した配置とする。また，ベントガスは，スクラビング水中に[redacted]に排出されたのち，減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため，同一分配管上の隣接ノズル及び同心円状の隣接ノズルへ与える影響はない。

また,スクラビング水には放射性の無機よう素（I_2）を捕集,保持するため，[redacted]及び[redacted]が添加される。[redacted]は，揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン（I^-）に変化させ,[redacted]は，[redacted]の効果を安定させるために，スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持する。

ベンチュリノズルの材質は，耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を表 2.3.2-1 に，スクラビング水の仕様を表 2.3.2-2 に，概略図を図 2.3.2-2 に，配置を図 2.3.2-3 に，ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図 2.3.2-4 に示す。

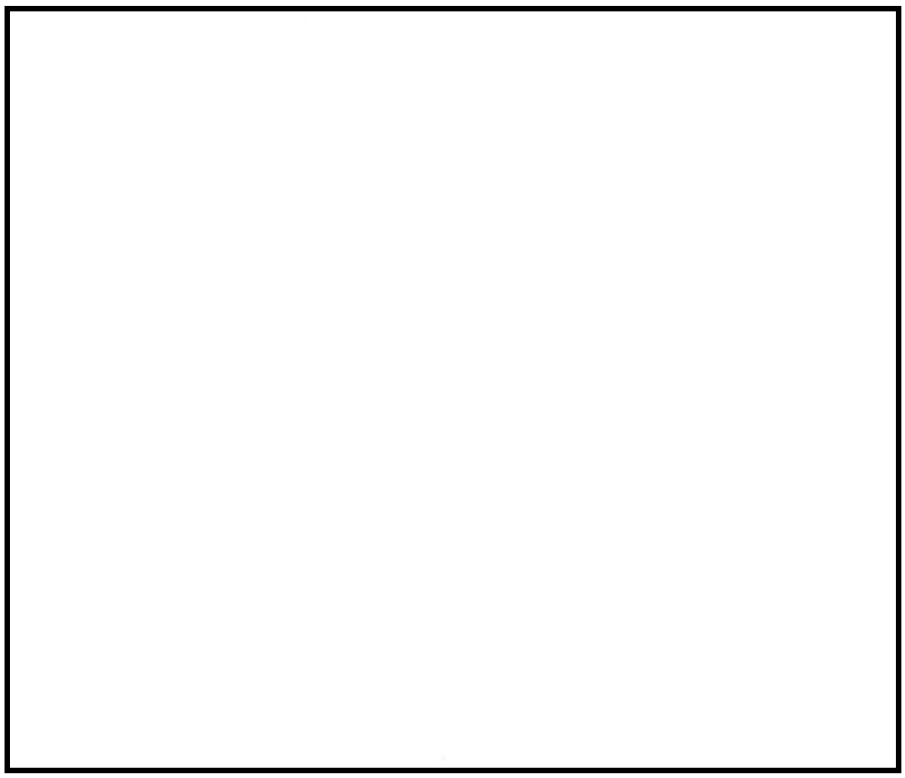


図 2.3.2-2　ベンチュリノズル概略図



図 2.3.2-3　ベンチュリノズルの配置図

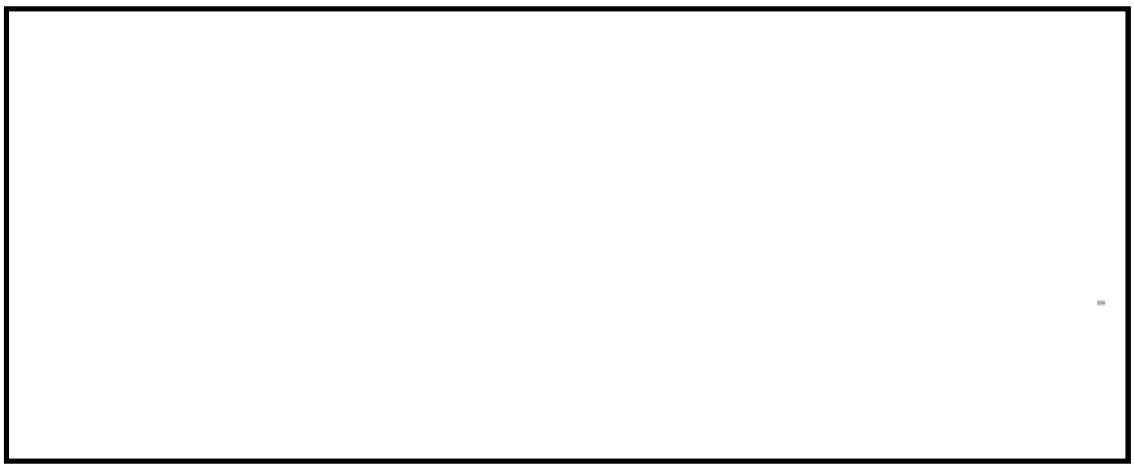


図 2.3.2-4　ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

b.　金属フィルタ

金属フィルタは，ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは，必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように，容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタはステンレス鋼製で，プレフィルタとメインフィルタを[redacted]であり，周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは，スクラビング水を出た後，スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため，[redacted]

[redacted]には湿分分離機構が設けられ，除去した液滴は，スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を表 2.3.2-1 に，概略図及びフィルタ容器内の配置を図 2.3.2-5 及び図 2.3.2-6 に示す。

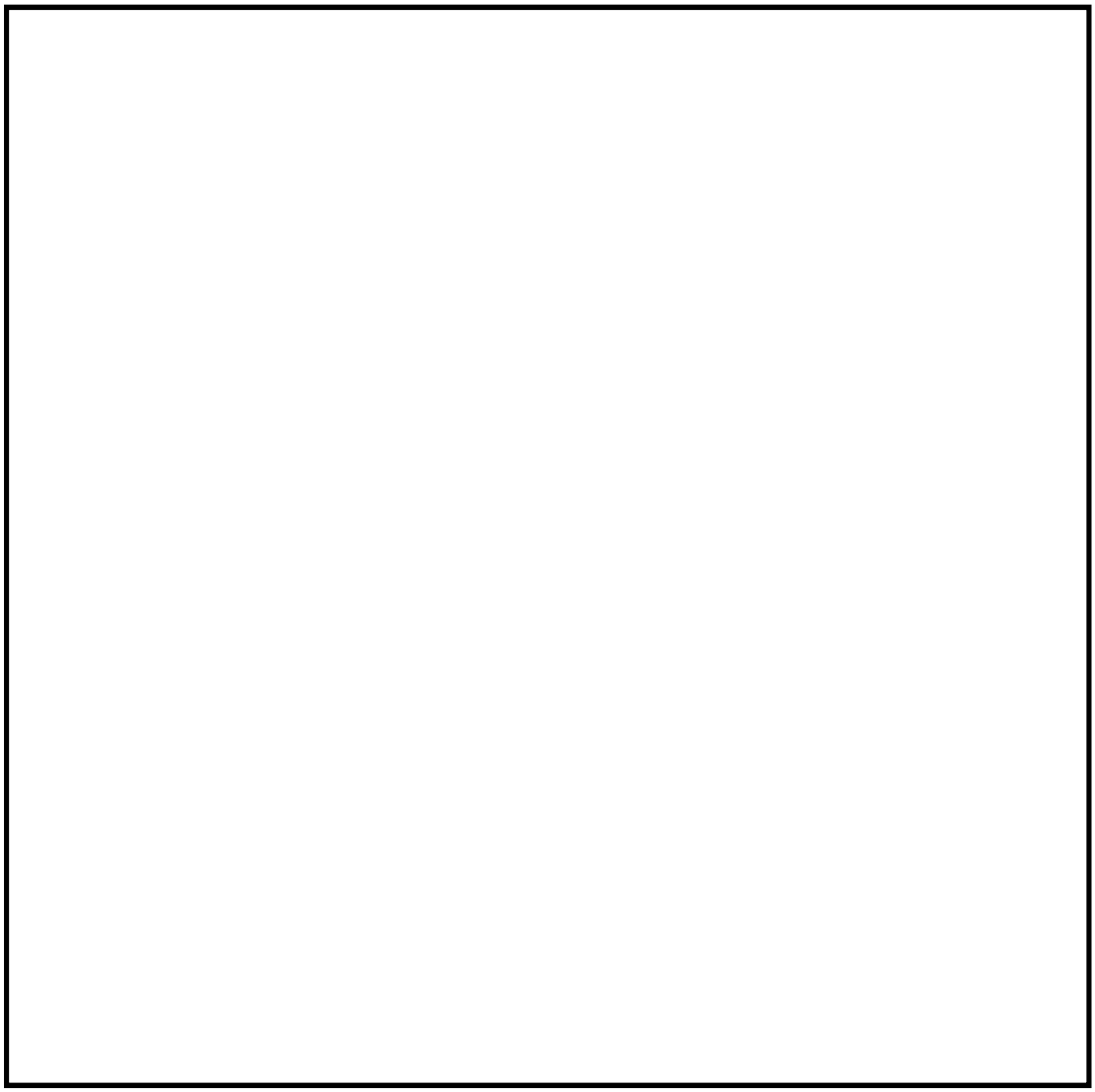


図 2.3.2-5　金属フィルタ概略図

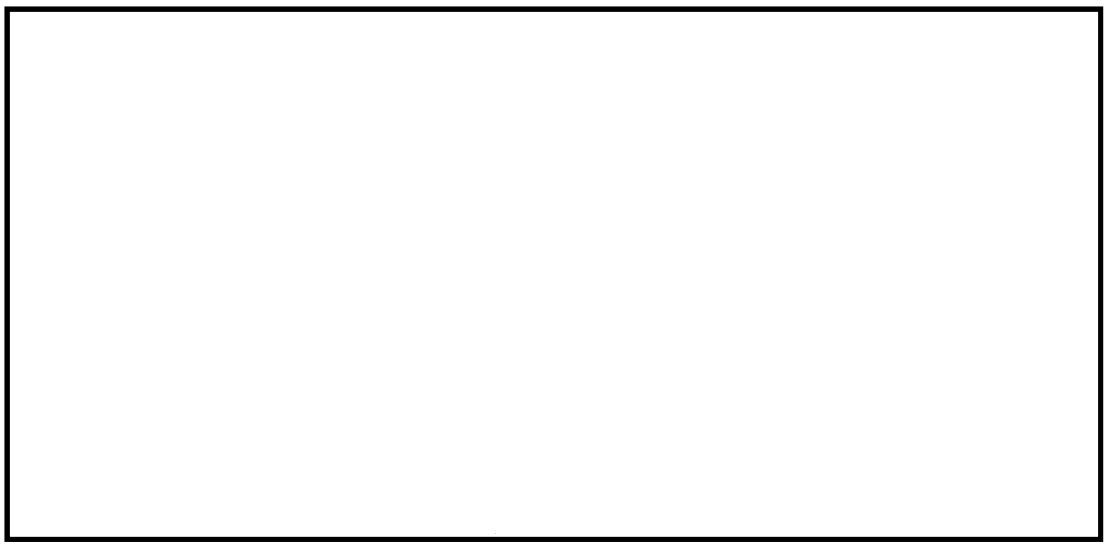


図 2.3.2-6　フィルタ装置の断面図（金属フィルタ）

(a)　プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタ及び湿分分離機構は，ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は，湿分分離機構（　　）を通過する際，　　し，ベントガス中から分離される。分離した液滴は，金属フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラビング水中に戻る。

プレフィルタは，約　　μｍの繊維径のものを使用し，　　　　になっている。繊維の材質は，　　ステンレス鋼を採用する。

湿分分離機構の概要を図 2.3.2-7 に，ドレン配管接続部の概要を図 2.3.2-8 に示す。



図 2.3.2-7　湿分分離機構の概略図



図 2.3.2-8　ドレン配管接続部の概略図

(b)　メインフィルタ

メインフィルタは，約［　　］μｍの繊維径のものを使用し，［　　］［　　］になっている。繊維の材質は，［　　］ステンレス鋼を採用する。

c.　流量制限オリフィス

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つため，金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は，系統の圧力損失を考慮した上で，ベント開始時の格納容器圧力（1Pd～2Pd）のうち，低い圧力（1Pd）において，設計流量が確実に排気できるよう設定する。

なお，ベントガスは，［　　］により，［　　］［　　］となり，よう素除去部に供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表 2.3.2-1 に示す。

d.　よう素除去部

よう素除去部には,銀ゼオライトを収納し,ベントガスを通過させることで,ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

銀ゼオライトの充填部は，［　　］，各充填部に充填孔を設け，万一，銀ゼオライトの交換が必要になった場合は，容器頂部のマンホールから充填孔を介して銀ゼオライトを充填もしくは吸引回収できる構造とする。

よう素除去部の仕様を表 2.3.2-1 に，概略図を図 2.3.2-9 に，フィルタ装置内のよう素除去部の配置を図 2.3.2-10 に示す。

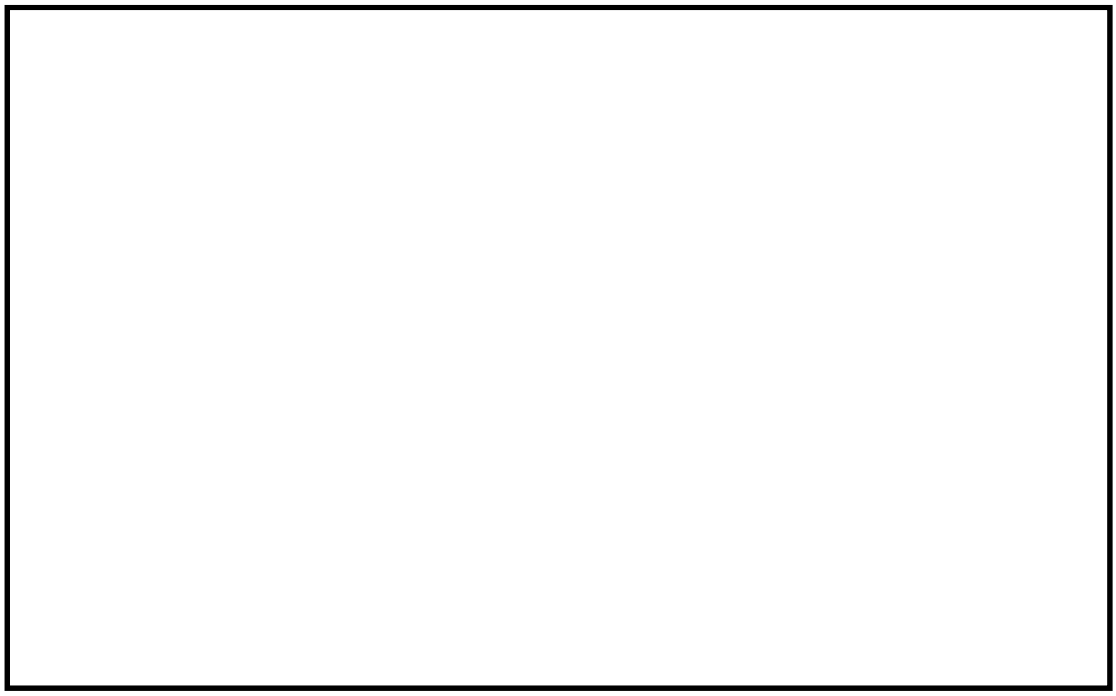


図 2.3.2-9　よう素除去部概略図

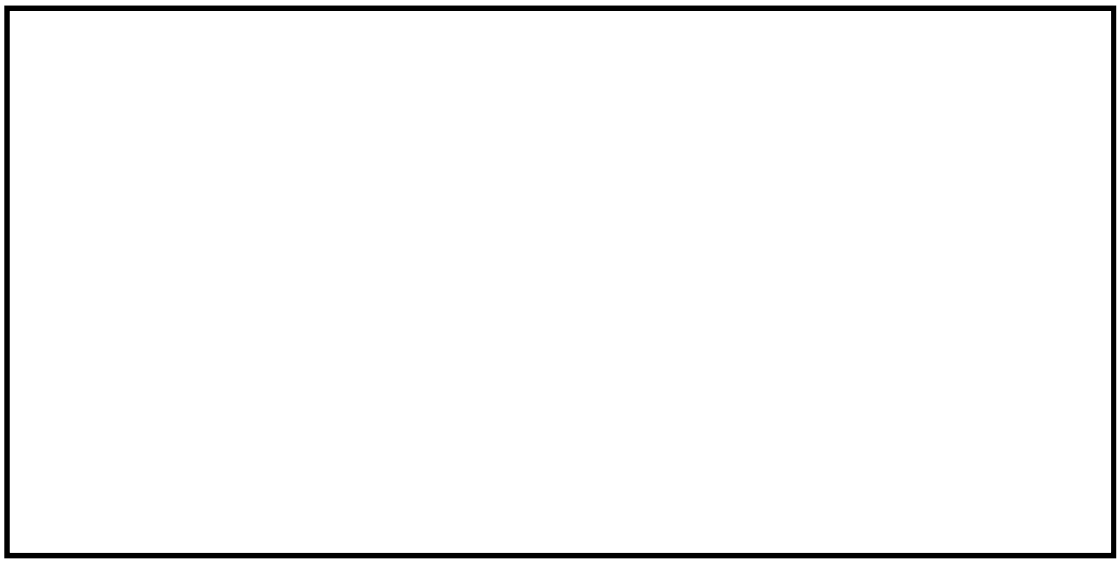


図 2.3.2-10　フィルタ装置の断面図（よう素除去部）

表 2.3.2-1　フィルタ装置主要仕様

(1)　容器

型　　式	スカート支持たて置円筒形
材　　質	ステンレス鋼 ( )
胴　内　径	約 5 m
高　　さ	約 10 m

(2)　ベンチュリノズル

材　　質	ステンレス鋼 ( )
個　　数	

(3)　金属フィルタ

材　　質	ステンレス鋼 ( )
寸　　法	高さ　約 mm 横幅　約 mm 厚さ　約 mm
繊　維　径	プレフィルタ　約 μm メインフィルタ　約 μm
個　　数	
総　面　積	約 m^2（約 m^2/個）

(4)　流量制限オリフィス

型　　式	同心オリフィス板
材　　質	ステンレス鋼 ( )
個　　数	

(5)　よう素除去部

材　　質	銀ゼオライト
充　填　量	約 t
ベッド厚さ	約 mm

表 2.3.2-2　スクラビング水仕様（待機水位時）

項目	設定値
ｐＨ	13 以上

2.3.3　配置

フィルタ装置は，原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納容器圧力逃がし装置格納槽の中に設置することで，地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納容器圧力逃がし装置格納槽は，鉄筋コンクリート製であり，フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに，重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

フィルタ装置の配置を図 2.3.3-1，図 2.3.3-2 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については，ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため，配置に留意する。具体的には配管ルートにＵシール部ができないよう配置する。なお,新設部分については，水平配管に適切な勾配を設ける。

格納容器逃がし装置は,サプレッション･チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とするため，サプレッション・チェンバ側からの排気では，重大事故等時の最大水位（EL.10.711 m）よりも高い位置（EL.11.173 m）に接続箇所を設け，ドライウェル側からの排気では，燃料有効長頂部（EL.29.495 m）よりも高い位置（EL.33.646 m）に接続箇所を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を図 2.3.3-3～図 2.3.3-15 に示す。

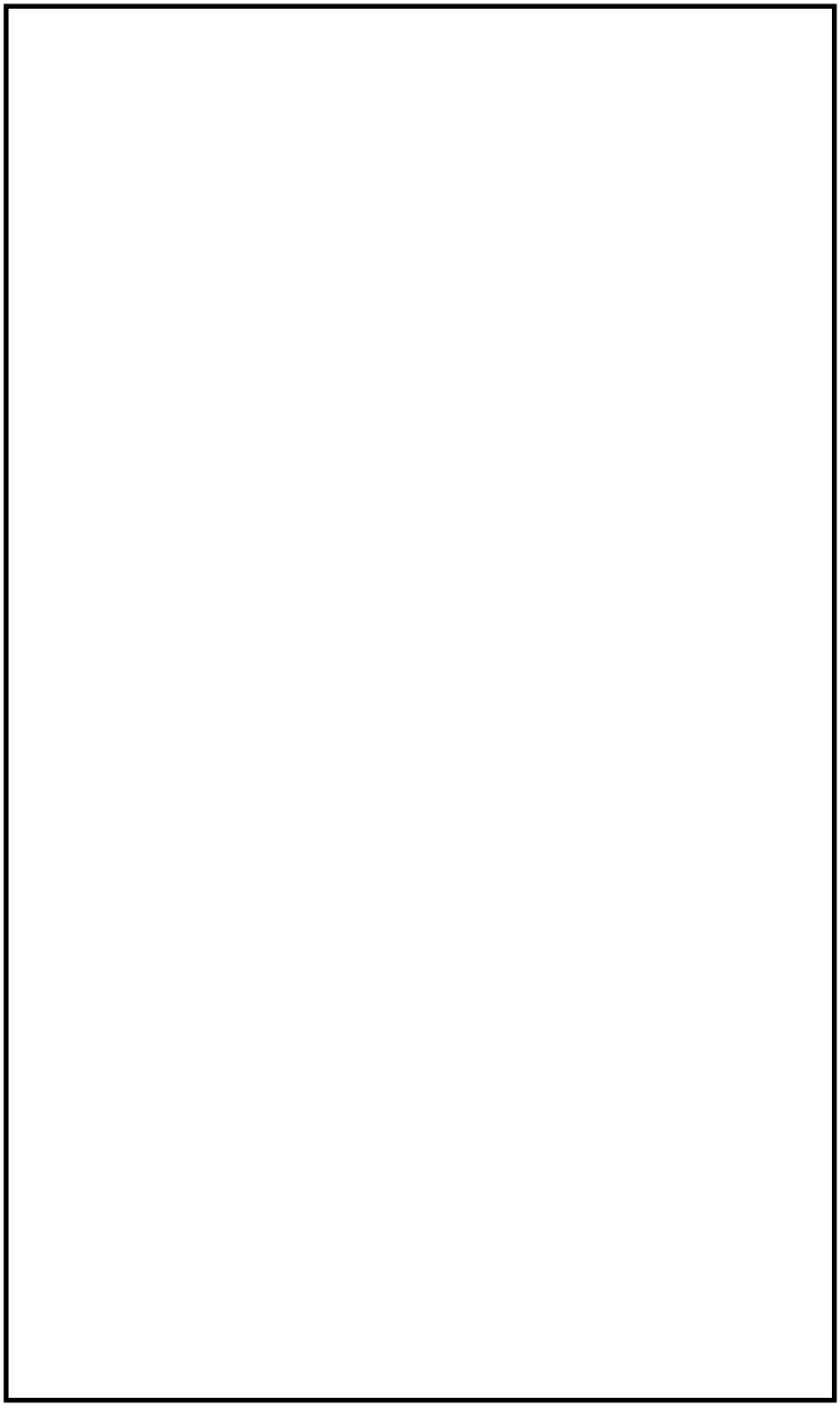


図 2.3.3-1　フィルタ装置配置（原子炉建屋地下 2 階）

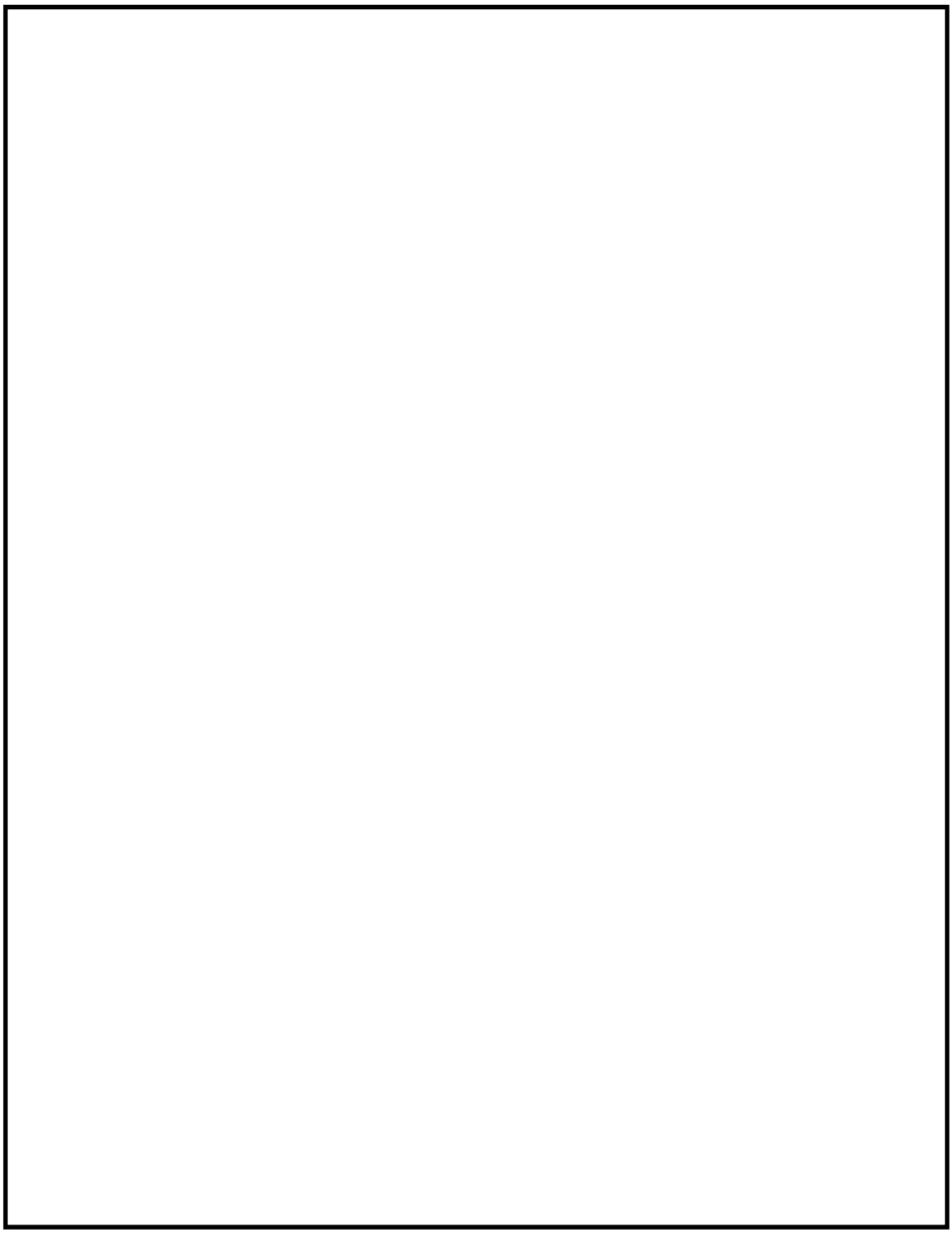


図 2.3.3-2　フィルタ装置配置図（屋外）

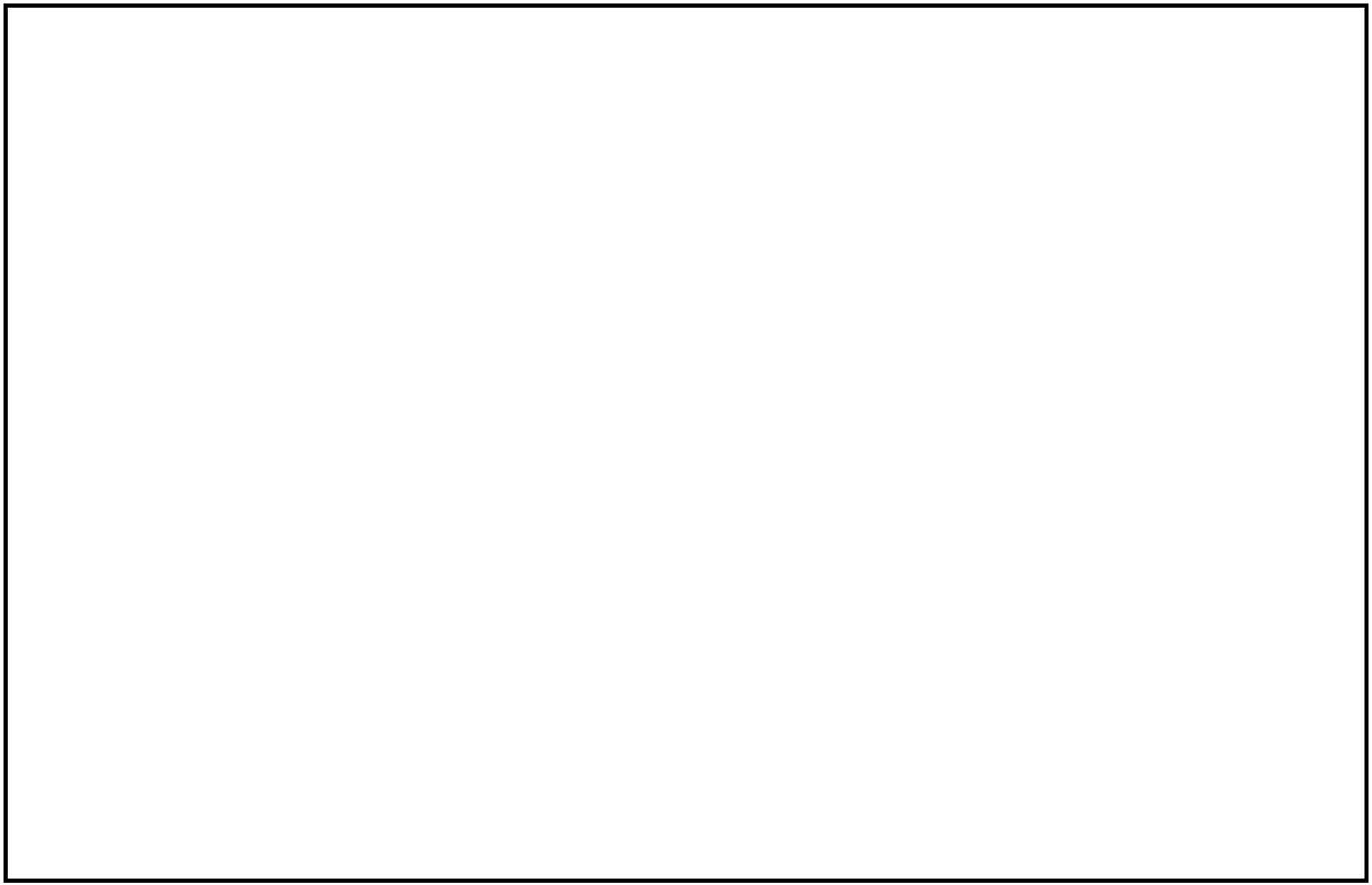


図 2.3.3-3　格納容器圧力逃がし装置　配管ルート図（全体図）

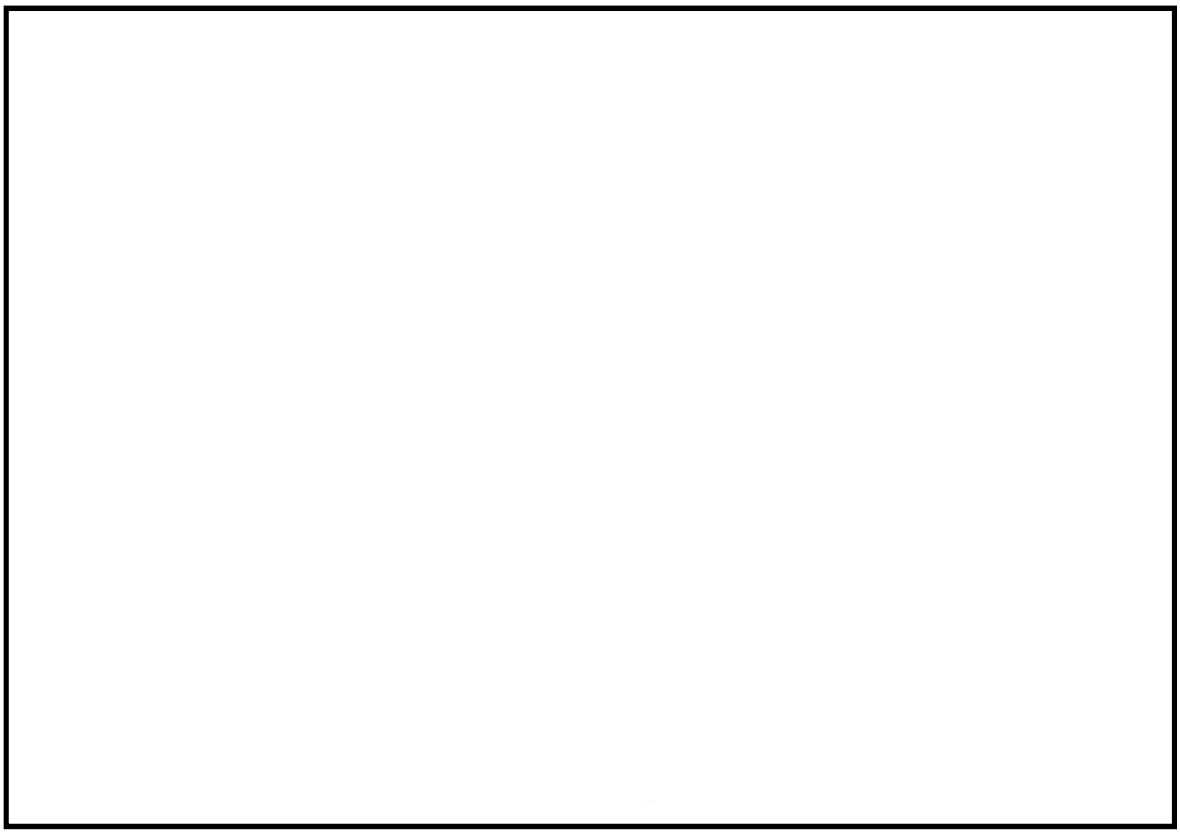


図 2.3.3-4　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（1／12）

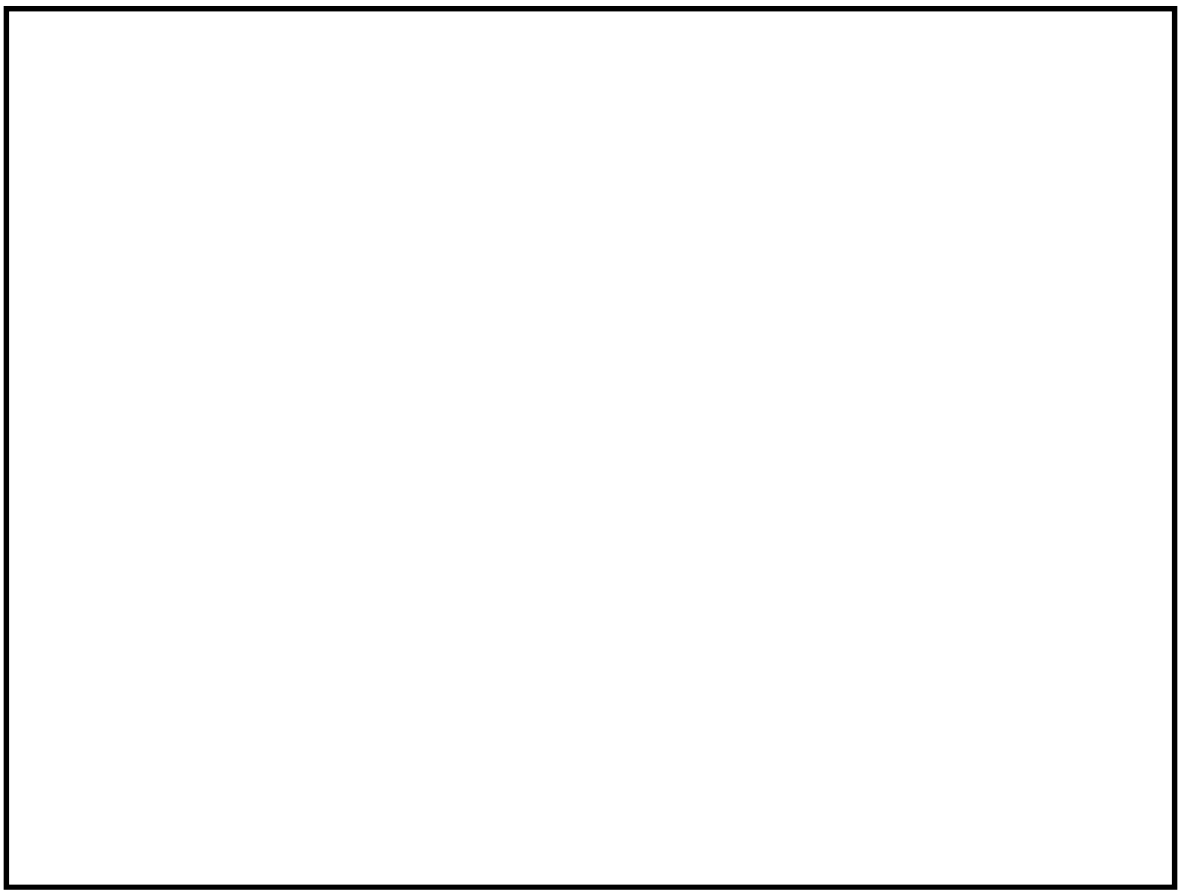


図 2.3.3-5　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（2／12）

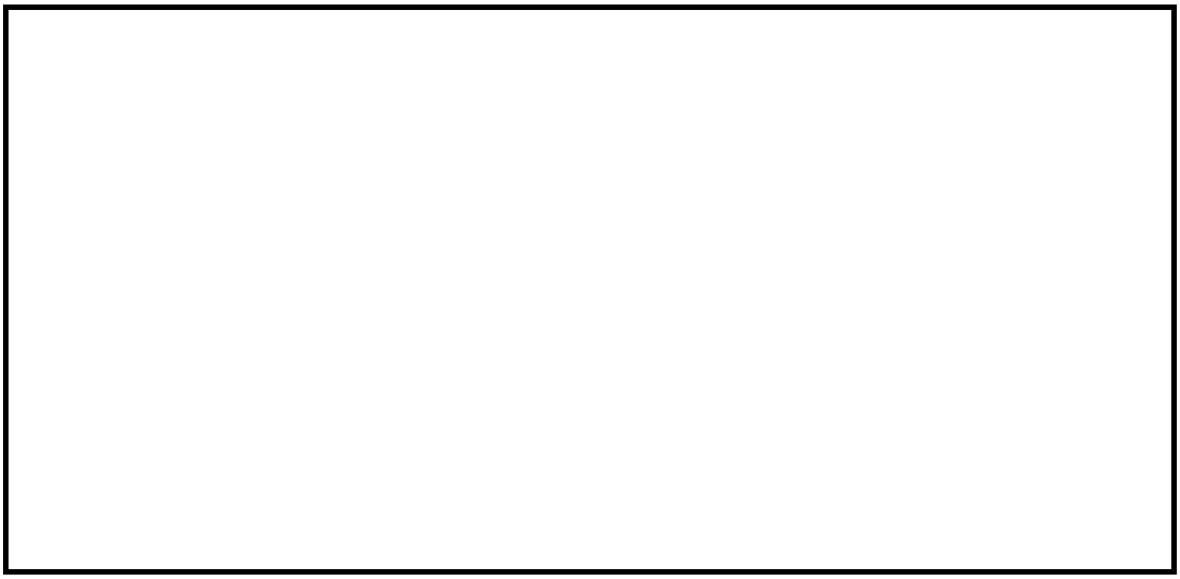


図 2.3.3-6　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（3／12）

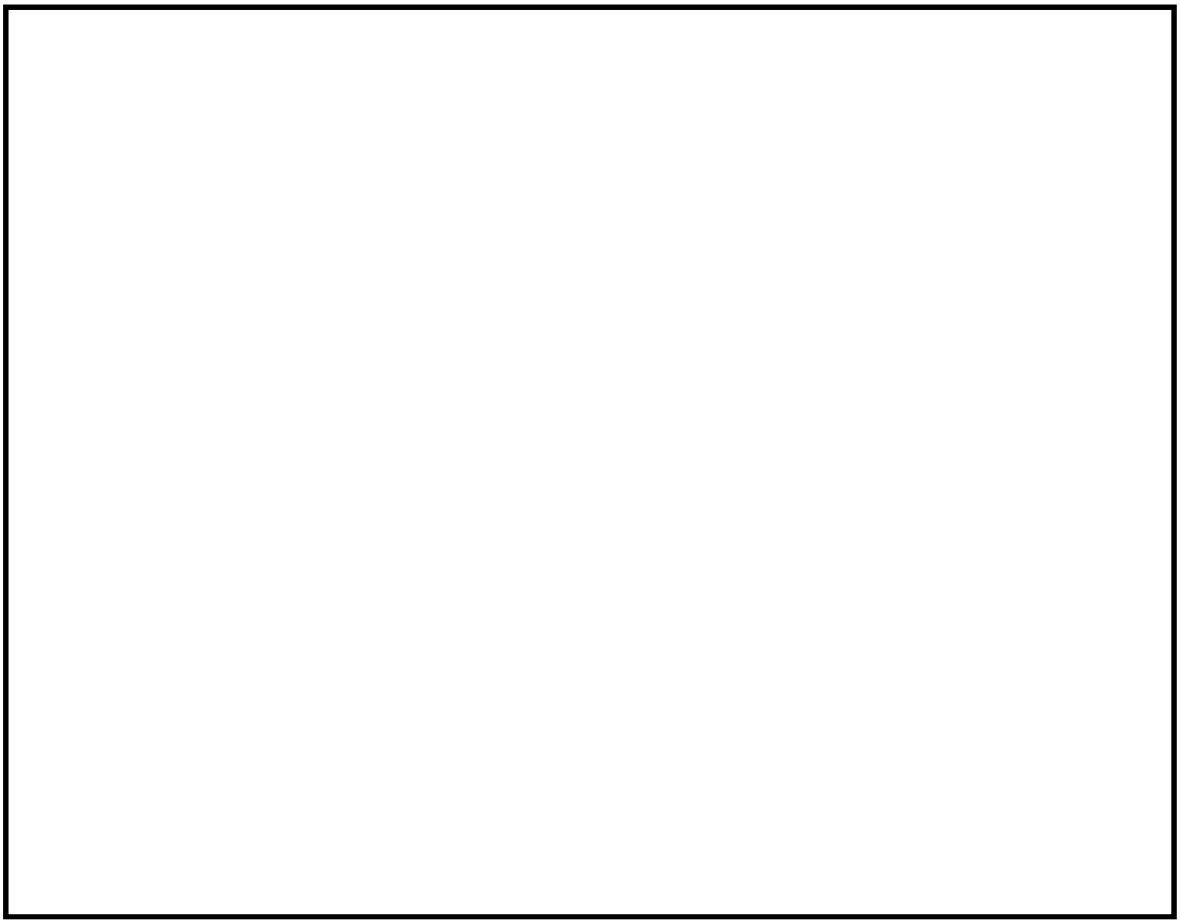


図 2.3.3-7　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（4／12）

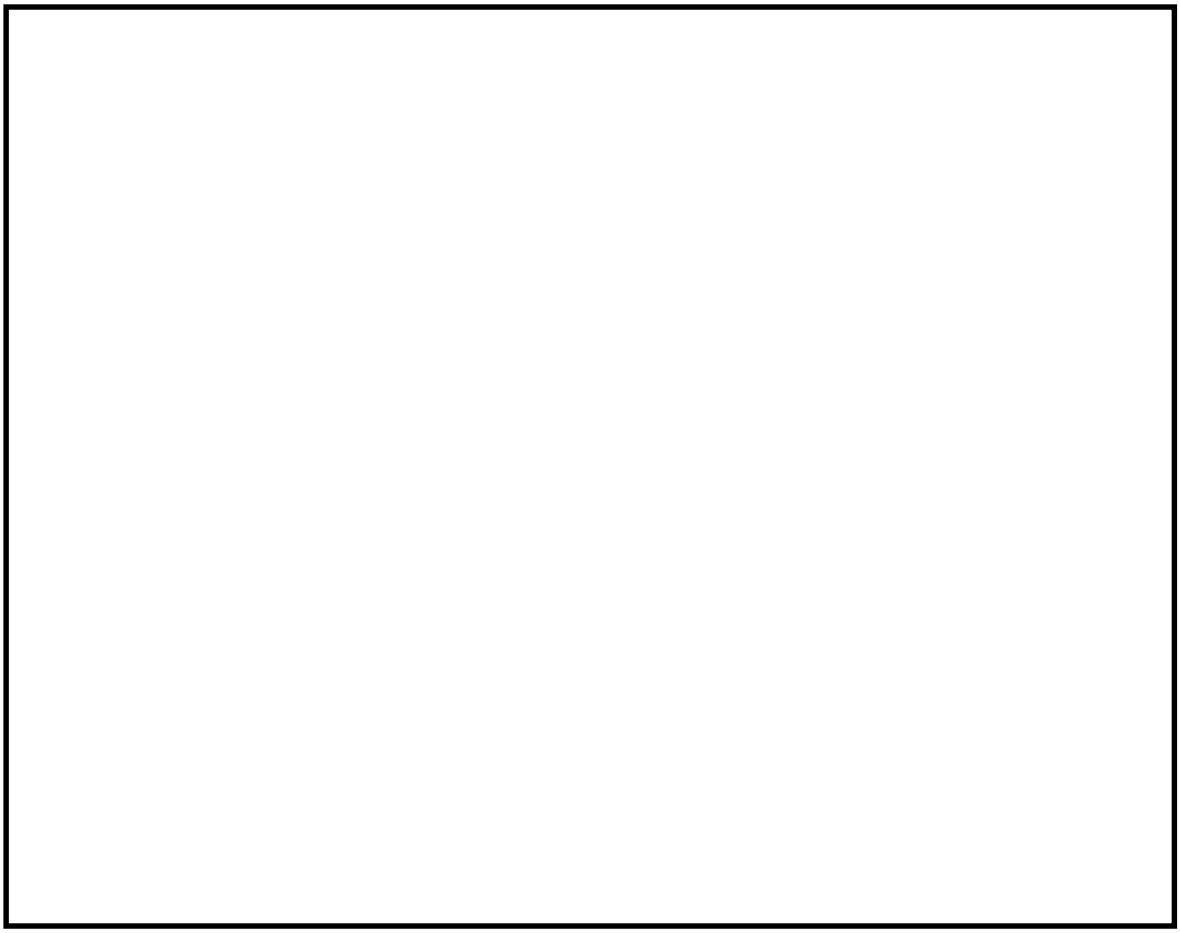


図 2.3.3-8　格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図（5／12）

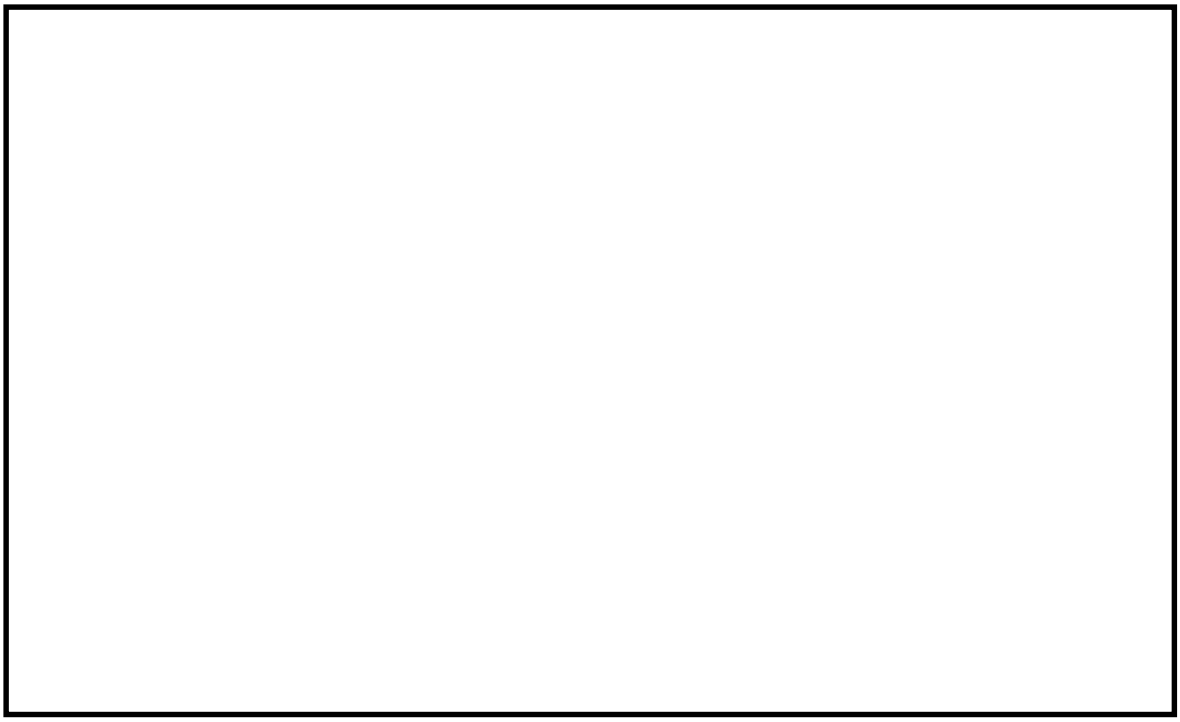


図 2.3.3-9　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（6／12）

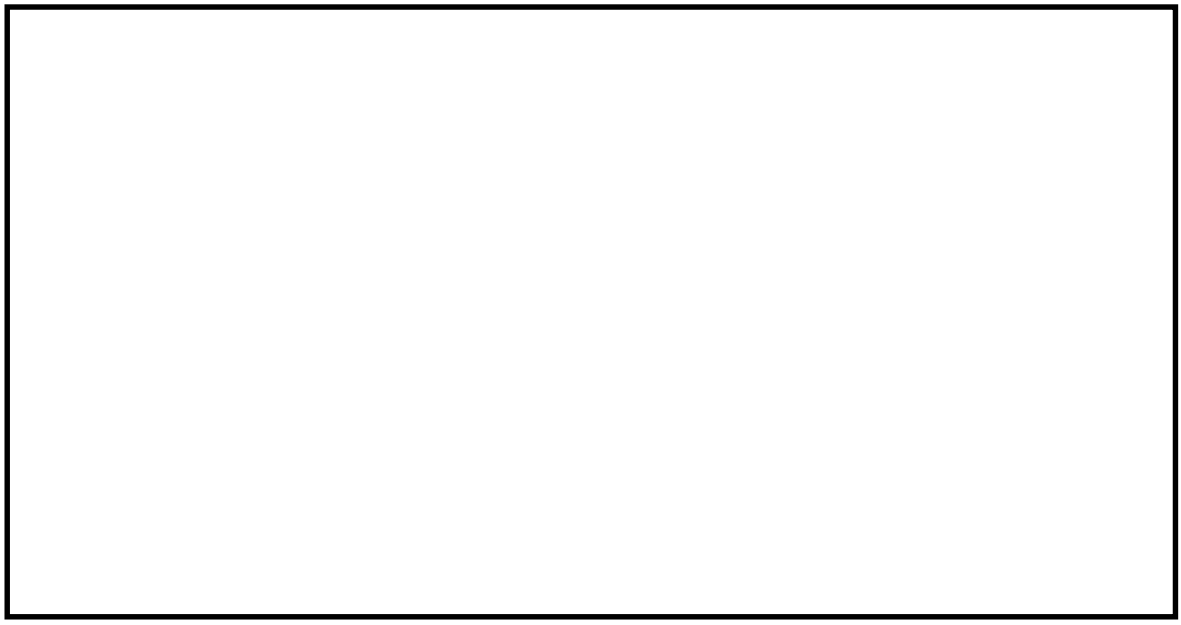


図 2.3.3-10　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（7／12）

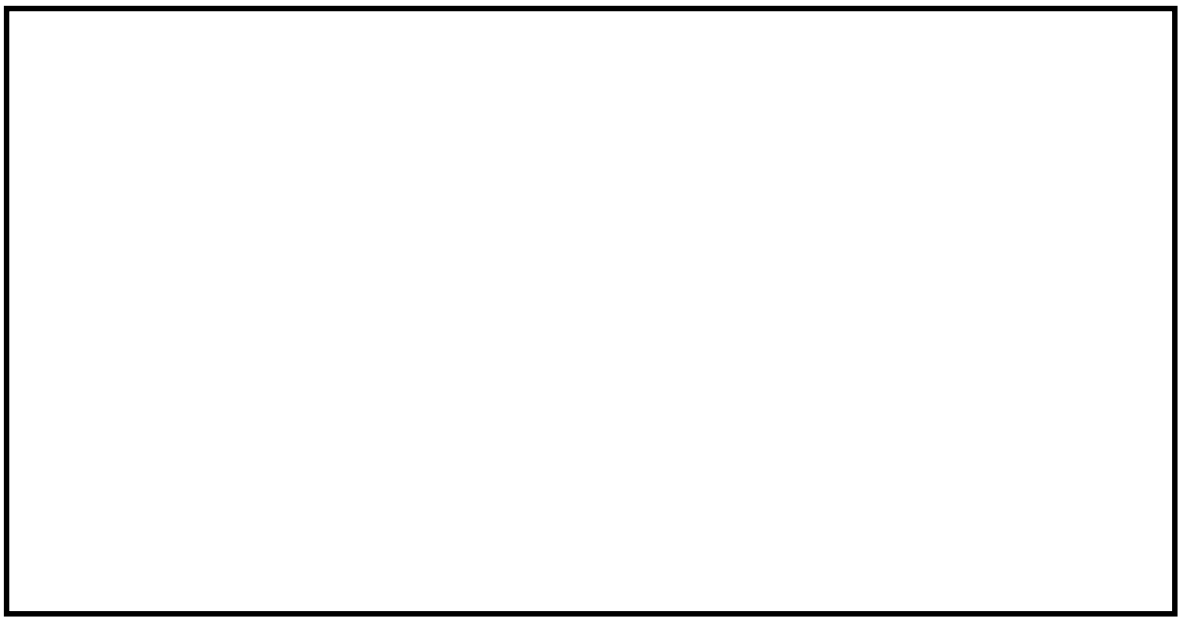


図 2.3.3-11　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（8／12）

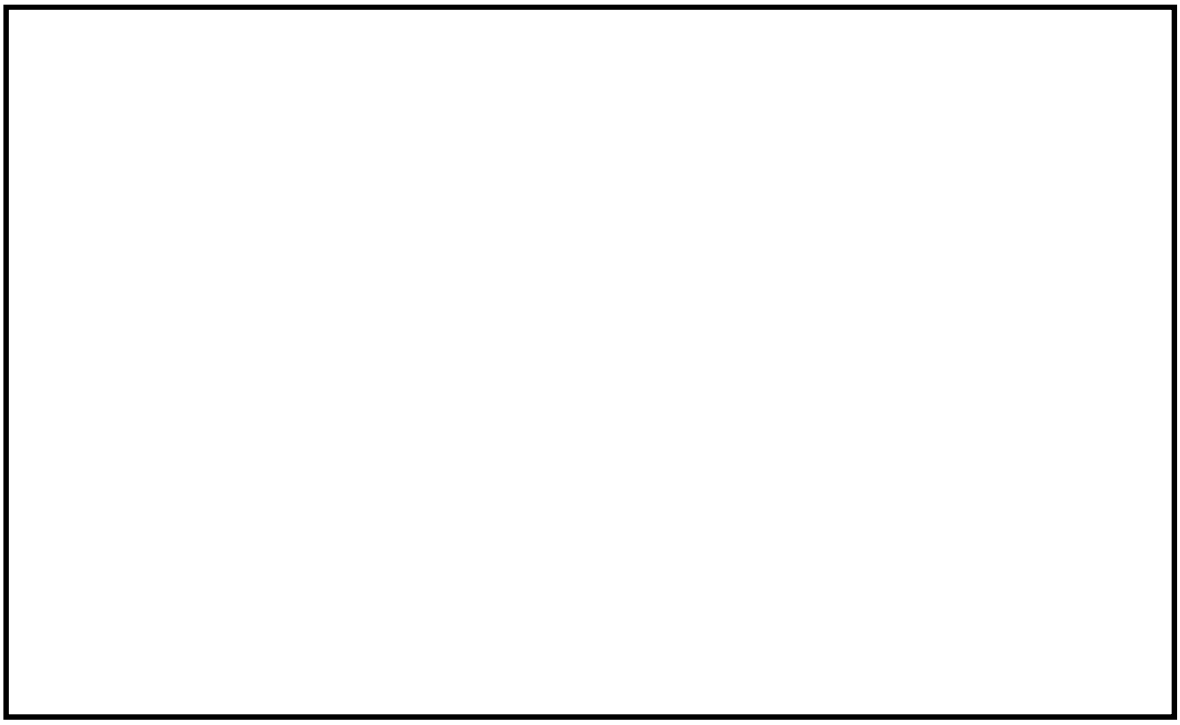


図 2.3.3-12　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（9／12）

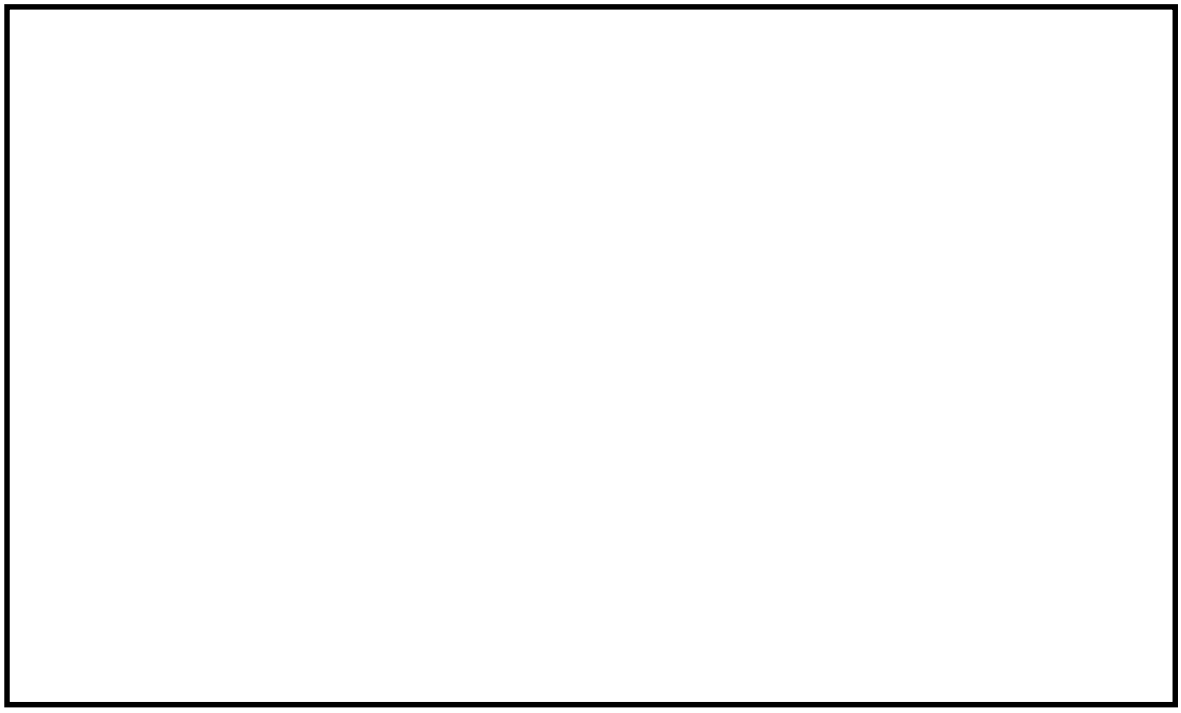


図 2.3.3-13　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（10／12）

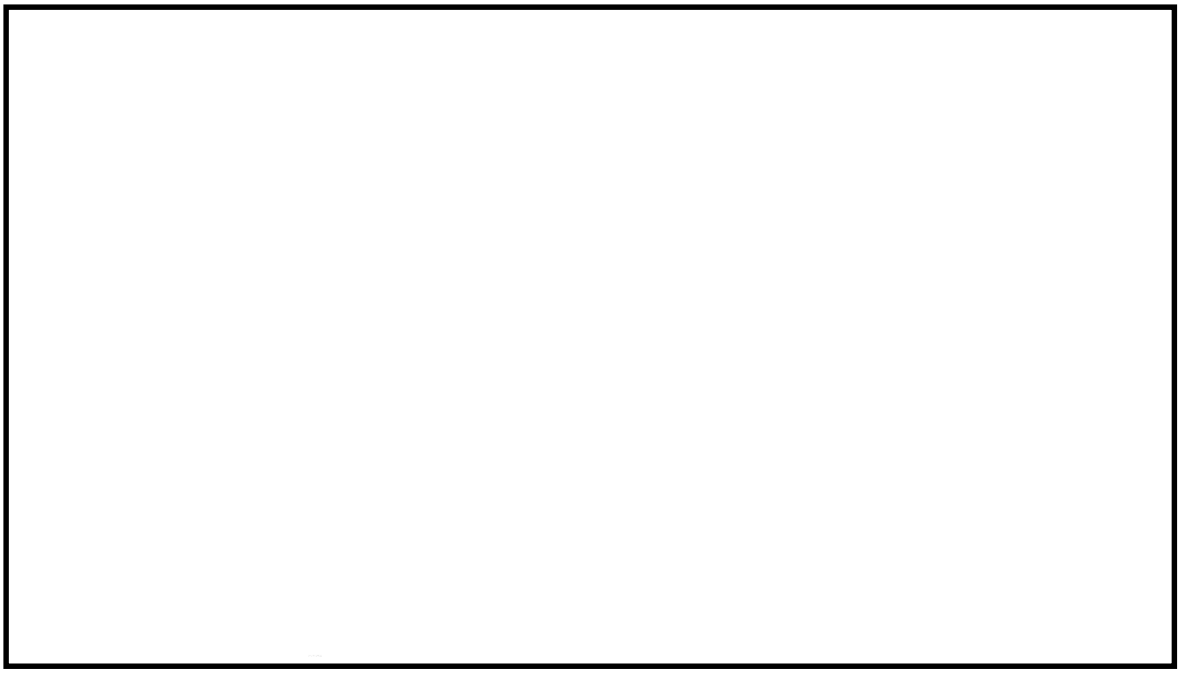


図 2.3.3-14　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（11／12）

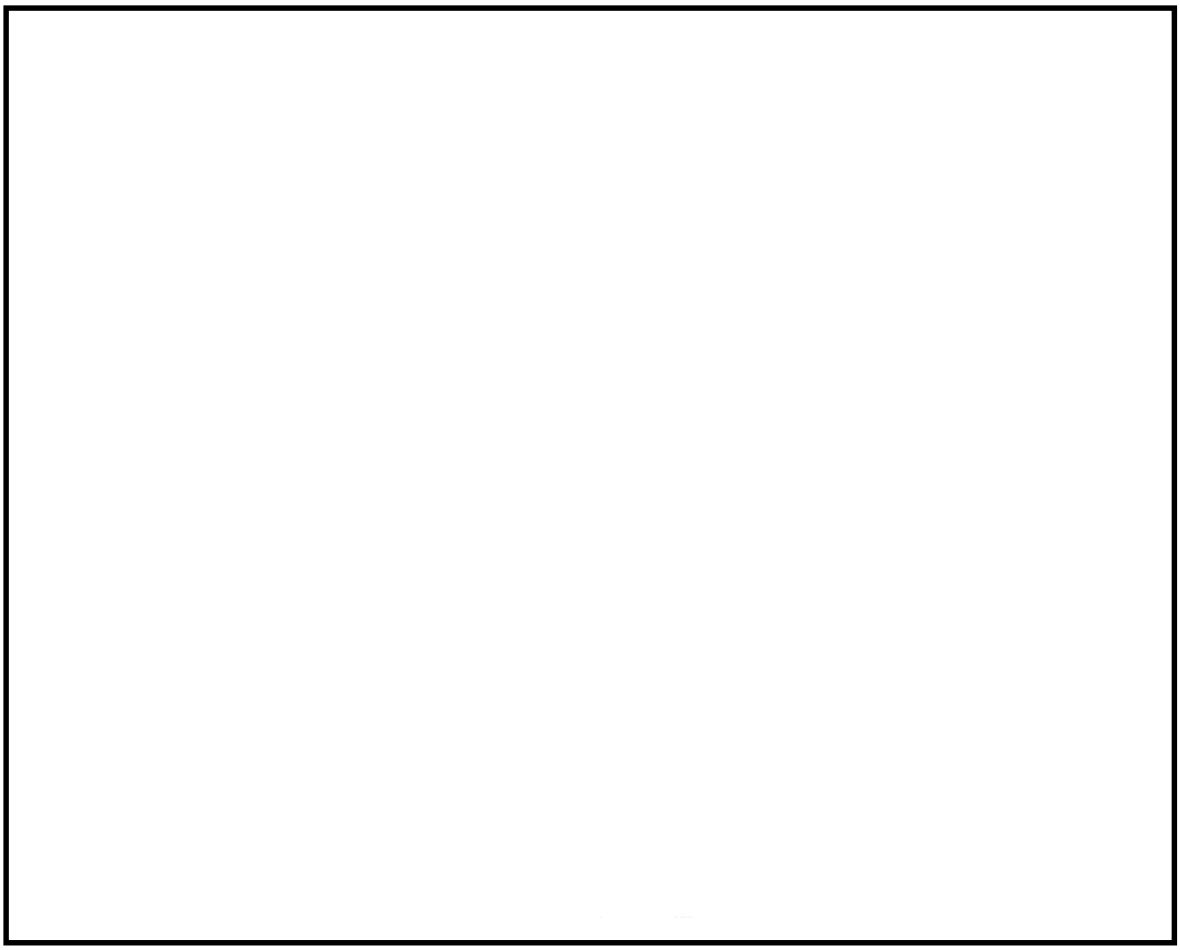


図 2.3.3-15　格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図（12／12）

2.4　付帯設備

2.4.1　計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，各運転状態において，設備の状態を適切に監視するため，フィルタ装置入口水素濃度計，フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。

(1)　フィルタ装置入口水素濃度計

フィルタ装置入口水素濃度計は，ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界4 vol%以下に維持されていることを監視するため，フィルタ装置入口配管の頂部に設置する。

ベント停止（第一弁を閉止）後は，フィルタ装置入口配管に窒素を供給し，系統内に残留するガスを掃気することで,水素が可燃限界に至ることはない。また，フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は，窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通って掃気され，可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は，ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。

フィルタ装置入口水素濃度計の計測範囲は，0～100 vol%とする。計測した水素濃度は，中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計は，通常待機時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置入口水素濃度計の主要仕様を表 2.4.1-1 に示す。

表 2.4.1-1　フィルタ装置入口水素濃度計の仕様

種　　類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～100 vol%
個　　数	2
使用電源	交流電源

(2)　フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは，大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で，排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため，フィルタ装置出口配管近傍に設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は，ベント時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測で

きる範囲として，炉心損傷している場合は 10^{-2} Sv/h～10^{5} Sv/h（高レンジ用）を，炉心損傷していない場合は 10^{-3} mSv/h～10^{4} mSv/h（低レンジ用）を計測範囲としている。計測した放射線量率は，中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは，通常待機時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表 2.4.1-2 に示す。

表 2.4.1-2　フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種　　類	イオンチェンバ式 放射線検出器	イオンチェンバ式 放射線検出器
計測範囲	10^{-2} Sv/h～10^{5} Sv/h	10^{-3} mSv/h～10^{4} mSv/h
個　　数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3)　フィルタ装置周り計装設備

通常待機時，系統運転時及び事故収束時の各状態において，フィルタ装置の水位，圧力及び温度並びにスクラビング水ｐＨを監視するため，フィルタ装置周辺に水位計，圧力計，温度計及びｐＨ計を設置し，中央制御室，緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計，圧力計及び温度計は，通常待機時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また，ｐＨ計は，通常待機時には非常用母線より受電しているが，非常用電源から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

なお，フィルタ装置周り計装設備のうち，フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水ｐＨ計は，系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため，自主対策設備とする。また，フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は，中央制御室及び現場にて監視が可能であるため，現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を，以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，通常待機時の設定範囲内（[redacted]）にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定する。

また，フィルタ装置スクラビング水ｐＨ計にて，ｐＨがアルカリ性の状態（ｐＨ13 以上）であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて，封入した窒素圧力（[redacted] kPa［gage］程度）を継続監視することによって，系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を，以下のとおり確認する設計としている。

(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて，ベント開始により圧力が上昇し，ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで，原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また，フィルタ装置スクラビング水温度計にて，ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで，原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに，フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより，ガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，ベント後の下限水位

から上限水位の範囲内（[redacted]）にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については，ベンチュリノズルが水没していることを確認するため，上限水位については，金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで，フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

c. 事故収束状態

格納容器圧力逃がし装置の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置入口水素濃度計にて，窒素供給による系統パージ停止後において，水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため,フィルタ装置水位計にて,スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。），フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について図 2.4.1-1 に，計装設備の概略構成図を図 2.4.1-2 に，主要仕様を表 2.4.1-3 に示す。

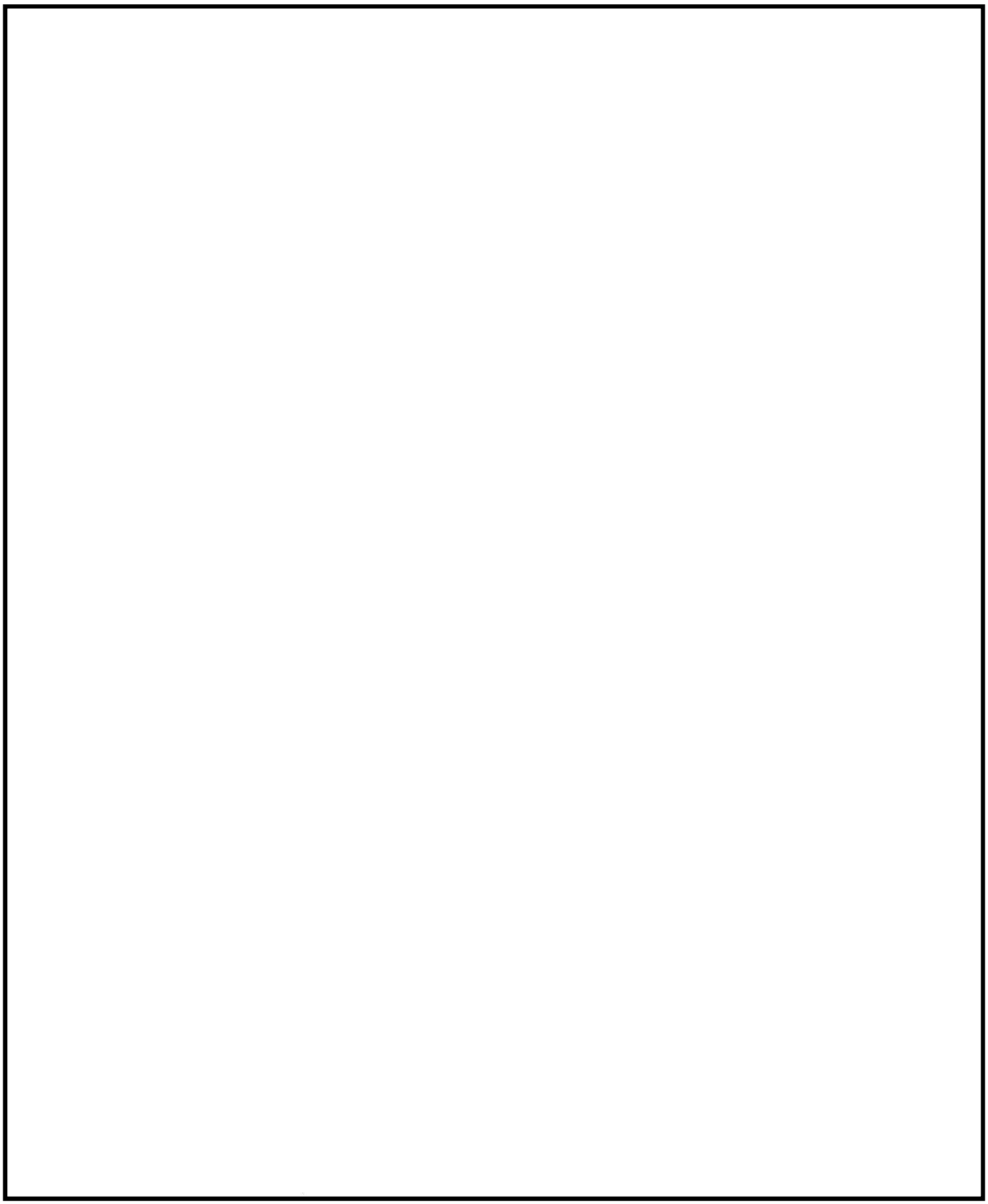


図 2.4.1-1　フィルタ装置水位

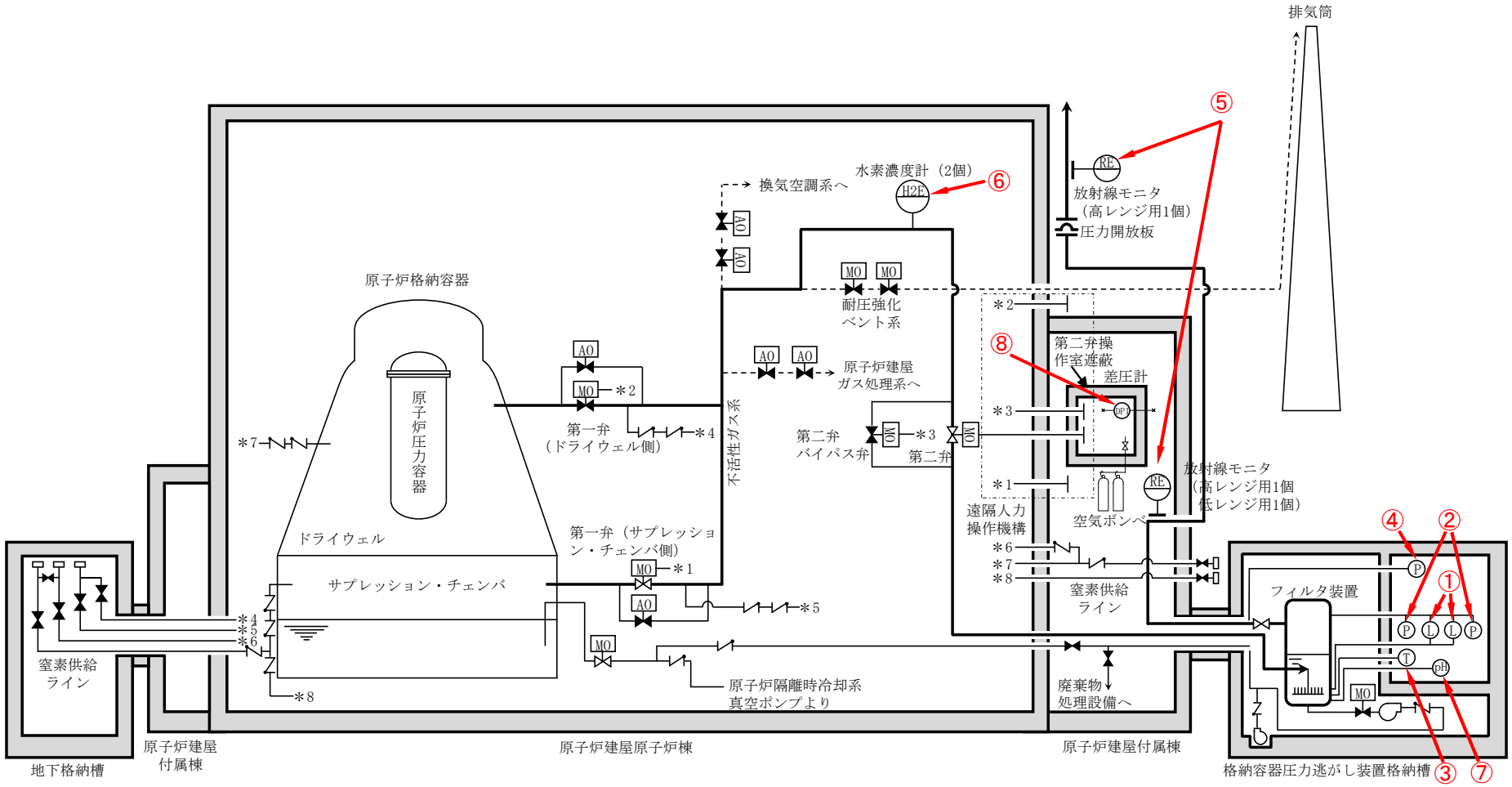


図 2.4.1-2　格納容器圧力逃がし装置　計装設備概略構成図

表 2.4.1-3　計装設備主要仕様

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置性能維持のための水位監視	180 mm ～5500 mm	通常待機時における水位の範囲（[redacted]）及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲（[redacted]）を監視できる範囲	2	中央制御室，緊急時対策所
				1*2	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	0～1.0 MPa [gage]	系統の最高使用圧力（620 kPa[gage]）を監視できる範囲	1	中央制御室，緊急時対策所
				1*2	現場
③フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置の温度監視	0～300 ℃	系統の最高使用温度（200 ℃）を監視できる範囲	1	中央制御室，緊急時対策所
④フィルタ装置排気ライン圧力*2	通常待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100 kPa [gage]	封入した窒素圧力（[redacted] kPa [gage] 程度）を監視できる範囲	1	中央制御室
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ用： 10^{-2} Sv/h ～10^{5} Sv/h 低レンジ用： 10^{-3} mSv/h ～10^{4} mSv/h	想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率（約 5×10^{1} Sv/h）を計測できる範囲	高レンジ用：2 低レンジ用：1	中央制御室，緊急時対策所
⑥フィルタ装置入口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0～100 vol%	想定される水素濃度の変動範囲を計測できる範囲	2	中央制御室，緊急時対策所
⑦フィルタ装置スクラビング水ｐＨ*2	フィルタ装置性能維持のためのｐＨ監視	ｐＨ0～ｐＨ14	想定されるｐＨの変動範囲を計測できる範囲	1	中央制御室
⑧第二弁操作室差圧計	正圧化維持のための差圧監視	0～60 Pa	温度の影響を無視できる圧力差(約 20 Pa)を計測できる範囲	1	第二弁操作室

注記　＊1：監視パラメータの数字は図 2.4.1-2 の○数字に対応する。

＊2：自主対策設備

2.4.2　電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については，通常待機時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車，常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。電源構成図を図 2.4.2-1，図 2.4.2-2 に示す。

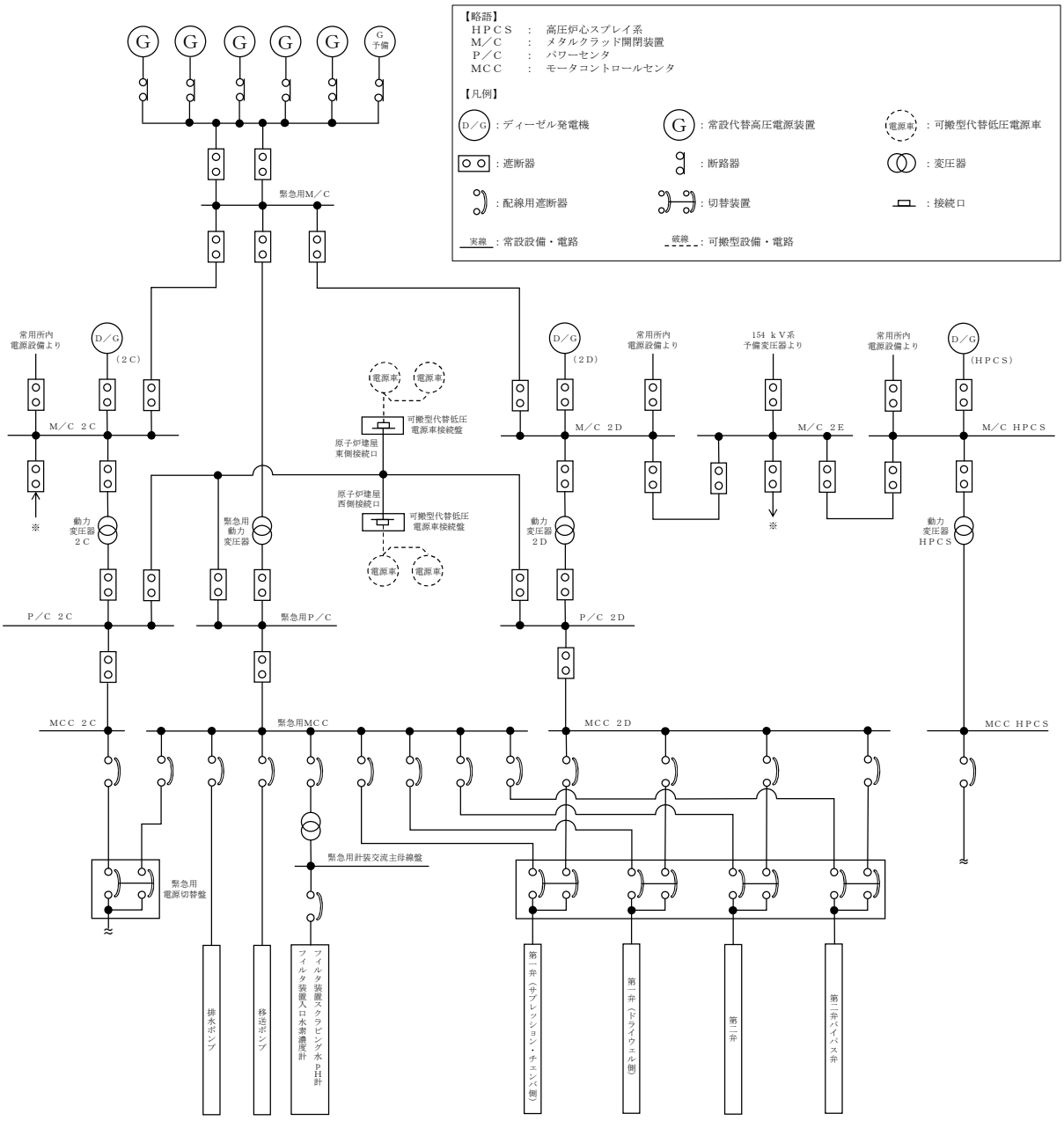


図 2.4.2-1　格納容器圧力逃がし装置　電源構成図（交流電源）

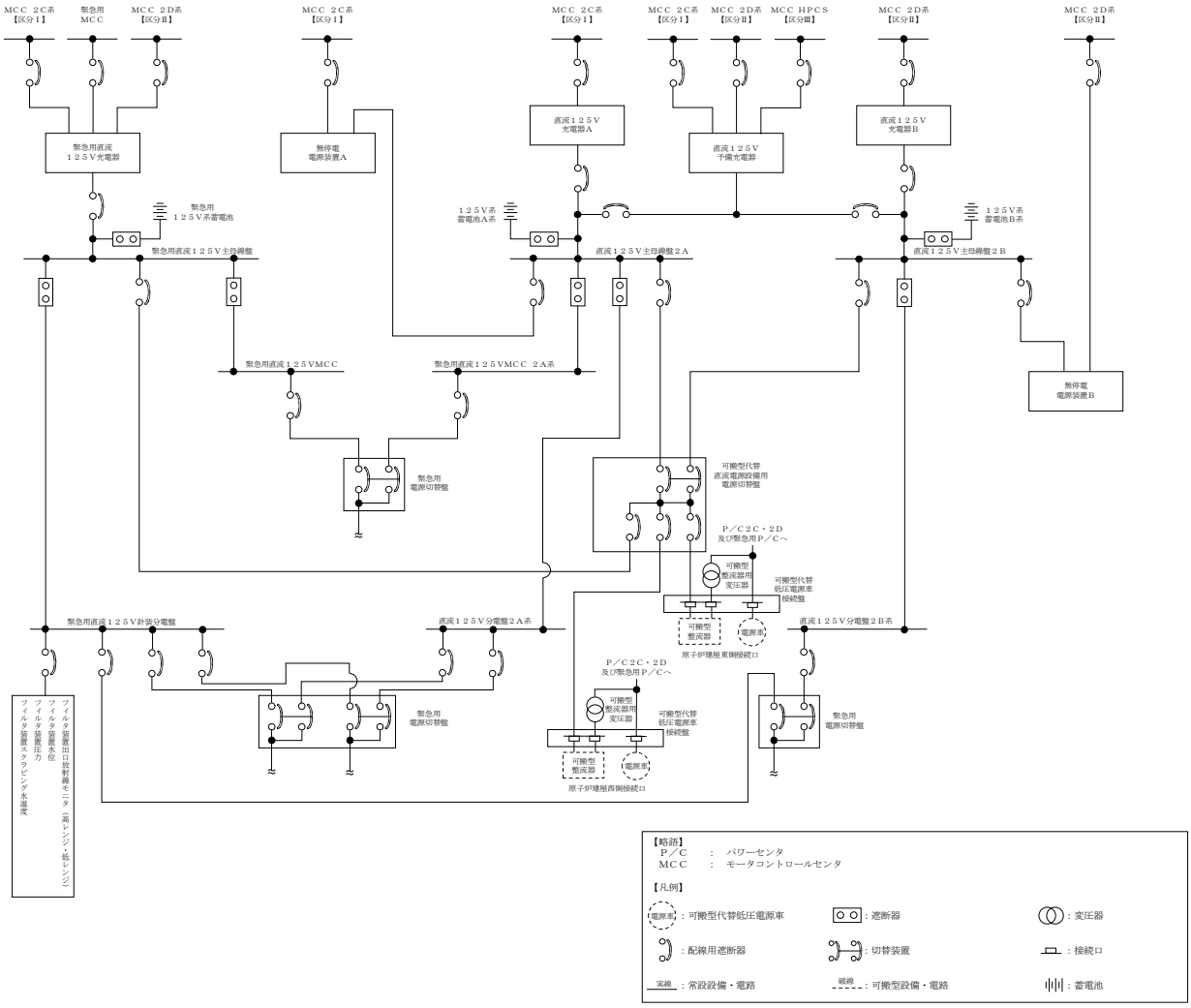


図 2.4.2-2　格納容器圧力逃がし装置　電源構成図（直流電源）

2.4.3　給水設備

系統待機状態において，フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが，重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用した場合，保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し，水位が低下する。このような状況に備え，フィルタ装置には格納容器圧力逃がし装置格納槽に設ける遮蔽外から給水できるよう接続口を設け，可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を表 2.4.3-1 に，概要を図 2.4.3-1 に示す。

表 2.4.3-1　給水配管仕様

口　　径	25 A，50 A
材　　質	ステンレス鋼（SUS316LTP）

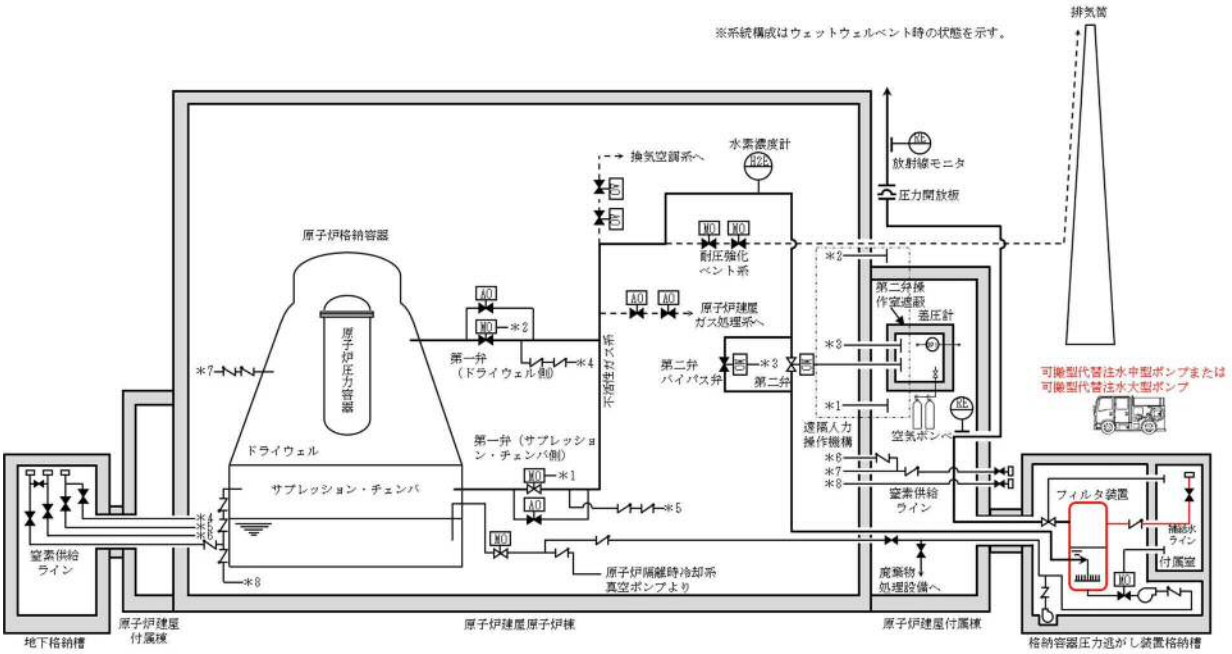


図 2.4.3-1　給水設備概要図

2.4.4　可搬型窒素供給装置

ベント終了後，スクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため，窒素を供給し，系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈，掃気するため及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために，窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する可搬型窒素供給装置を設ける。

窒素の供給は，可搬型窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）により行う。系統の隔離弁（第一弁）の下流配管から供給ラインを分岐し，原子炉建屋外に接続口を設け，窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

窒素供給装置の仕様を表 2.4.4-1 に，窒素供給配管の仕様を表 2.4.4-2 に，可搬型窒素供給装置の概要を図 2.4.4-1 に，可搬型窒素供給装置の構成概略を図 2.4.4-2 に示す。

表 2.4.4-1　窒素供給装置仕様

種　　類	圧力変動吸着式
容　　量	約 200 Nm^3/h
窒素純度	約 99.0 vol%
供給圧力	約 0.5 MPa［gage］
個　　数	2（予備 2）

表 2.4.4-2　窒素供給配管仕様

口　　径	50 A
材　　質	炭素鋼（STPT410）

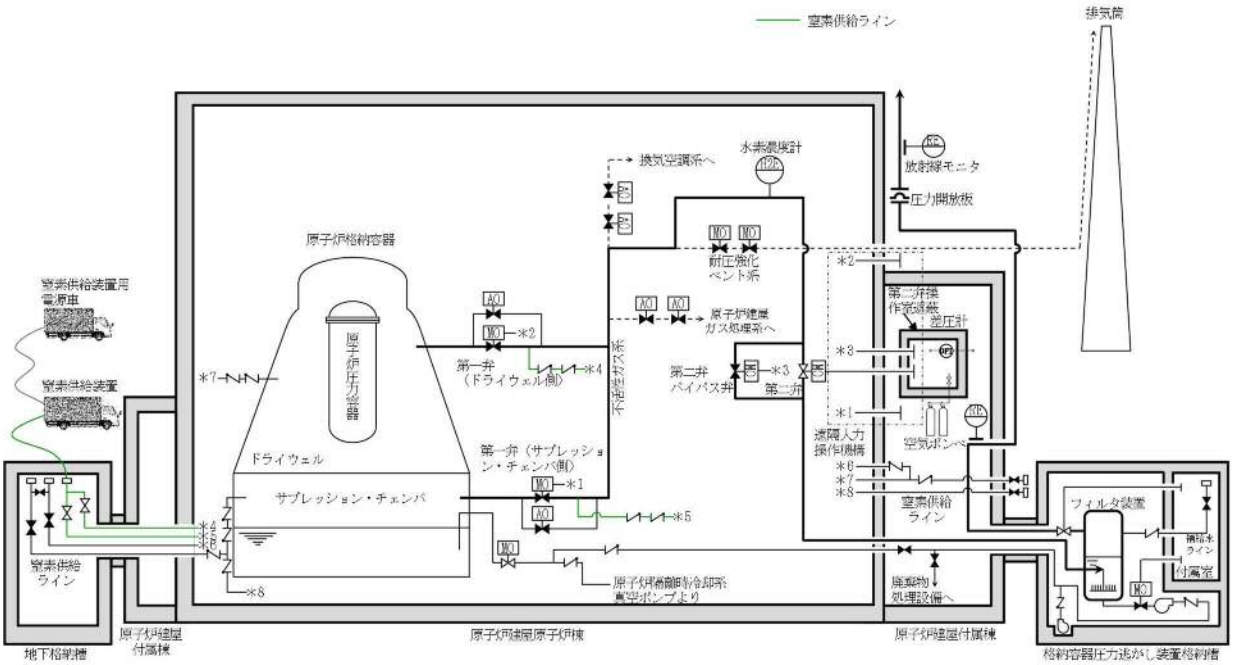


図 2.4.4-1　可搬型窒素供給装置概要図

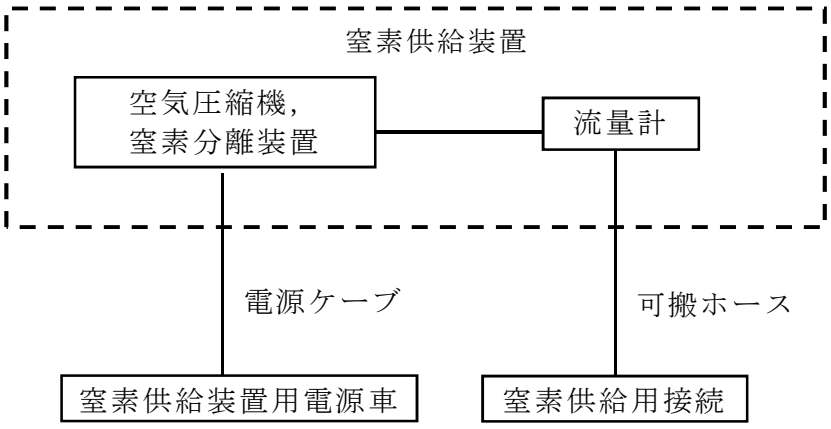


図 2.4.4-2　可搬型窒素供給装置構成概略

2.4.5　排水設備

フィルタ装置の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水を原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）へ移送するための移送ポンプ及び配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃が

し装置格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。

排水設備の仕様を表 2.4.5-1 に，排水設備の概要を図 2.4.5-1 に示す。

表 2.4.5-1　排水設備仕様

(1)　配管

口　　径	50 A
材　　質	ステンレス鋼（SUS316LTP）

(2)　ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型　　式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10 m^3/h	10 m^3/h
定格揚程	40 m	40 m
個　　数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）

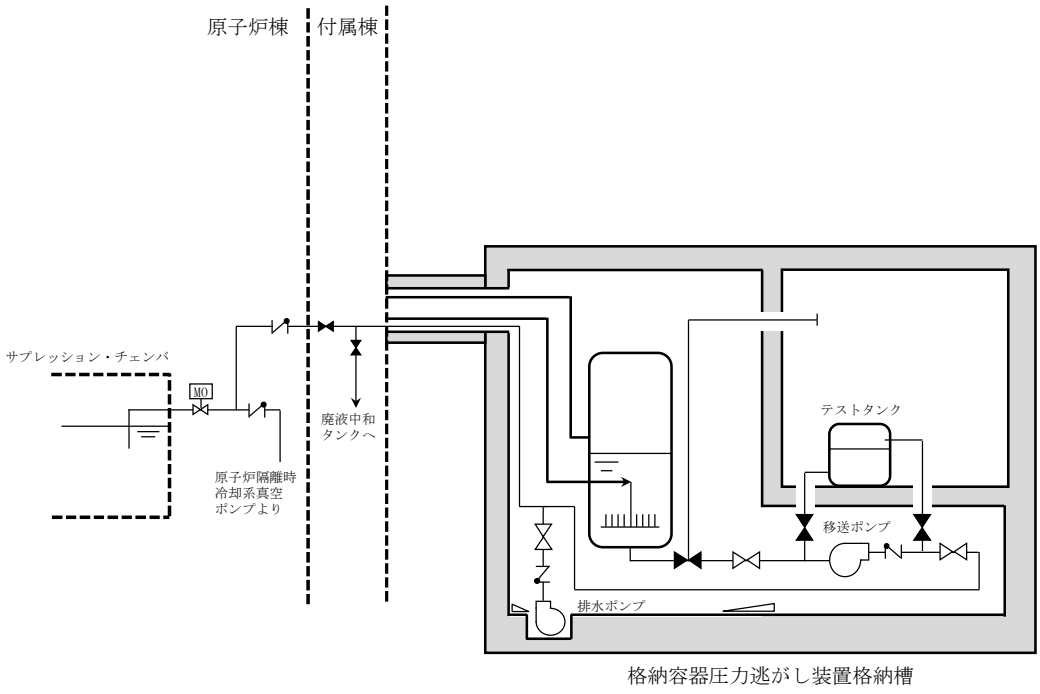


図 2.4.5-1　排水設備概要図

2.4.6　格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備

格納容器圧力逃がし装置排気筒への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため，格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備を設置する。

また，凍結によるドレンポット等の機器損傷防止の観点より凍結防止対策を講じる。

格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備の概要を図 2.4.6-1 に示す。

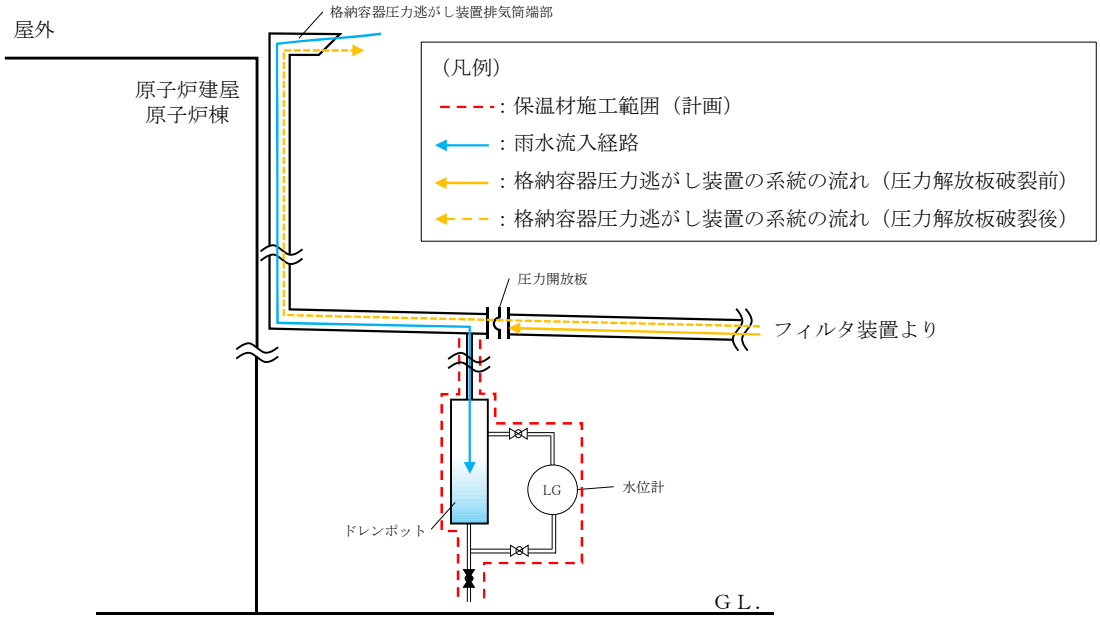


図 2.4.6-1　格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備概要図

3. フィルタ性能

3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去原理は，一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴，金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず，主に以下の 3 つの効果の重ね合わせとして記述できる。

・さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
・拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合，粒径が小さい場合に有効
・慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効

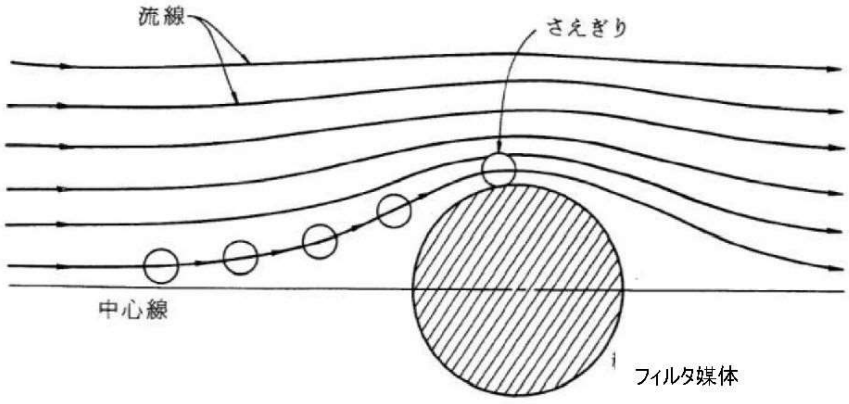
(1)～(3)に，それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが，フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径,流速の範囲が異なることから,幅広い粒径,流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)，(5)に，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は，図 3.1.1-1 に示すように，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，フィルタ媒体表面から 1 粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合，より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため，さえぎりによる除去効果は，エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



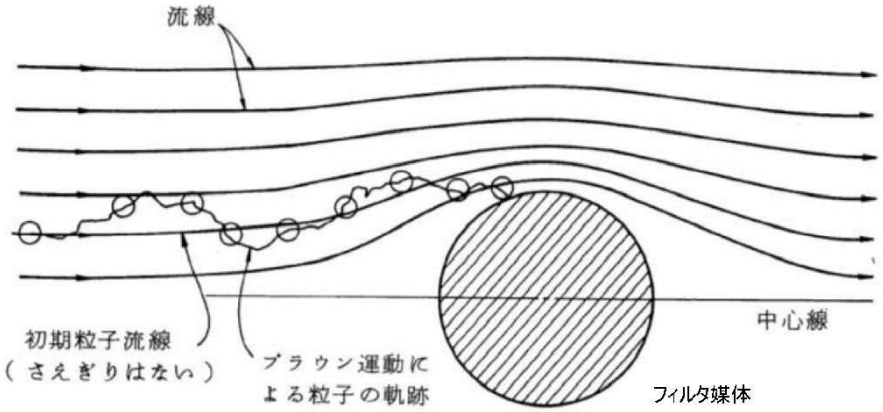
出典：W．C．ハインズ，エアロゾルテクノロジー，㈱井上書院（1985）

図 3.1.1-1 さえぎりによる捕集

(2)　拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は，図 3.1.1-2 に示すように，エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも，フィルタ媒体近傍を通過する際に，ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合，ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため,拡散による除去効果は,エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また，フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため，流速が遅い程大きくなる傾向にある。



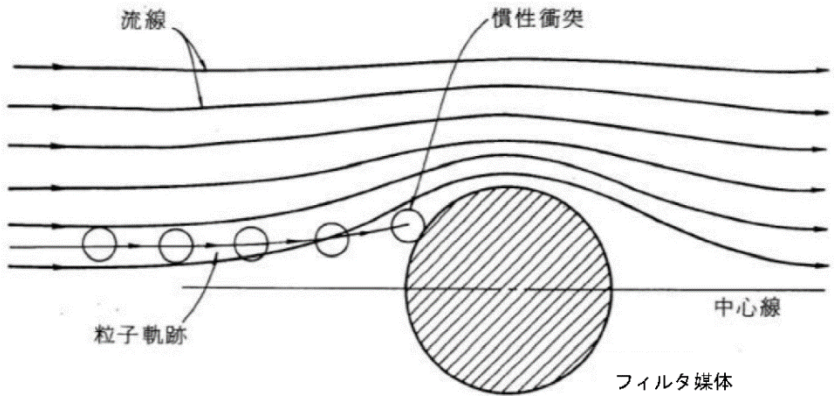
出典：W．C．ハインズ，エアロゾルテクノロジー，㈱井上書院（1985）

図 3.1.1-2　拡散による捕集

(3)　慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は，図 3.1.1-3 に示すように，エアロゾルがその慣性のために，フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず，流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり，フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため，慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく，流速が速い程大きくなる傾向がある。



出典：W．C．ハインズ，エアロゾルテクノロジー，㈱井上書院（1985）

図 3.1.1-3　慣性衝突による捕集

(4)　ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは，断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し，ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって，ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し，微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより，効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を図 3.1.1-4 に，ベンチュリノズルにおける速度模式図を図 3.1.1-5 に示す。

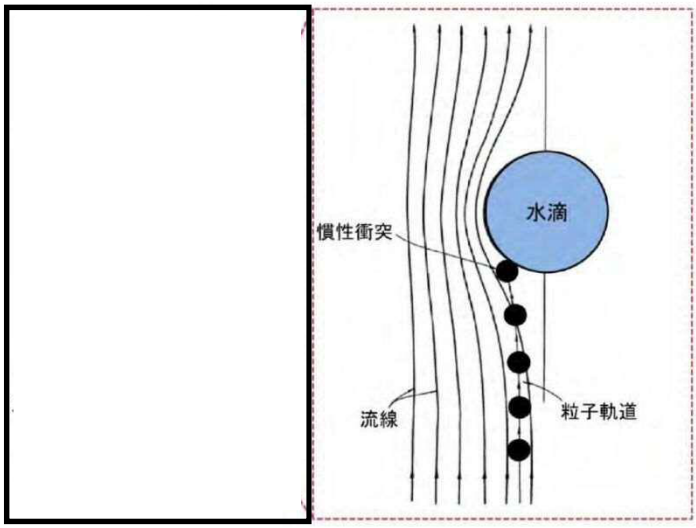


図 3.1.1-4　ベンチュリノズルにおける除去原理

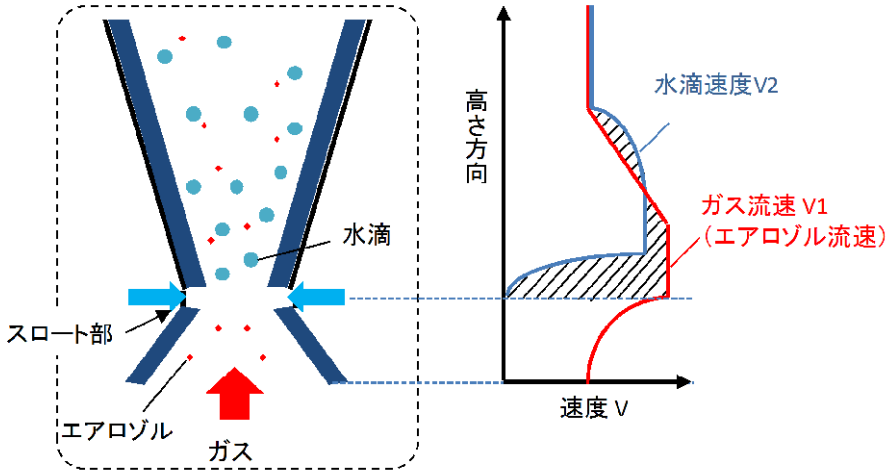


図 3.1.1-5　ベンチュリノズルにおける速度模式図

図 3.1.1-5 に示すとおり，ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴速度 V_2 が異なることで，ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから，慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

以上より，ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは，ガス流速，水滴速度，エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが，水滴速度及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため，ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータとなる。

図 3.1.1-6 にベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を示す。

① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。

② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。

③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され，ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。

④ 噴霧によって，微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり,エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し,ベントガスから捕集される。

⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり，エアロゾルはスクラビング水に保持される。

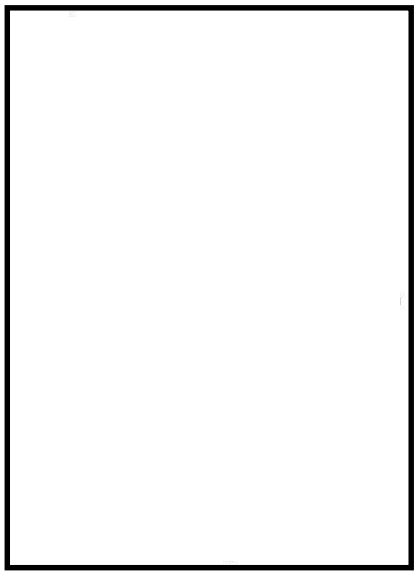


図 3.1.1-6　ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

(5)　金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは，ベンチュリスクラバの後段に設置され，より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は，図 3.1.1-7 に示すように，さえぎり，拡散，慣性衝突効果の重ね合わせにより，エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり，拡散，慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

以上より，金属フィルタの除去性能に対して，影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては，ガス流速，エアロゾル粒径を考慮する必要がある。

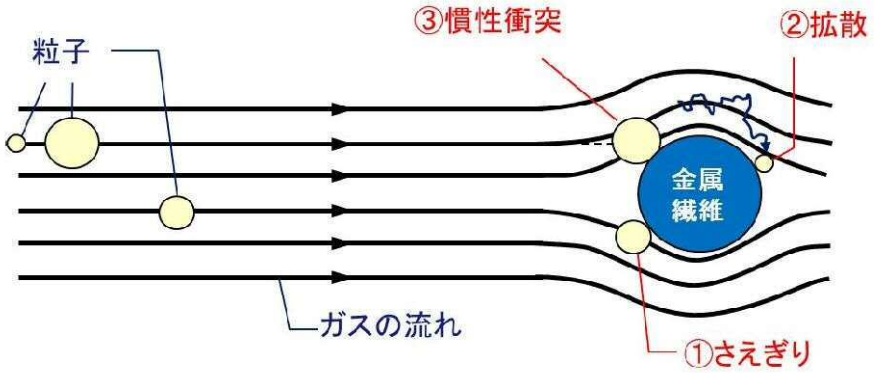


図 3.1.1-7　金属フィルタにおける除去原理

3.1.2　ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故等時に発生する放射性よう素は，粒子状よう素（ＣｓＩ：よう化セシウム等）と，ガス状よう素として無機よう素（I_2：元素状よう素）と有機よう素（CH_3I：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され，残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが，無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物（塗装等）と結合し，有機よう素へ転換する。粒子状よう素については，エアロゾルの除去原理に基づき，ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

無機よう素については，スクラビング水に添加された薬剤と化学反応させることによりベンチュリスクラバで捕集し，吸着材と化学反応させることにより，よう素除去部で捕集する。有機よう素については，吸着材と化学反応させることにより，よう素除去部で捕集する。

(1)　フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル，スクラビング水等），上部に金属フィルタを設置し，金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを図 3.1.2-1 に示す。

ベントガスは，流量制限オリフィスを通過する際，[redacted]となる。オリフィス下流の排気配管は大気に接続されており，よう素除去部における圧力は大気圧に近い状態となることから，オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は，[redacted]。

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図 3.1.2-2 に示す。

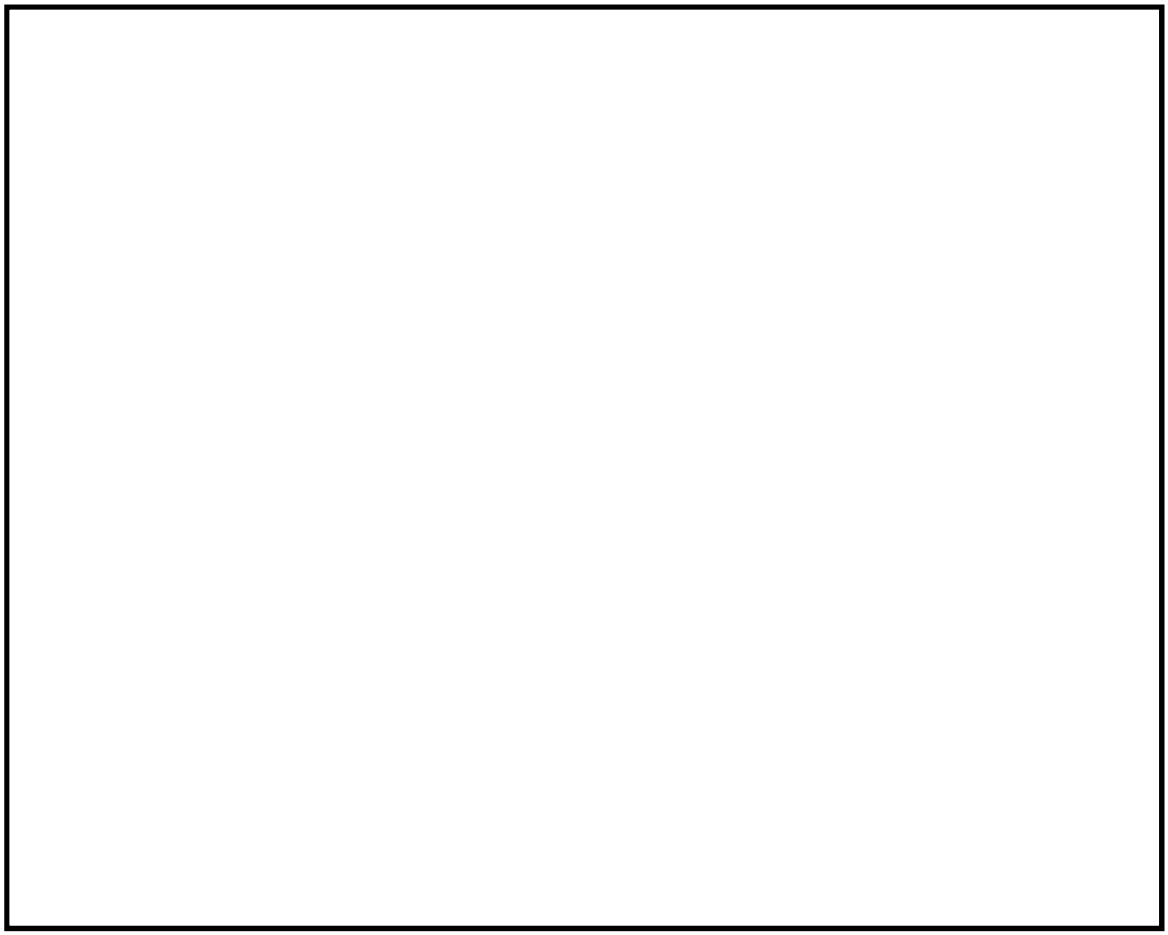


図 3.1.2-1　フィルタ装置内のベントガスの流れ

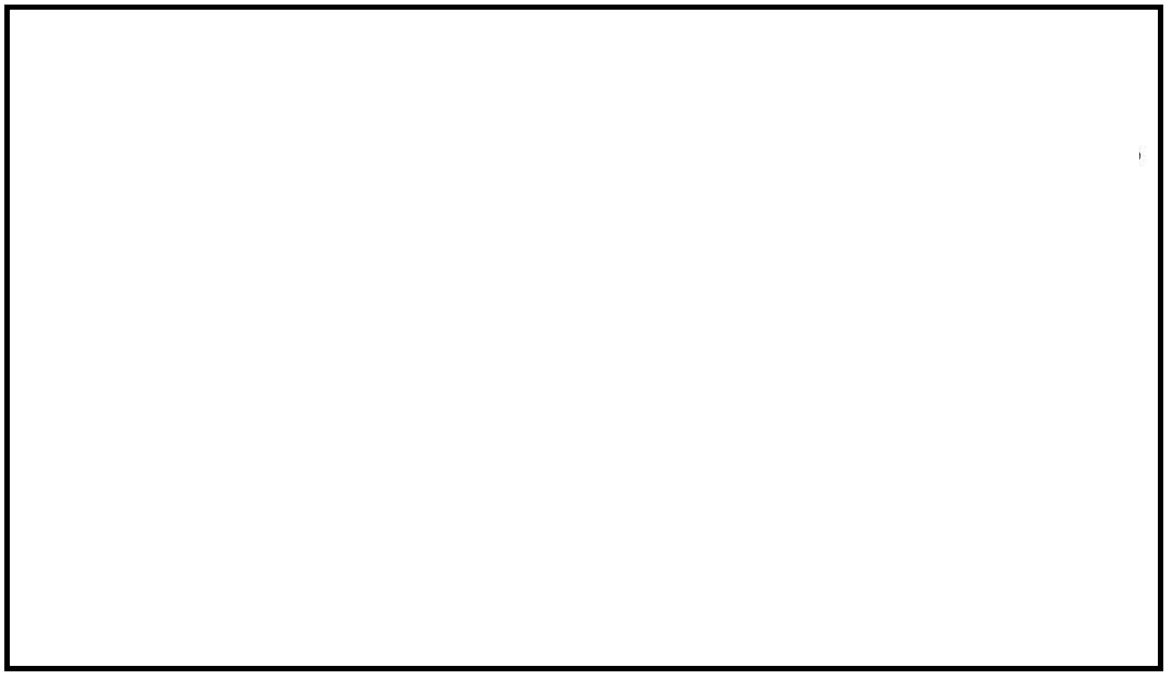


図 3.1.2-2　流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）

(2)　ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際，無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に効果的に捕集・保持するために，スクラビング水には表3.1.2-1に示す薬剤を添加する。

表3.1.2-1　スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的

ベンチュリスクラバを通過する際，揮発性の高い無機よう素は，添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し，スクラビング水中に捕集・保持される。以下に化学反応式を示す。

の添加によって，スクラビング水はアルカリ性条件下となるため，式（2）により，無機よう素を捕集する。

また，スクラビング水に捕集されたよう素と，気相中に含まれる無機よう素の割合（気液分配係数）は，スクラビング水のｐＨの影響を受け，アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため，スクラビング水中に捕集されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

したがって，ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラビング水のｐＨ」が挙げられる。

なお，一般的に有機よう素は，無機よう素に比べ活性が低く，反応しにくいため，ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

(3)　よう素除去部におけるよう素の除去

吸着材は，[redacted]ために[redacted]に[redacted]を添加して粒状に成形したもので，これをフィルタ装置内のよう素除去部に充填することで，吸着ベッドを形成している。

ベントガスの滞留時間は，ベントガスが吸着ベッドを通過するのに要する時間であり，長い程反応の効率が高まる。また，過熱度は吸着ベッドを通過するベントガスの温度と飽和温度との差であり，[redacted]であれば，[redacted]。

したがって，よう素除去部におけるよう素の除去効率に影響を与える因子として「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」が挙げられる。

3.2　運転範囲

3.1.1 項で，エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え，ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について，有効性評価に基づき，ベント実施中に想定する運転範囲を表 3.2-1 に示す。また，3.1.2 項で，ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水のｐＨ及びガスの過熱度について，ベント時に想定する運転範囲を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は，約[　　] m/s*となる。 なお，金属フィルタ部におけるガス流速は，適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より，質量中央径を約[　] μm とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は約[　　] ℃となることから，上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう，[　　] ℃とする。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における，フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は約[　　] %となるが保守的に 0～100 %を運転範囲とする。
スクラビング水のｐＨ	スクラビング水は高アルカリ性に保つために，[　　][　]が添加されていることから，運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する，よう素除去部におけるベントガスの過熱度は，約[　　] K となる。

注記　＊：[　] m/s は事象発生 7 日後（格納容器圧力[　] kPa［gage］）における流速であり，ＪＡＶＡ試験においては、流速の下限値[　] m/s(格納容器圧力[　] kPa[gage])までの範囲で所定の除去性能が確保されていることが確認されている。

3.3　性能検証試験結果

3.3.1　性能検証試験の概要

Ｆｒａｍａｔｏｍｅ社製のフィルタ装置は,大規模なセクター試験装置により,実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており，その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(1)　エアロゾルの除去性能試験（ＪＡＶＡ試験）

Ｆｒａｍａｔｏｍｅ（当時Ｓｉｅｍｅｎｓ）社は，1980 年代から 1990 年代にかけ，ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下「ＪＡＶＡ」という。）にて，電力会社，ドイツ原子力安全委員会（ＲＳＫ）及びその他第三者機関立会の下，フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には，実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと，実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し，試験条件として，実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力，温度，ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径，濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより，フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図 3.3.1-1 に，試験条件を表 3.3.1-1 に示す。

試験にはエアロゾルを模擬するため,[redacted]を使用している。図 3.3.1-2 に示すように，試験で使用した[redacted]の質量中央径は約[redacted] μｍ，空気中[redacted]の質量中央径は約[redacted] μｍ，蒸気中[redacted]の質量中央径は約[redacted] μｍ，ウラニンの質量中央径は約[redacted] μｍとなっている。

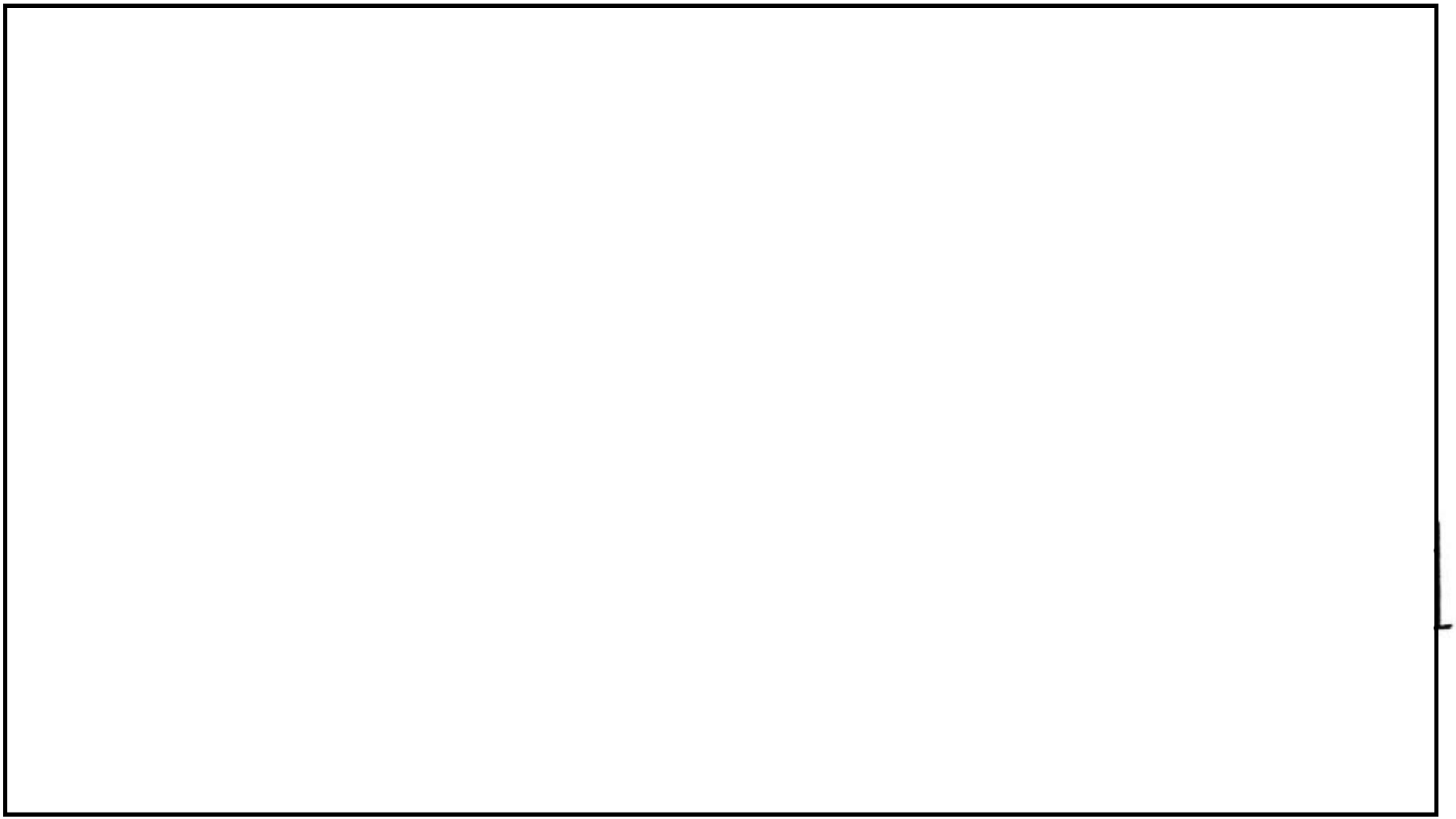


図 3.3.1-1　ＪＡＶＡ試験装置概要

表 3.3.1-1　ＪＡＶＡ試験条件（エアロゾル除去性能試験）

試験条件	
圧　　力	約 [redacted] bar［abs］ （約 [redacted] kPa［abs］）
温　　度	約 [redacted] ℃
流　　量	約 [redacted] m^3/h
蒸気割合	[redacted] %
エアロゾル	[redacted]

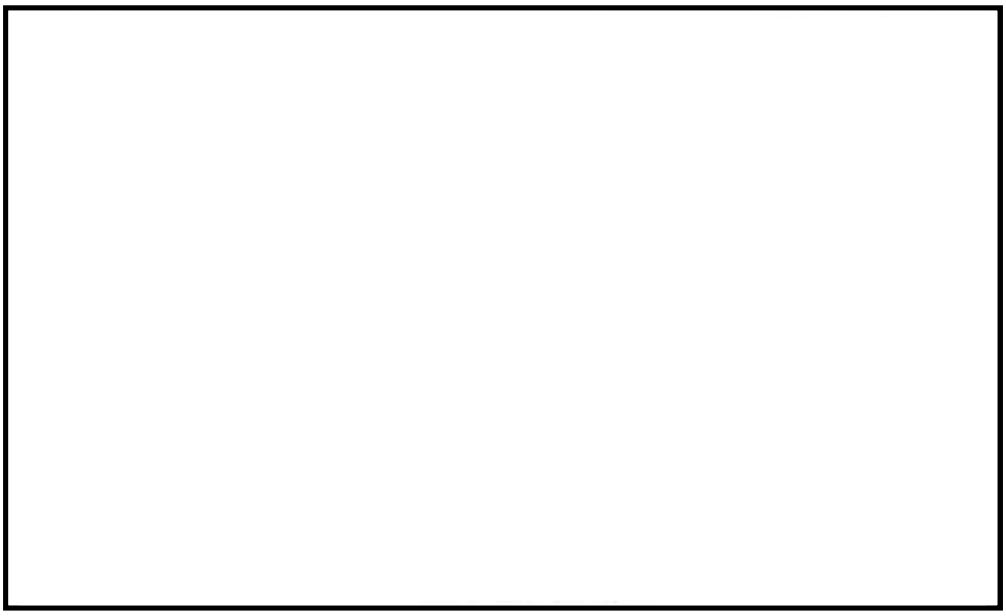


図 3.3.1-2　試験用エアロゾルの粒径分布

(2)　無機よう素の除去性能試験（ＪＡＶＡ試験）

Ｆｒａｍａｔｏｍｅ社はＪＡＶＡ試験装置を使用し，(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社，ＲＳＫ及びその他第三者機関立会の下，無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として，種々のパラメータ（圧力，温度，ガス流量等の熱水力条件，スクラビング水のｐＨ等の化学条件）にて試験を行うことにより，フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。ＪＡＶＡ試験における無機よう素の試験条件を表 3.3.1-2 に示す。

表 3.3.1-2　ＪＡＶＡ試験条件（無機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 [redacted] bar［abs］ （約 [redacted] kPa［abs］）
温度	約 [redacted] ℃
流量	約 [redacted] m^3/h
ｐＨ	約 [redacted]
物質	[redacted]

(3)　有機よう素の除去性能試験（ＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験）

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため，Ｆｒａｍａｔｏｍｅ社はＪＡＶＡ試験装置に有機よう素除去部を設けたＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験装置を用いて，2013 年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

試験装置には，実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し，試験条件として種々のパラメータ（圧力，温度，過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより,フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を図 3.3.1-3 に，試験条件を表 3.3.1-3 に示す。

表 3.3.1-3　ＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験条件（有機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧　　力	約 [redacted] bar［abs］ （約 [redacted] kPa［abs］）
温　　度	約 [redacted] ℃
蒸気割合	約 [redacted] ％
過 熱 度	約 [redacted] K
物　　質	[redacted]

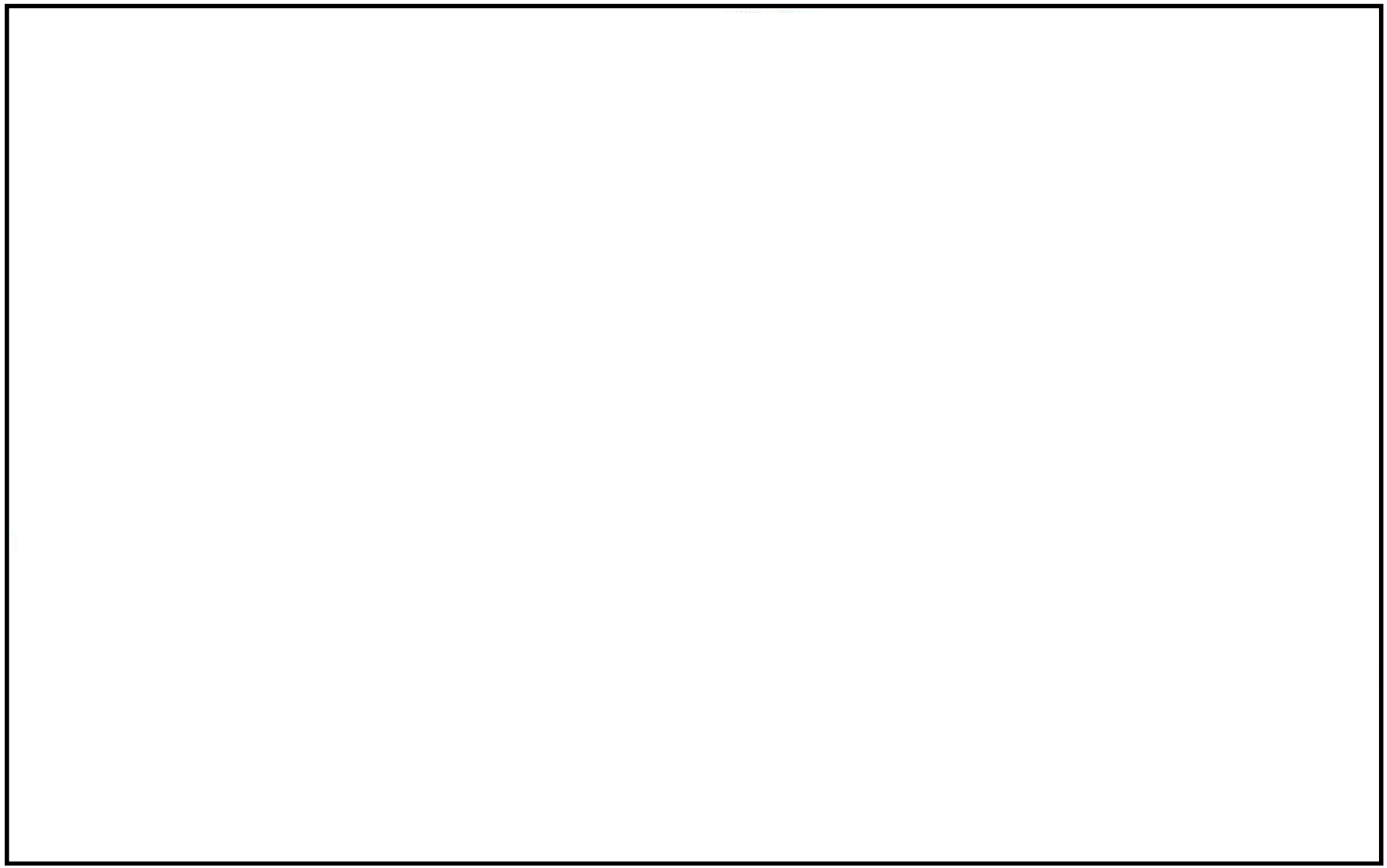


図 3.3.1-3　ＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験装置概要

3.3.2　エアロゾルの除去性能試験結果

ＪＡＶＡ試験における性能検証試験結果を表 3.3.2-1～表 3.3.2-4 に示す。エアロゾルの除去原理では，3.1.1 に示すとおり，「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため,ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに，その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため，ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。試験の結果，エアロゾルの除去能力がＤＦ1000 以上，無機よう素の除去能力がＤＦ100 以上，有機よう素の除去能力がＤＦ50 以上であることを確認した。

(1)　ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために，流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算*して確認した。

図 3.3.2-1 及び図 3.3.2-2 にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。ＤＦについては，装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。

この結果から，ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲（　　と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求されるＤＦ1000 以上を満足していることがわかる。

なお，運転範囲よりも小さいガス流速においても，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで，ＤＦ1000 以上を満足しているため，フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。

注記　＊：ガス流速は，体積流量を，図 3.3.2-3 に示すベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属フィルタの総断面積で割ることにより，算出している。

1Pd の時のガス流速の計算過程を例として示す。

①　ベンチュリノズル部

ガス流速（m/s）＝ 体積流量（m^3/s）÷ 総断面積（m^2）

＝　　÷　　

＝　　（m/s）

②　金属フィルタ部

ガス流速（m/s）＝ 体積流量（m^3/s）÷ 総断面積（m^2）

＝　　÷　　

＝　　（m/s）

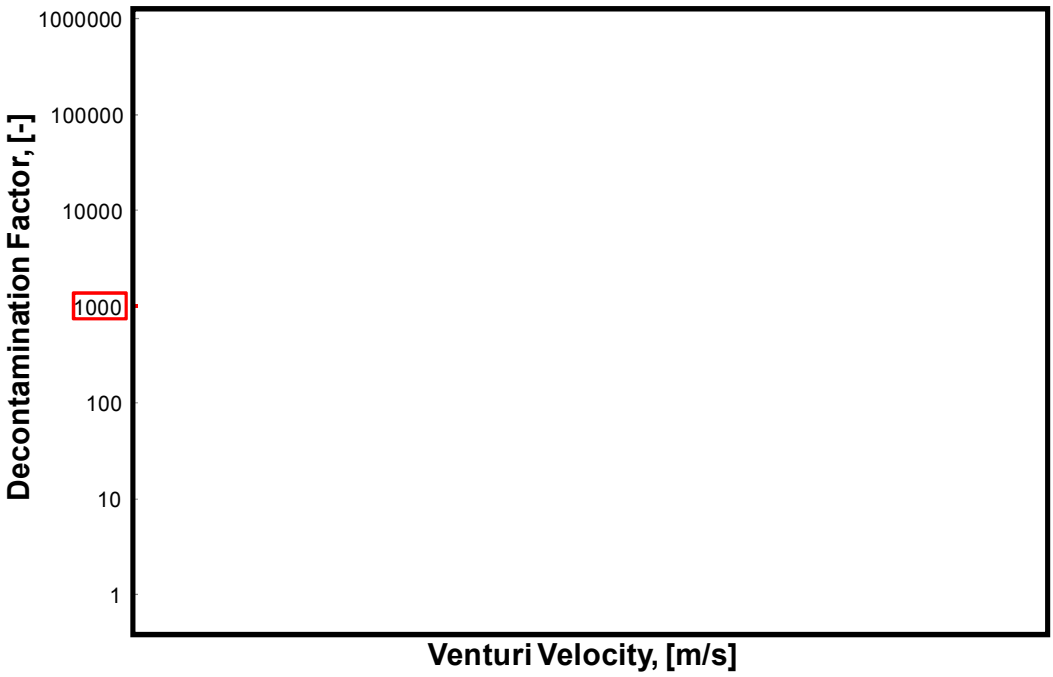


図 3.3.2-1　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数（ＪＡＶＡ試験）

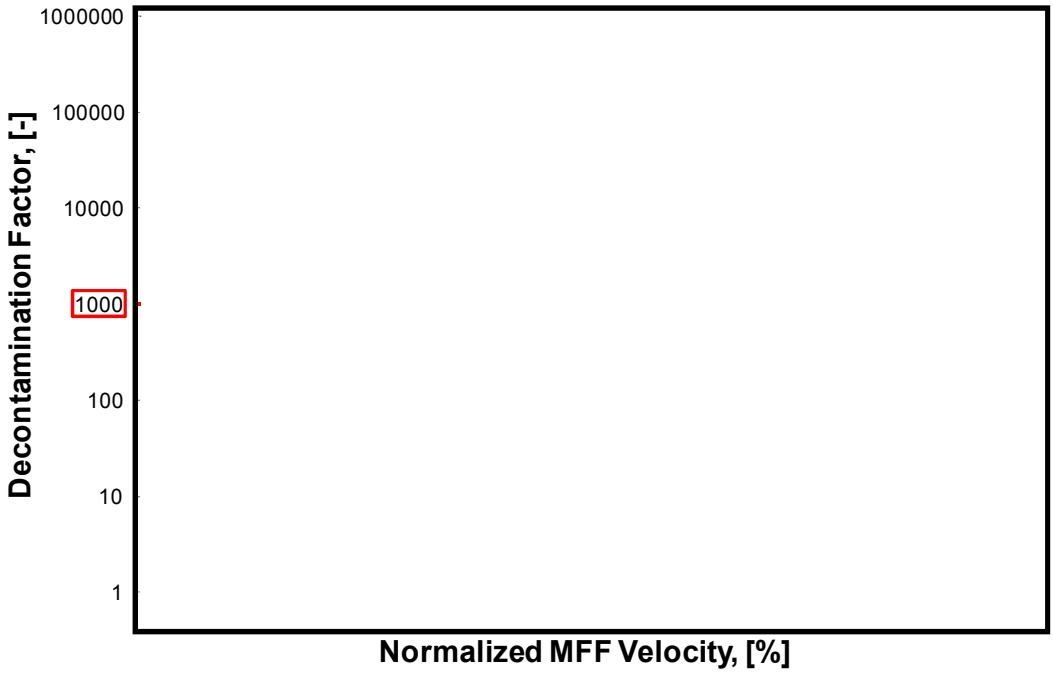


図 3.3.2-2　金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数（ＪＡＶＡ試験）

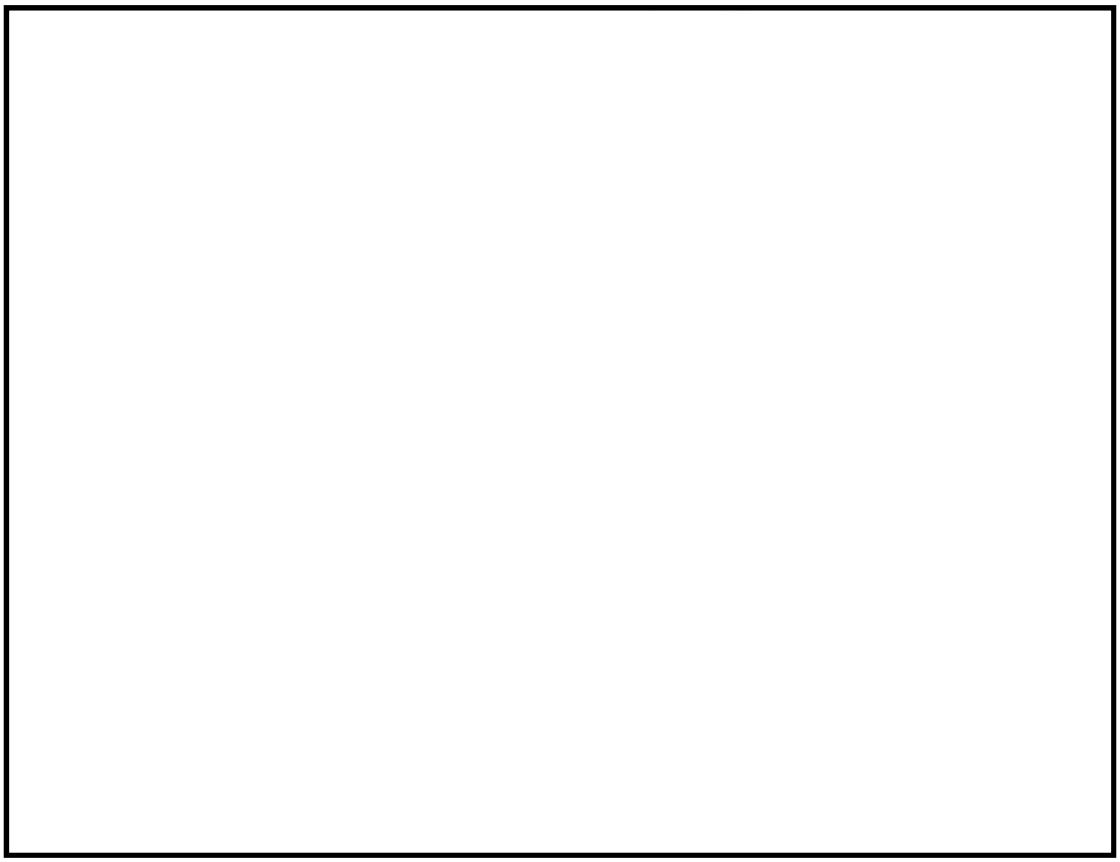


図 3.3.2-3　ベンチュリノズルスロート部及び金属フィルタの断面積

(2)　エアロゾル粒径

図 3.3.2-4 に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径(質量中央径：約　　μm)の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず，いずれの試験結果においても要求されるＤＦ1000 を満足していることがわかる。

サプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は約　　μm である。試験用エアロゾルとしては質量中央径約　　μm の　　を使用し，ＤＦ1000 以上を満足していることから，フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

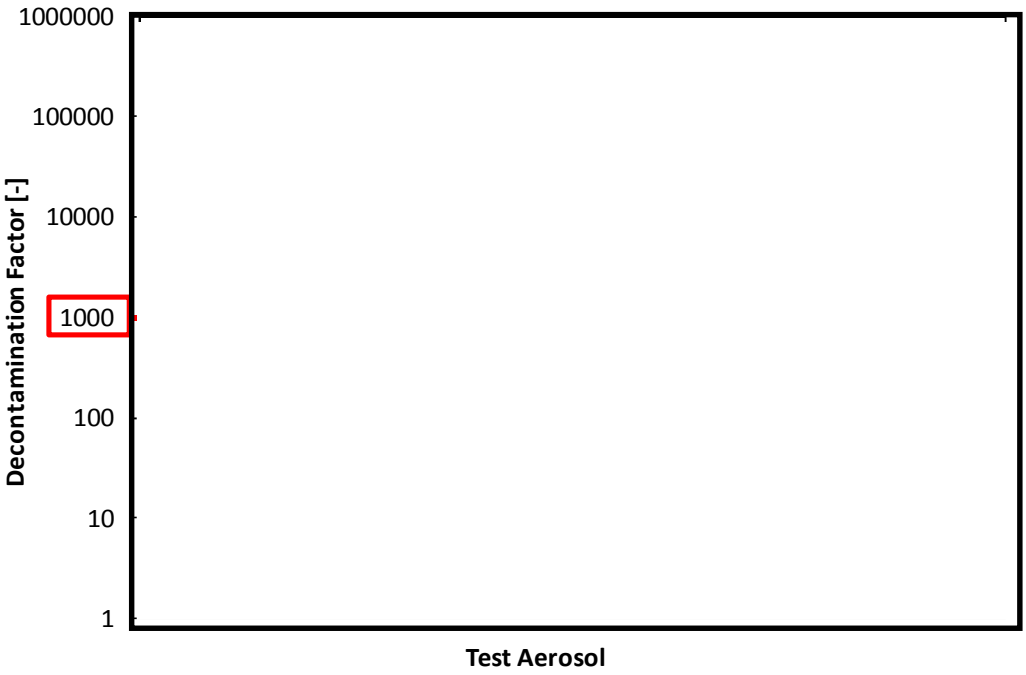


図 3.3.2-4　粒径に対する除去係数（ＪＡＶＡ試験）

(3)　ガス温度

図 3.3.2-5 にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から，ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず，試験を実施した全域にわたって要求されるＤＦ1000 以上を満足していることがわかる。

したがって，ガス温度の運転範囲（　　）に対して，フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

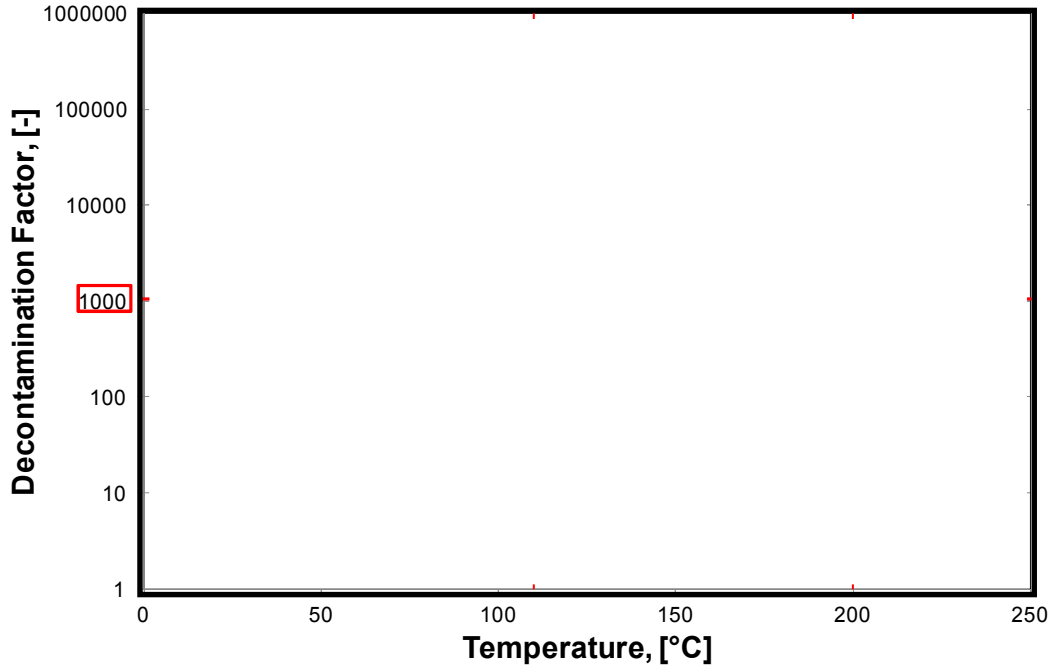


図 3.3.2-5　ガス温度に対する除去係数（ＪＡＶＡ試験）

(4) ガス蒸気割合

図 3.3.2-6 にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から，ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず，試験を実施した全域にわたって要求されるＤＦ1000 以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100 %）で性能検証試験が行われており，フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。

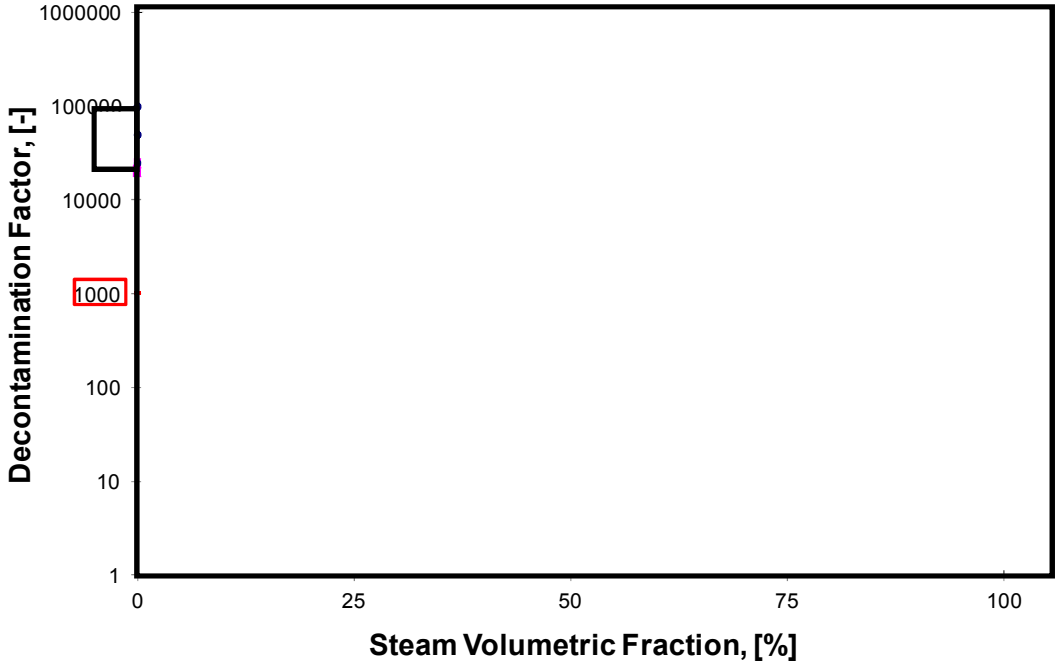


図 3.3.2-6 蒸気割合に対する除去係数（ＪＡＶＡ試験）

表 3.3.2-1 エアロゾル（ ） 除去性能試験結果（ＪＡＶＡ試験）

Test-No.	Test Aerosol	MMD	Pressure	Temp.	Gas Flow	Gas Com-position	Volumetric steam fraction	Contaminated Gas Concentration	Venturi Velocity	Norm. MFF Velocity	Total Removal Efficiency	DF
		(μm)	(bar abs)	(℃)	(m^3/h)		(%)	(mg/m^3)	(m/s)	(%)	(%)	

表 3.3.2-2　エアロゾル（　　）除去性能試験結果（ＪＡＶＡ試験）

Test-No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	Gas Flow (m^3/h)	Gas Com-position	Volumetric steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

表 3.3.2-3　エアロゾル（　　）除去性能試験結果（ＪＡＶＡ試験）（1／2）

Test-No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	Gas Flow (m^3/h)	Gas Com-position	Volumetric steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

表 3.3.2-4　エアロゾル（　　）除去性能試験結果（ＪＡＶＡ試験）（2／2）

Test-No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	Gas Flow (m^3/h)	Gas Com-position	Volumetric steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

3.3.3　ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1)　無機よう素除去性能試験結果

ＪＡＶＡ試験における無機よう素の除去性能試験結果を表 3.3.3-1 に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり，その反応に影響を与える因子は，「スクラビング水のｐＨ」である。図 3.3.3-1 に，スクラビング水のｐＨに対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から，スクラビング水がｐＨ[redacted] の状態においても設計条件である除去効率 99 ％（ＤＦ100）以上であることを確認した。

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，よう素除去部でも捕集されやすい。したがって，ベンチュリスクラバによう素除去部を組み合わせることで，さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

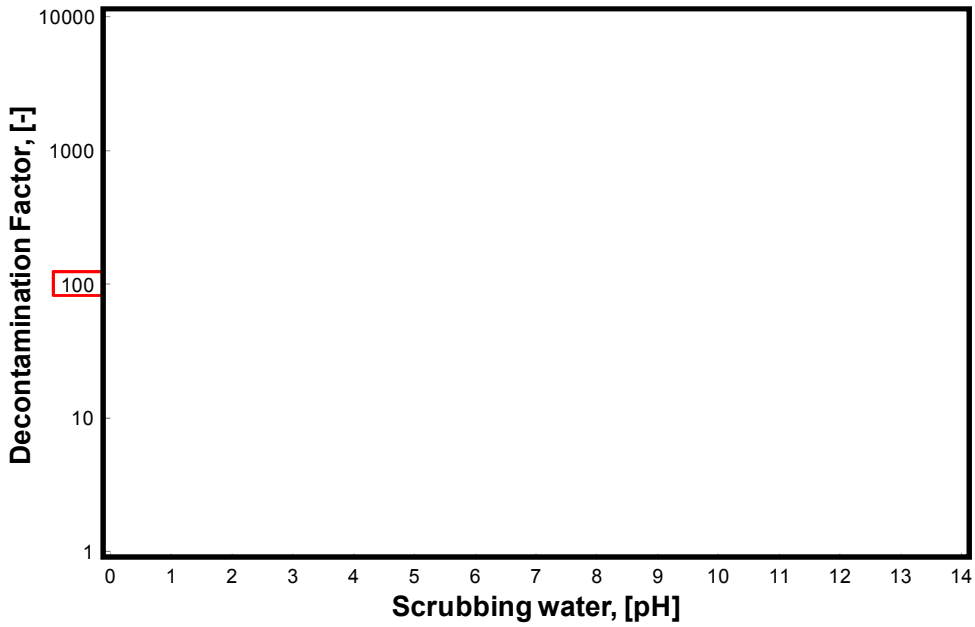


図 3.3.3-1　ｐＨに対する無機よう素除去係数

表 3.3.3-1　ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果（ＪＡＶＡ試験）

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	Gas Flow (m^3/h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2)　有機よう素除去性能試験結果

ＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験における有機よう素の除去性能試験結果を表 3.3.3-2 に示す。ＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験で得られた除去係数を，過熱度で整理したものを図 3.3.3-2 に示す。

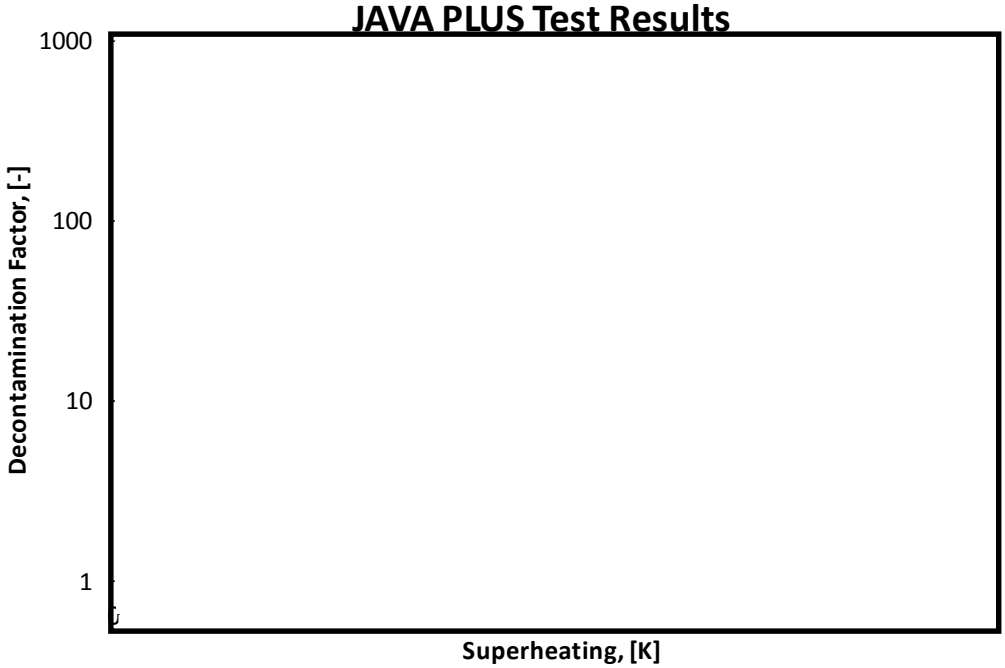


図 3.3.3-2　ＪＡＶＡ ＰＬＵＳ試験結果

ここで，ＪＡＶＡ ＰＬＵＳ試験装置と実機においては，ベッド厚さが異なるため，ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。

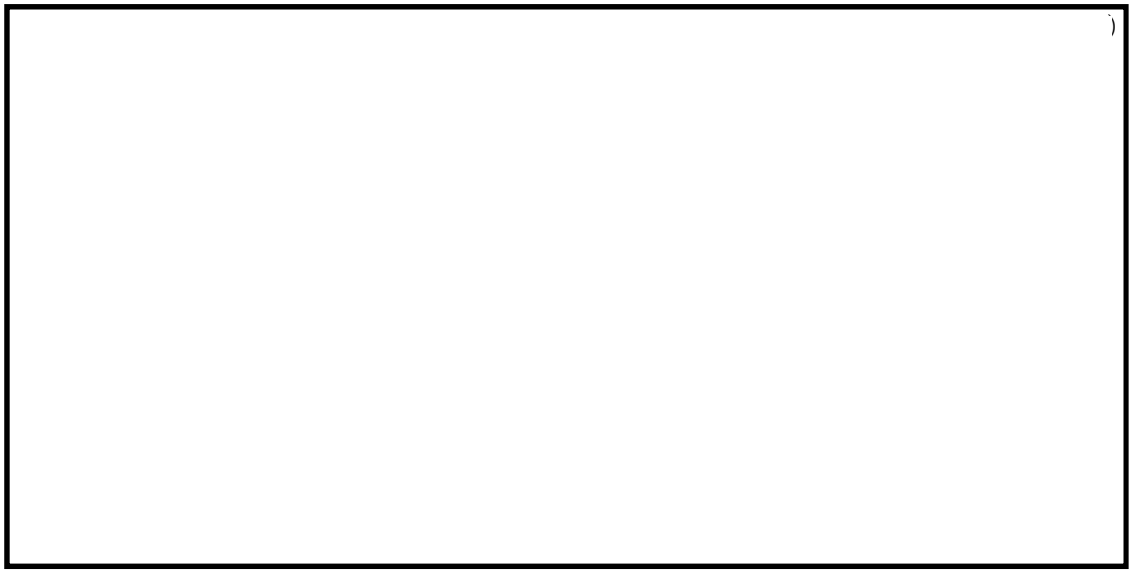




図 3.3.3-3　ＪＡＶＡ ＰＬＵＳ試験結果（補正後）

表 3.3.3-2　有機よう素除去性能試験結果（ＪＡＶＡ　ＰＬＵＳ試験）

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (℃)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

3.3.4　フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより，放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

(1)　エアロゾルの再浮遊

a.　ベンチュリスクラバ部

(a)　想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると，ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより，ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラビング水の水面近傍には，水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により，細かい飛沫（液滴）が発生するが，その飛沫にエアロゾルが含まれていると，エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

(b)　影響評価

ベンチュリスクラバの後段には，金属フィルタが備えられており，この金属フィルタには，ベンチュリスクラバからの飛沫（液滴）を除去するための機構（プレフィルタ及び湿分分離機構）と除去したドレン水をスクラビング水内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため，ベンチュリスクラバで発生した飛沫（液滴）は，メインフィルタに到達する前に除去される。また，飛沫（液滴）の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが，メインフィルタにて補集される。

以上のとおり，フィルタ装置は，ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b.　金属フィルタ部

(a)　想定する状態

金属フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると，崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し，放射性物質の融点／沸点を超えた場合に液体／気体となる。これらの液体／気体がベントガス流により下流に流された場合，フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

(b)　影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は，ベント中はベントガスの流れによって冷却され，ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから，金属フィルタの温度は，エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：ＣｓＯＨの融

点：272.3 ℃）に対し十分低く抑えることができる。

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると，スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い，スクラビング水中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり，スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし，アルカリ環境下では，無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく，無機よう素の気相部への移行量は，スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

ＪＡＶＡ試験は，高温のベントガスを用いて，無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており，温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

b. よう素除去部における放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに，ベントガスに含まれる水素が通気されると，捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は 400 ℃以上の高温状態で数時間程度，水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200 ℃以下であり,銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても,ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また，よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は，ベント中はベントガスにより冷却され，ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから，よう素除去部の温度上昇は，放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400 ℃）に対して，十分低く抑えることができる。

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には，溶融炉心から発生するエアロゾルに加え，炉内構造物の過温などによるエアロゾル，コアコンクリート反応により発生するＣａＯ$_2$等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が，フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により，ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し，閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は，高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して，エアロゾルの粒子径は極めて小さく，ベンチュリノズルが閉塞することはない。

金属フィルタには，ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルが移行する。移行するエアロゾル量は，金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さく，金属フィルタが閉塞することはない。

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（[redacted]）との反応により捕集されるが，薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には，無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる[redacted]の量は，原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから，容量に達することはない。

(5) よう素除去部の容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は，銀ゼオライトに捕集されるが，銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には，ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量(銀分子数)は，原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。

(6) ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響

a. 想定する状態

スクラビング水に蒸気が流入すると，スウェリングにより水位が上昇する。その結果，スクラビング水の水位は通常待機時に比べ上昇しており，よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり，スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで，スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられ，[redacted]こととなる。よって，スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はスクラビング水から入熱されるため，よう素除去部で蒸気が凝縮することはなく，よう素の除去性能への悪影響はない。

(7) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは，放射線の照射環境に長期間晒されると，変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

フィルタ装置で想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕集性能を確認しており,よう素の除去性能への悪影響はない。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備については，東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して，適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより，設備の健全性を確保する。

一方，東海第二発電所として保全の経験がない設備として，高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については，劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており，有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが，先ずは初回定期検査時に点検を実施し，その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラビング水の分析については，海外プラントにおいて窒素封入環境下で[redacted]薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり，性状に有意な変化はないものと考えられるが，定期検査毎に実施することとする。

また，よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては，試験を行い，スクラビング水による飽和蒸気環境下で[redacted]保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。

東海第二のフィルタ装置では，銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており，先ずは初回定期検査時に性状の確認を行い，その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を表4-1に示す。

表 4-1　機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラビング水	水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	本体	外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（よう素除去部）	サンプル性状確認	
圧力開放板	本体	外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		フランジ面手入れ	
	機能確認	漏えい確認	
配管	本体	外観点検	10 定検毎
		フランジ部点検手入れ	10 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	漏えい確認	
弁	本体	弁箱内面点検手入れ	3 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		パッキン類交換	
		外観目視点検	
	機能確認	漏えい確認	
		作動試験	毎定検（手動弁を除く）
ポンプ	本体	内面点検手入れ	4 定検毎
		インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		パッキン類交換	
		外観目視点検	
	機能確認	漏えい確認	
		作動試験	4 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験

b.　電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備については，東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して，適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより，設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を表4-2に示す。

表 4-2　電気設備の点検内容

対象機器		点検内容	点検周期・時期（計画）
電動駆動弁駆動部	電動機	外観点検	2 定検毎
		分解点検	156 か月毎
	トルクスイッチ	動作確認	2 定検毎
		設定値確認	
	リミットスイッチ	動作確認	2 定検毎
		取付状態確認	
	電気室	結線点検	2 定検毎
	開度計	外観点検	2 定検毎
		指示値確認	
	試験・測定	絶縁抵抗測定	1 定検毎
		作動試験	
		電流測定	
ポンプ電動機	電動機	外観点検	5 定検毎
		分解点検	
	機能確認	絶縁抵抗測定	5 定検毎 ただし，移送ポンプについては毎月定期試験
		作動試験	
		電流測定	

c.　計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については，東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して，適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより，設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を表4-3に示す。

表 4-3　計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期（計画）
水位計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
温度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		電気試験	
		ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		線源校正	
水素濃度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	外観点検	1 定検毎
	特性試験	計器校正	1 定検毎
	機能・性能検査	作動試験	1 定検毎
	分解点検	ポンプ分解点検	5 定検毎
制御盤	外観検査	外観点検	1 定検毎

(2)　試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として，「弁開閉試験」，「移送ポンプ作動試験」，「漏えい試験」，「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a.　弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため，以下の弁について開閉試験を実施する。図 4-1 に対象弁を示す。

・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験

・フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験

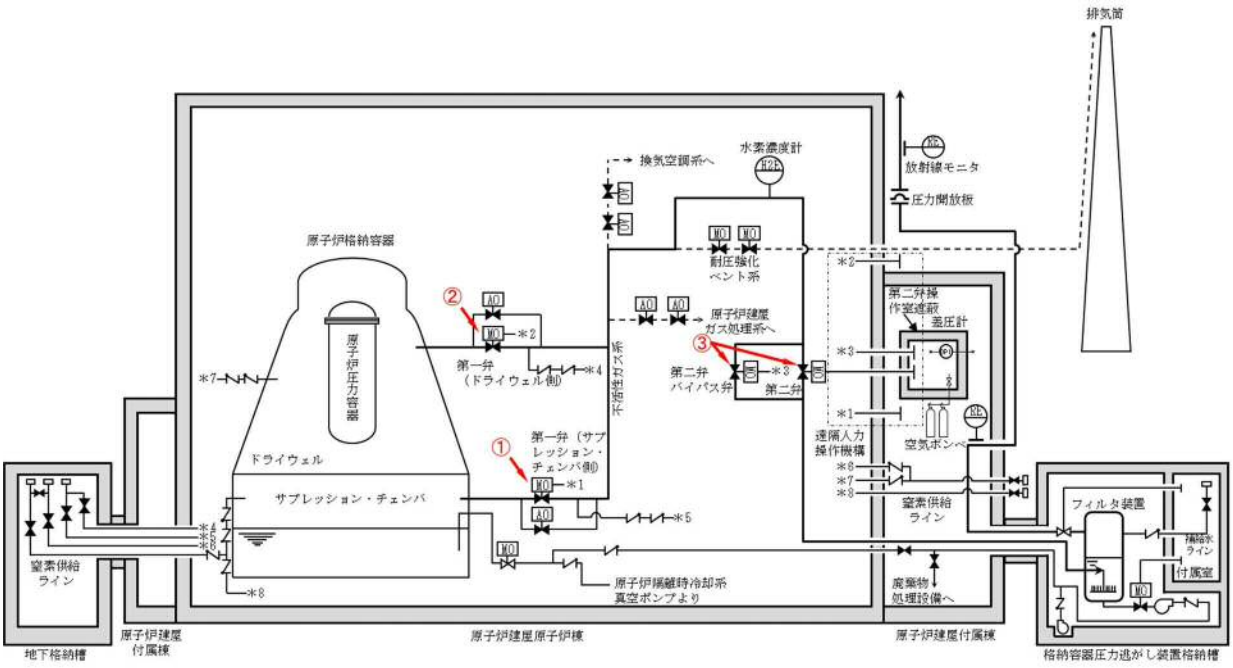


図 4-1　格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

b.　移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため，テストラインを使用して，移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を図4-2に示す。

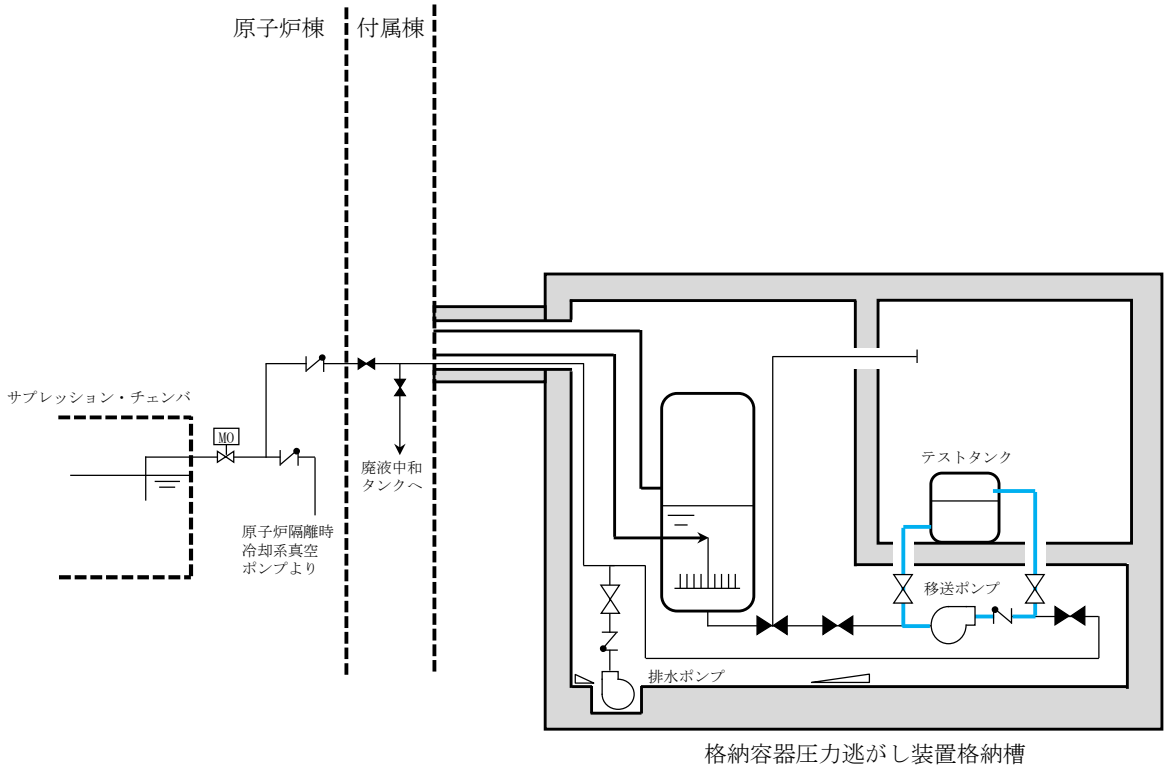


図 4-2　排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

c. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を表4-4に，試験概要図を図4-3に示す。

漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力620 kPa［gage］でのベント開始時の系統内は窒素が支配的であること，また，ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから，窒素を加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお，事故時に発生する水素については，フィルタ容器のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素が漏えいした場合においても，長期にわたって格納容器圧力逃がし装置格納槽内が可燃限界に到達しないこと，系統内から水素が漏えいした場合においても，建屋内については静的触媒式水素再結合器による処理が，建屋外については外気への拡散が期待できること，また，試験時の安全性確保の観点から，水素を加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では，系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力□ kPa［gage］以上を試験圧力とする。また，系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力620 kPa［gage］を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では，系統の最高使用温度200 ℃を模擬することが困難となることから約180 ℃低い常温約20 ℃での漏えい確認となるが，試験温度については，環境温度が高い場合，配管が熱膨張した状態となり，フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから，常温での試験環境は，保守的となる。

表4-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	□ kPa［gage］以上（窒素封入圧力）	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に，系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	620 kPa［gage］（最高使用圧力）	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために，系統全体を最高使用圧力に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。

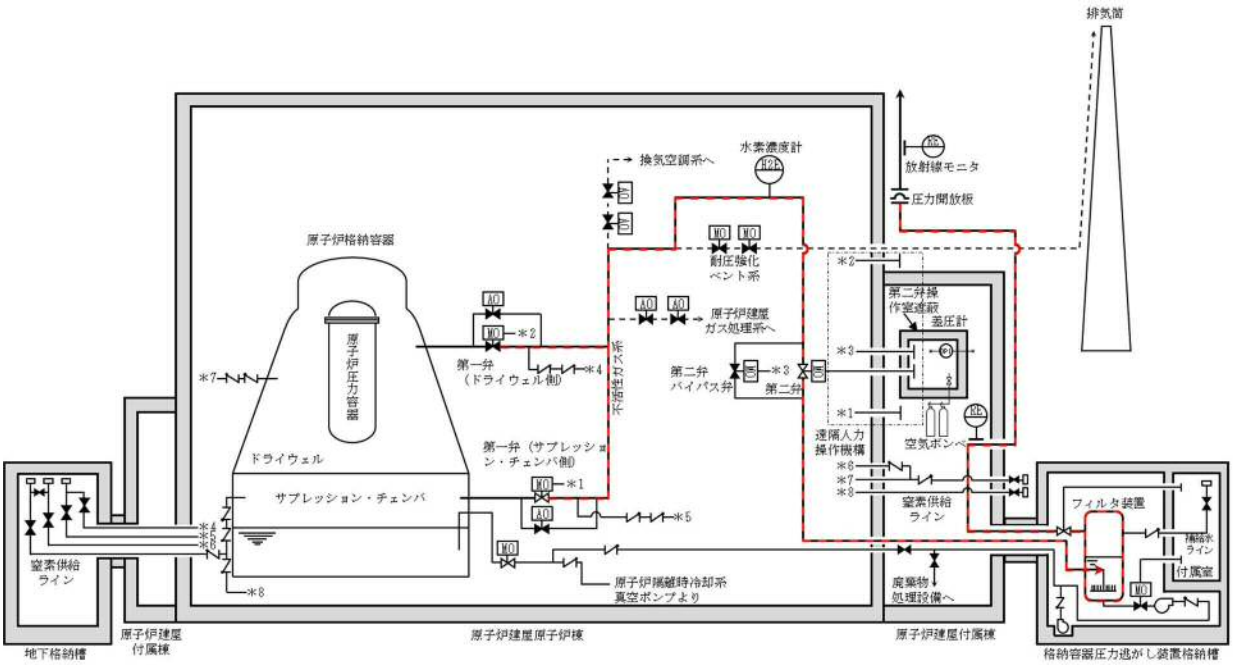


図4-3　漏えい試験の試験概要図

d.　スクラビング水質確認試験

スクラビング水質確認試験は，サンプリングラインから水を採取・分析を実施し，スクラビング水が規定の濃度であることを確認する。

e.　銀ゼオライト性能確認試験

よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては，原子炉停止期間中にベントフィルタ内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能試験を行い，規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合，格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため，設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる*。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は，可燃限界濃度である 4 vol%を大きく上回るが，原子炉格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5 vol%以下に管理）することに加え，水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5 vol%未満に管理することで，水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については，待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより，原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。

また，格納容器圧力逃がし装置の配管については，ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために，配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお，水素爆発の条件として，水素濃度 4 vol%かつ酸素濃度 5 vol%以上の条件に加えて，着火源又は 500 ℃以上の発熱源が必要となるが，原子炉格納容器内における着火源又は 500 ℃以上の発熱源の不確かさが大きいため，酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

注記 ＊：溶融炉心・コンクリート相互作用によって，可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが，コリウムシールドを設置することでペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが溶融炉心によって侵食されないことから，一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また，仮にペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが床面及び壁面共に 30 cm 侵食したことを仮定した場合においても，一酸化炭素の発生量は 15 kg であり，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素発生量 700 kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5 vol%であることを踏まえると，考慮不要と考えられる。

(2)　系統の各運転状態における設計上の考慮

a.　系統待機状態①：プラント通常運転中

(a)　水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては，原子炉格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には，窒素置換時に大気と隔離するため，圧力開放板を設けている。この圧力開放板は，原子炉格納容器からの排気と比較して，十分低い圧力で開放するよう設計している。

(b)　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，水素の発生がないため，監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-1 に示す。

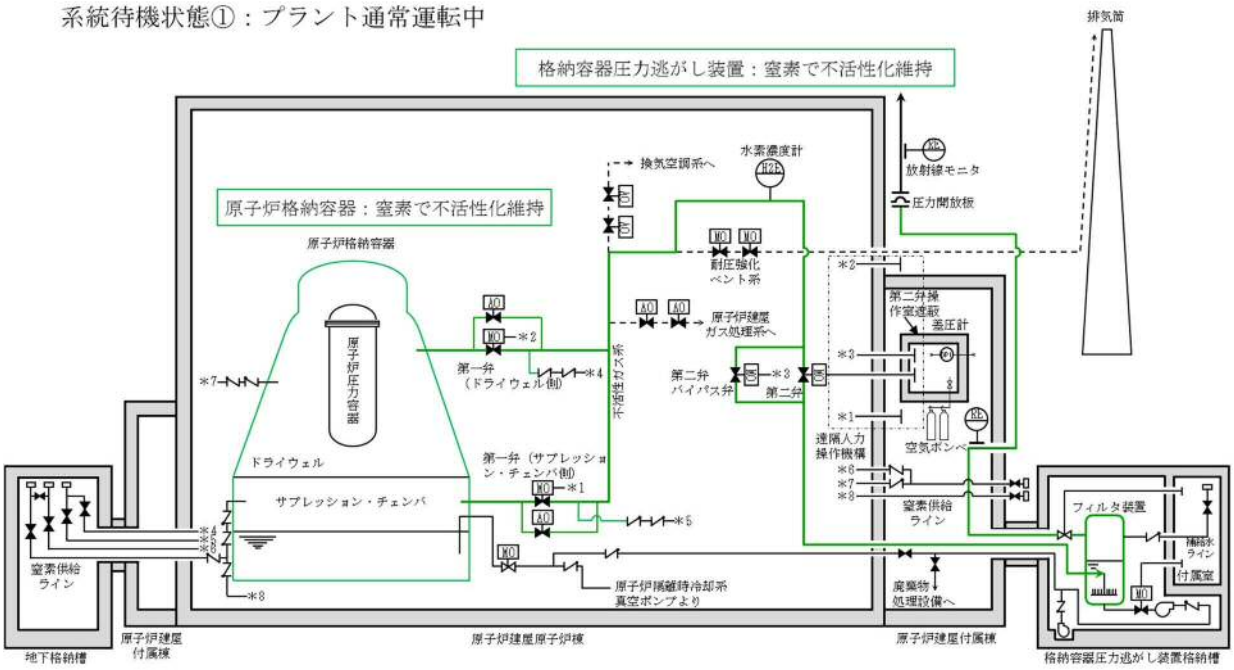


図 1-1　水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b.　系統待機状態②：重大事故等時，ベント前

(a)　水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，蒸気，窒素，水素及び酸素が混合した状態となるが，格納容器ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。

(b)　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素が持ち込まれないため，監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-2 に示す。

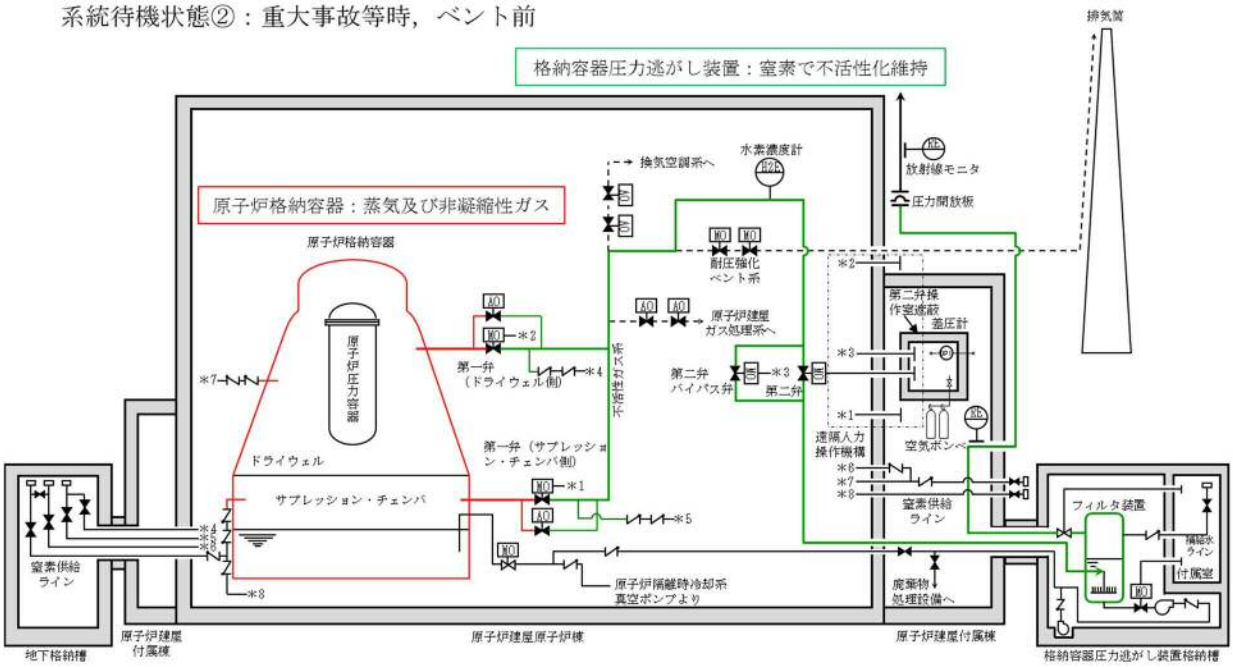


図 1-2　水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c.　系統運転状態①：ベント実施直後

(a)　水素爆発防止対策

ベント開始時において，ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合，酸素濃度が上昇することで，水素爆発が発生するおそれがあるが，ベント実施前から，原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し，4.3 vol%に到達した時点でベント実施する判断基準を設定していること及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため，仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお，このベント実施判断基準については，酸素濃度の可燃限界である 5 vol%に対し，酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（ＳＡ））の測定誤差である±0.6 vol%及び 0.1 vol%の余裕を考慮して設定した。また，原子炉格納容器内の気体については，格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に撹拌されており，濃度分布がないため，酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（ＳＡ））により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

(b)　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが，原子炉格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

(c)　対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では，対向流が発生することにより，

フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら，格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間，ベントガス中の蒸気がスクラビング水によって凝縮された場合においても，蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから，対向流は発生しない。

(d)　枝管における水素及び酸素の蓄積について

原子炉格納容器内の水素濃度については，ドライ条件に換算して，5 vol％未満に管理することから，ベント実施中において，仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても，枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが，万が一，枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合，枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため，枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「ＢＷＲ配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン（第 3 版）」（日本原子力技術協会）に基づき，上向きの枝管に対して評価を実施する。なお，ガイドラインでは，下向きの枝管に対しては，水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ（L）を枝管内径（D）で除することによって規格化した不燃限界長さ（L／D)の数値によって,枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ（L／D）の数値が 4 以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を表 1-1 に示す。

ドライウェル側第一弁のバイパスライン，原子炉建屋ガス処理系ライン及び第二弁バイパス弁については，混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため，図 1-3～図 1-7 に示すように，ベントラインを設置し，混合ガスが蓄積することのない設計とする。また，フィルタ装置に接続される枝管については，不燃限界長さ（L／D）を考慮して，必要に応じてベントラインを設置する設計とする。

(e)　圧力開放板の下流における水素爆発について

原子炉格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで，高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが，圧力開放板以降については，不活性化していない範囲であるため，高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら，ベント実施直後は，原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され，圧力開放板以降の空気が排出されることから，放出端までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず，水素爆発が発生することはないと考えられる。また，放出端から先については，大気であるものの，大気中には着火源等がなく，水素爆発は発生しないと考えられる。

表 1-1　主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さと口径等

	分岐箇所*	配管分岐方向	枝管長さ L（m）	枝管内径 D（m）	L／D （－）	混合ガス蓄積可能性
①	ドライウェル側第一弁バイパスライン（上流側）	上	2.525	0.0495	51.0	有
②	ドライウェル側第一弁バイパスライン（下流側）	上	2.289	0.0495	46.2	有
③	原子炉建屋ガス処理系ライン	上	2.051	0.5906	3.47	無
④	換気空調系ライン	斜上	4.956	0.5856	8.46	有
⑤	第二弁バイパス弁（下流側）	上	7.043	0.4286	16.4	有
⑥	サプレッション・チェンバ側第一弁バイパスライン（上流側）	下	－	－	評価対象外	無
⑦	プレッション・チェンバ側第一弁バイパスライン（下流側）	下	－	－	評価対象外	無
⑧	耐圧強化ベントライン	水平	－	－	評価対象外	無
⑨	フィルタ装置排気管ドレンライン	下	－	－	評価対象外	無

注記　＊：フィルタ装置に接続される枝管については，不燃限界長さ（L／D）を考慮し，必要に応じてベントラインを設置する設計とする。

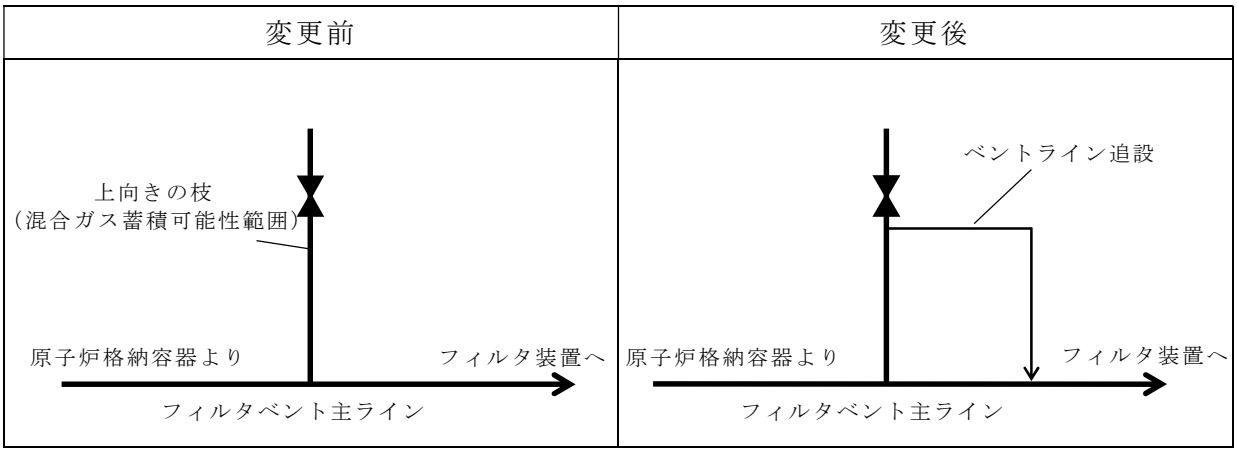


図 1-3　枝管へのベントラインの追設（混合ガス蓄積防止）

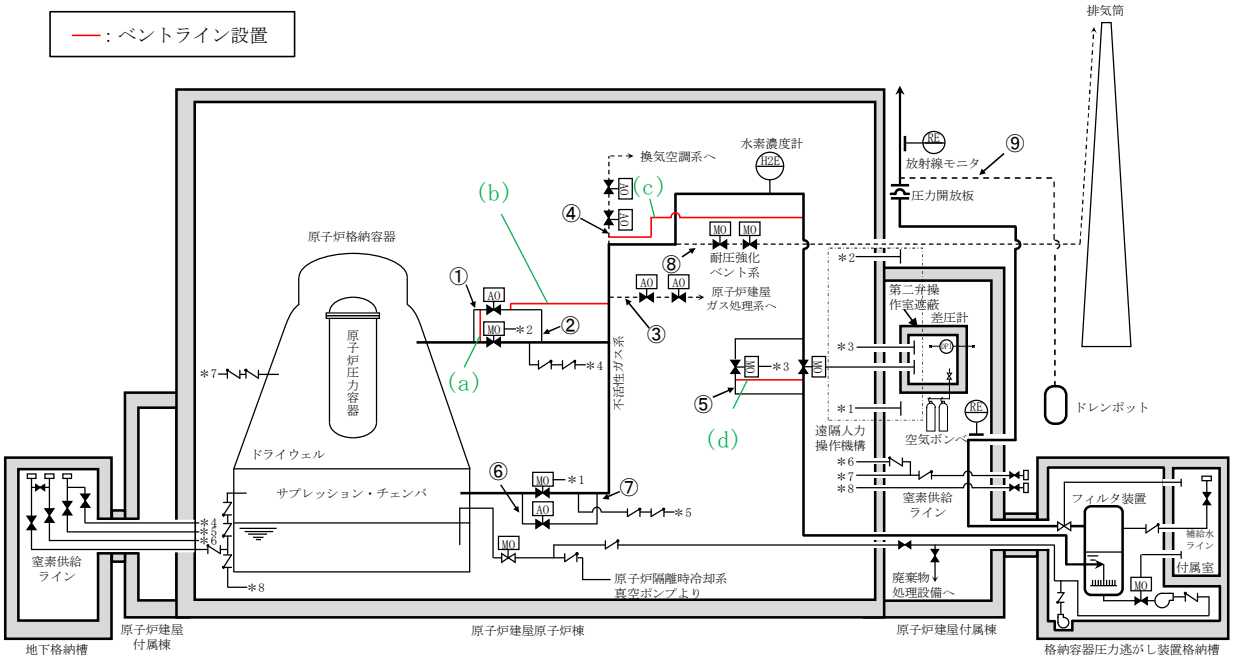


図 1-4　ベントライン設置概要図

図 1-5　枝管へのベントラインの追設アイソメ図

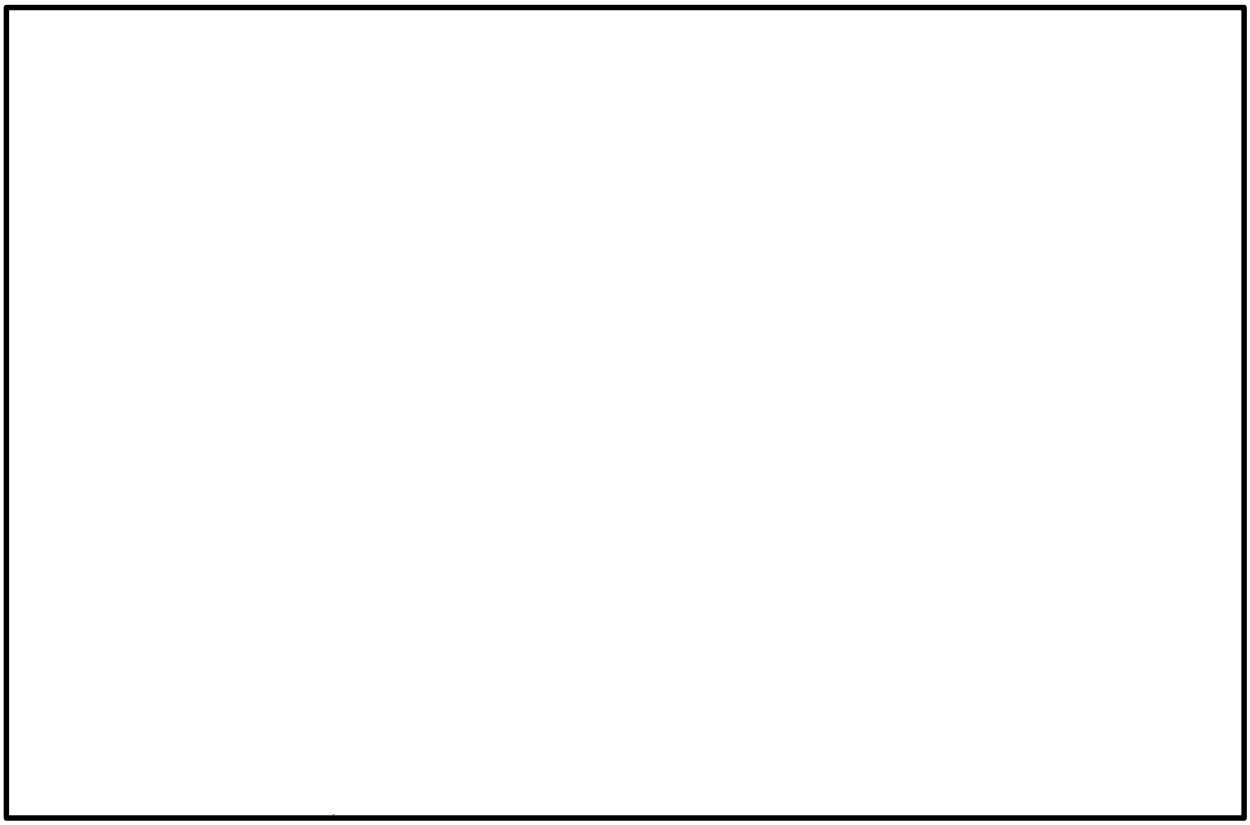


図 1-6　枝管へのベントラインの追設アイソメ図

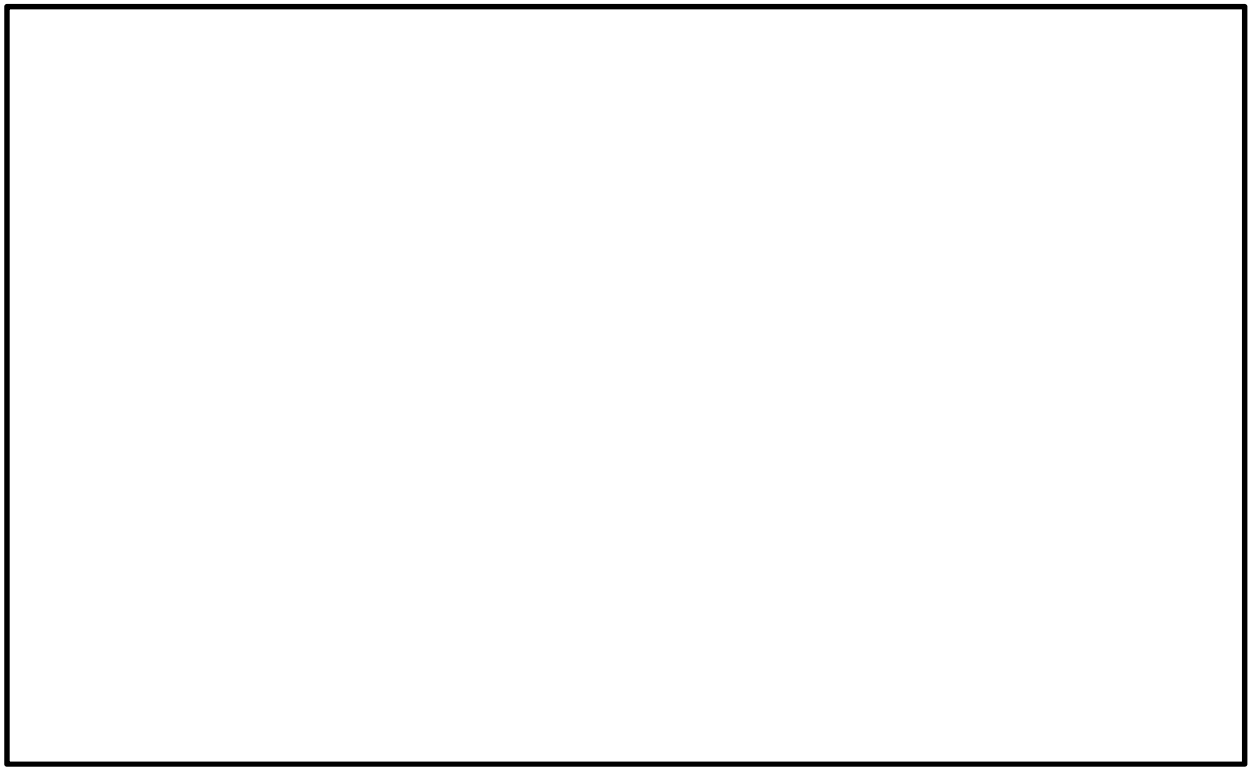


図 1-7　枝管へのベントラインの追設アイソメ図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-8 に，酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（ＳＡ））の概要図を図 1-9 に，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図 1-10 及び図 1-11 に示す。なお，図に示す原子炉格納容器の水素及び酸素の気相濃度については，ＭＡＡＰ解析に基づく水－ジルコニウム反応により発生する水素に加え，ＭＡＡＰ解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。

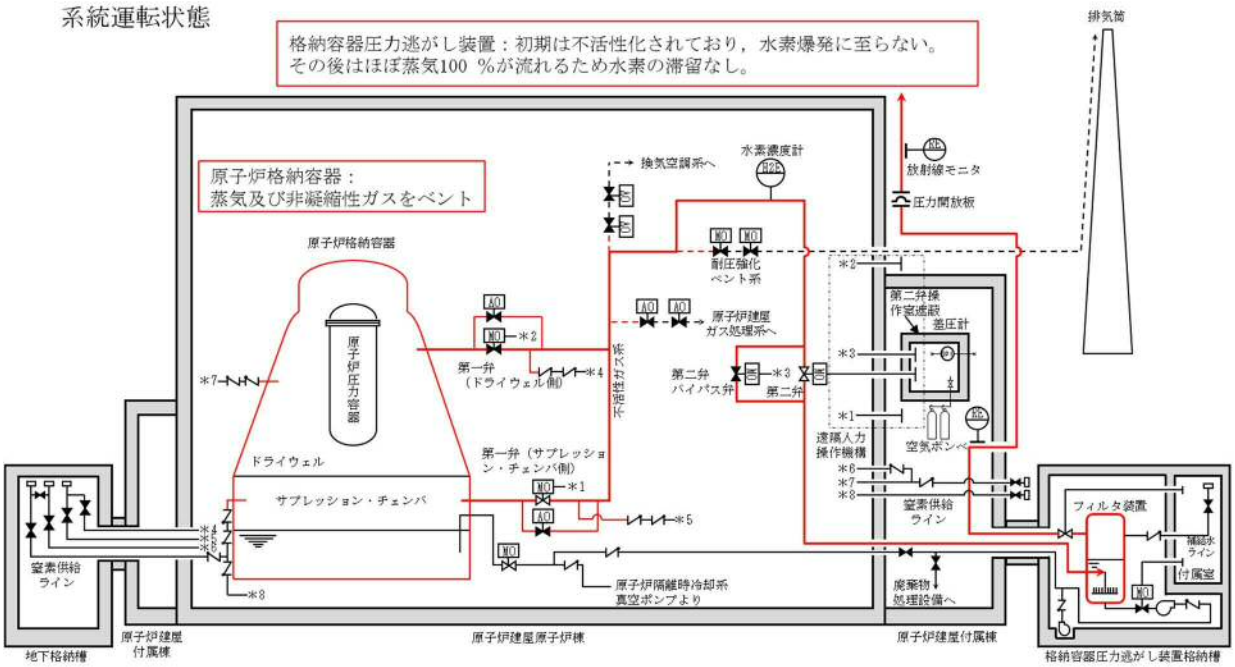
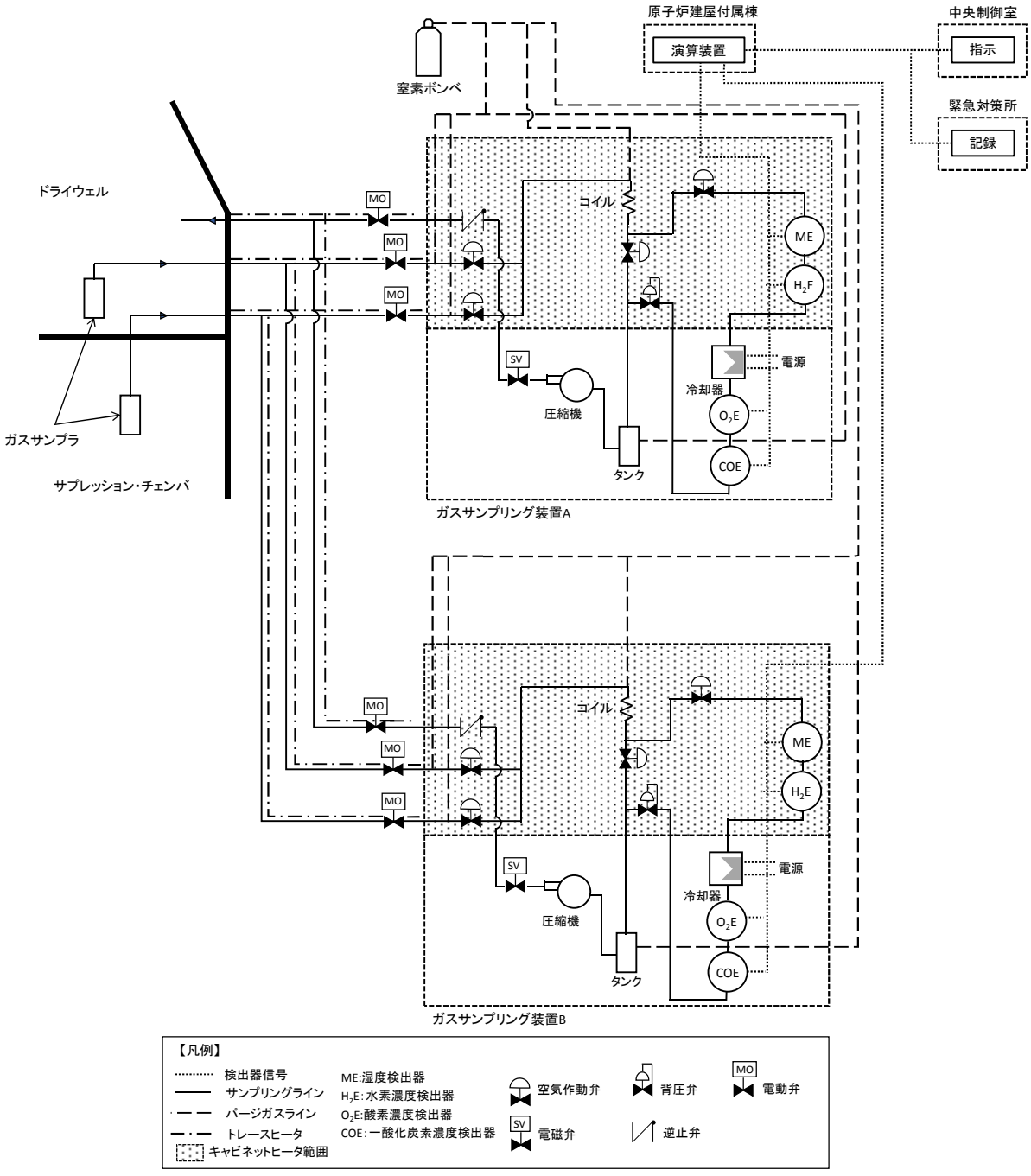


図 1-8　水素爆発防止対策（系統運転状態）



計測周期　　：サンプリング装置は，原子炉格納容器内ガスのサンプリングから，測定，排出までの工程を約 3 分で行う。

中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

図 1-9　酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（ＳＡ））に関する系統概要図

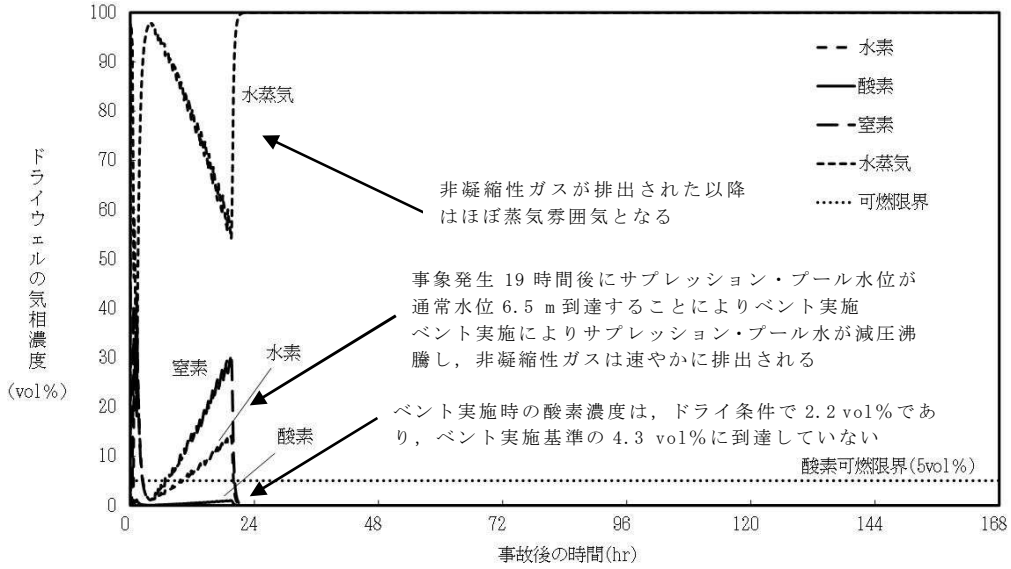


図 1-10　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

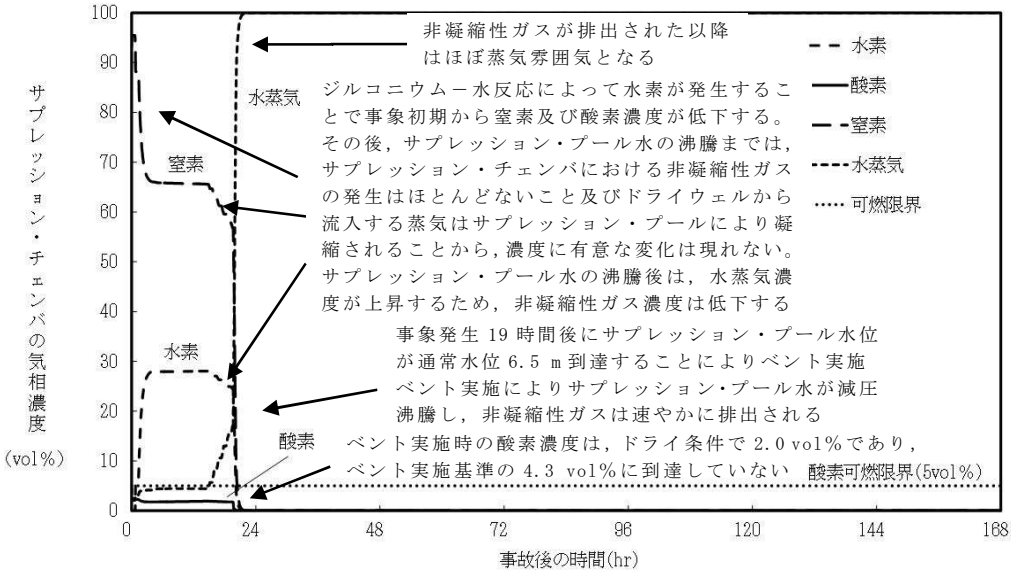


図 1-11　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d.　系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

(a)　水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッション・プール水の減圧沸騰により，可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は，ほぼ水蒸気で満たされた状態となり，系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから，水素爆発は発生しない。

(b)　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については，ベントガスがほぼ蒸気となっていることから，監視不要である。

(c)　対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は，仮に対向流が発生した場合であっても，原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため，水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は図 1-8 と同様である。

e.　格納容器ベント停止後

(a)　水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後，スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため，第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し，系統のパージを継続することで，水素爆発を防止する。

(b)　系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては,窒素供給による系統パージ停止後において,水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するため，監視を実施する。

(c)　スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において，スクラビング水の放射線分解によって発生する酸素については,スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が変化するが,蒸気の発生量も崩壊熱によって変化する比例関係にあり，以下のとおり，酸素濃度は 0.1 vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

・スクラビング水の沸騰を考慮し，酸素発生量のG値は 0.2 とする。

・スクラビング水の放射線吸収割合は 1.0 とする。

○蒸気発生量＝［崩壊熱（MW）］×1000／（［飽和蒸気比エンタルピ］－［飽和水比エンタルピ］）×1000／分子量×22.4×10^{-3}×3600

＝［崩壊熱（MW）］×1000／（2675.57－419.10）×1000／18×22.4×10^{-3}×3600

＝1985.4×［崩壊熱（MW）］ Nm^3/h

○酸素発生量＝［崩壊熱(MW)］×10^{6}×［G値］／100／(1.602×10^{-19})／(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×［放射線吸収割合］

＝［崩壊熱(MW)］×10^{6}×0.2／100／(1.602×10^{-19})／(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×1

＝1.68×［崩壊熱（MW）］ Nm^3/h

○酸素濃度＝酸素発生量／（蒸気発生量＋酸素発生量）

＝0.085 %

(d)　移送ライン使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

格納容器ベント停止後は，図 1-12 に示すとおり，移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送することとしている。スクラビング水を移送する際には，移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と共にサプレッション・チェンバへ流入するが，ベント停止後の原子炉格納容器は窒素供給により不活性化されており，さらに可燃性ガス濃度制御系によって原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため，空気の流入による影響はない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-13 に示す。

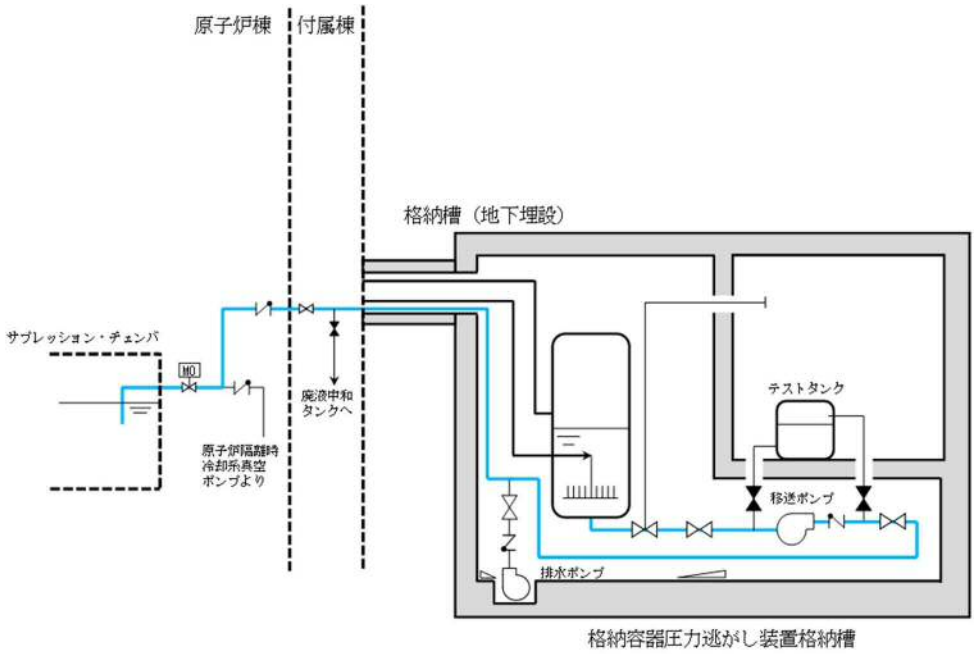


図1-12　移送ライン系統概要図

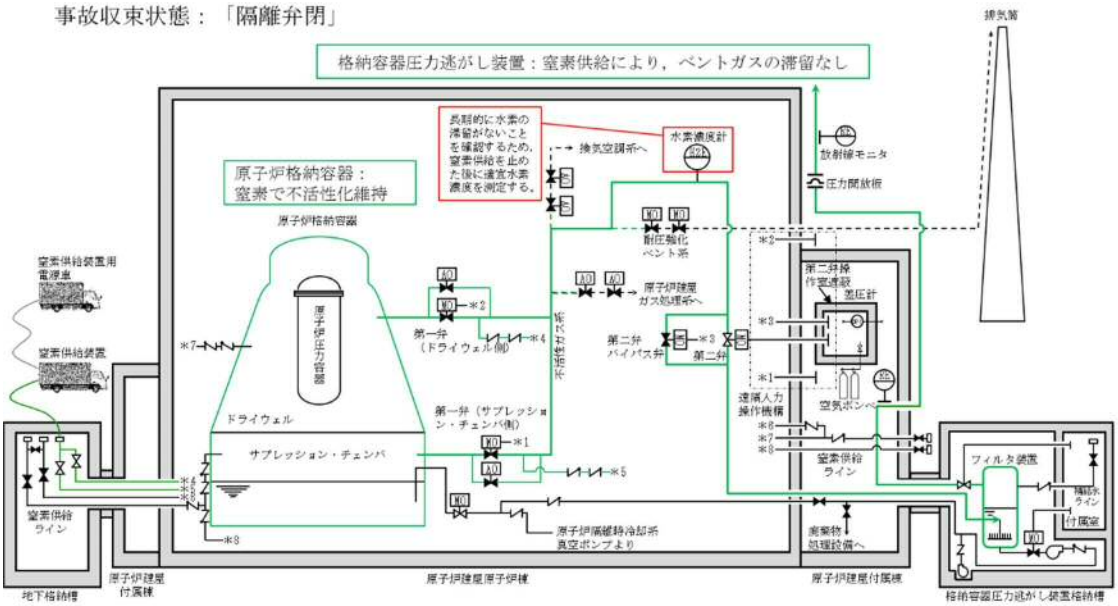


図 1-13　水素爆発防止対策（ベント停止後）

2. 格納容器圧力逃がし装置格納槽

フィルタ容器に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては，ヘリウムリーク試験における石鹸水発泡法による試験を実施し，漏えいが検出されないことを確認しているものの,検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には，原子炉格納容器内又はフィルタ容器内で発生した水素が，フィルタ容器から格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいし，可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら，以下に示すとおり，保守的な条件を仮定した評価によっても，格納容器圧力逃がし装置格納槽内の水素濃度は，事象発生 7 日後において，約 1.2×10^{-3} vol%程度であり,長期にわたり可燃限界である 4 vol%に到達することはない。さらに，事象発生 7 日後以降については，外部支援等によって，原子炉格納容器除熱機能を復旧させ，格納容器ベントの停止及びスクラビング水の移送による格納容器圧力逃がし装置格納槽への水素漏えい防止，ハッチ及び遮蔽扉開放による格納容器圧力逃がし装置格納槽の換気が実施できる。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置格納槽で水素爆発が発生することはない。

(1) 評価シナリオ

評価シナリオは，炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち，格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(代替循環冷却系が使用できない場合)」とする。

また，当該シナリオでは，図1-14及び図1-15に示すとおり，格納容器ベント実施1時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は蒸気100 vol%雰囲気となるものの，保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。

(2) 評価

評価条件を表1-2に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は,「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(代替循環冷却系が使用できない場合)」における格納容器ベント実施前の最大水素濃度である30 vol%（ウェット条件）とし，その他のガス組成については，水蒸気として取り扱う。また，漏えいした水蒸気については，保守的に全て凝縮するものとして評価を実施する。なお，格納容器ベント実施時の水素濃度は，ドライ条件においても30 vol%以下であり，漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合，ウェット条件の方が保守的な評価となる。

漏えい率については，フィルタ容器に使用されるガスケットのヘリウムリーク試験における石鹸水発泡法による試験に基づき，保守的に620 kPa [gage]，200 ℃の条件下において，検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

スクラビング水の放射線分解によって発生する水素については,発生量が少なく,フィルタ容器を通過する水素濃度30 vol%の保守性に包絡されるため,考慮しない。

b. 格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件

格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件は，乾燥空気におけるガス組成とする。

空間容積については，躯体図から算出した数値（フィルタ容器分除く）に対し，機器配管分の低減率として，0.7を乗算して算出する。

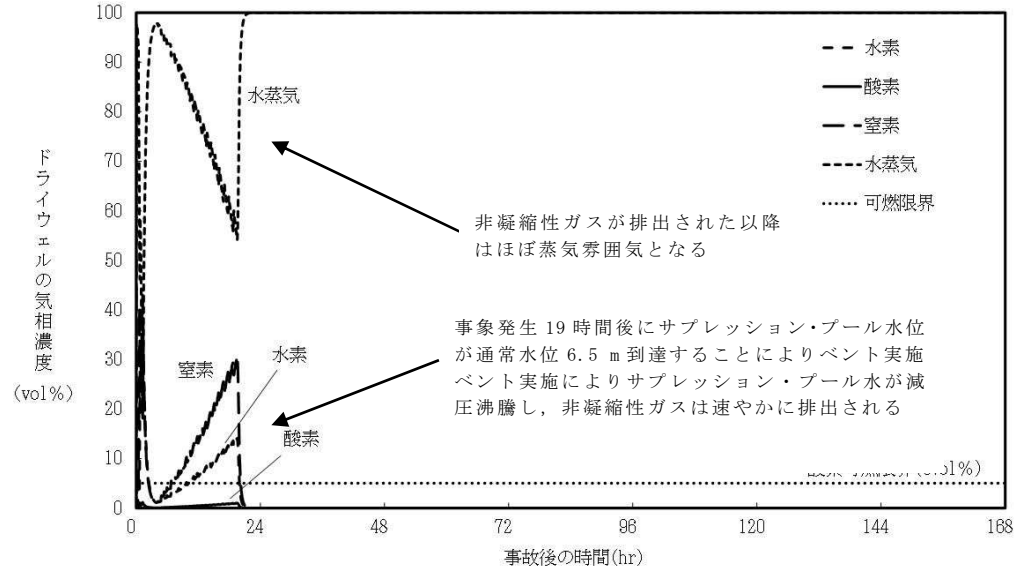


図 1-14 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(代替循環冷却系を使用できない場合)」におけるドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

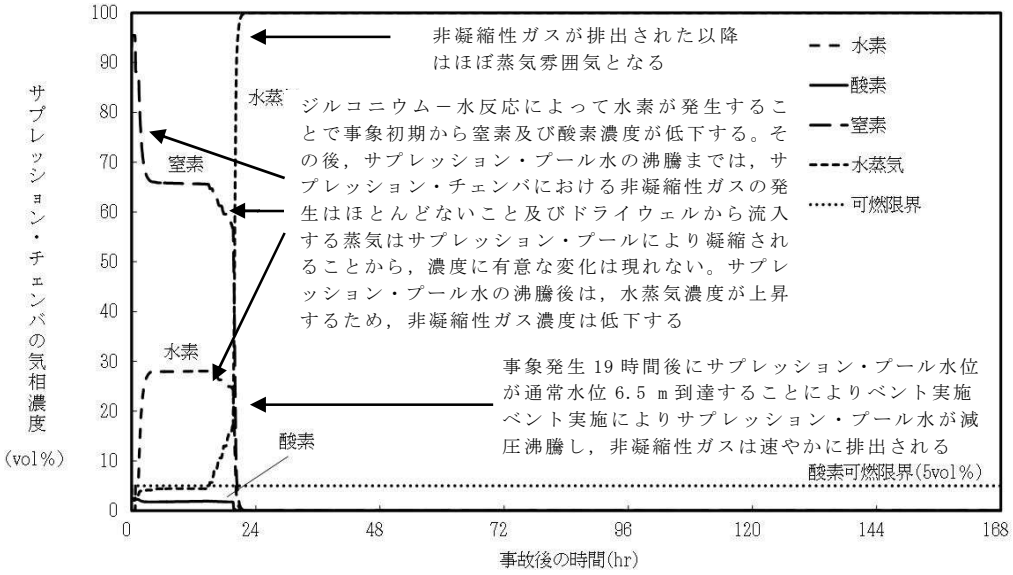


図 1-15 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(代替循環冷却系を使用できない場合)」におけるサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表1-2　評価①における評価条件

項目		条件	備考
評価シナリオ		雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち，格納容器ベント実施時のドライ条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定
漏えい条件	水素濃度	30 vol%	格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定
	水蒸気濃度（漏えい時）	70 vol%	保守的な条件として，フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は，全て水蒸気として取扱い，漏えい後は水蒸気が全て凝縮することを仮定して設定
	水蒸気濃度（漏えい後）	0 vol%	
	酸素濃度	0 vol%	
	窒素濃度	0 vol%	
	漏えい時間	168 時間	保守的に 7 日間継続して高濃度の水素が通過することを仮定して設定
	漏えい率	3.08×10^{-2} mL/s (1.11×10^{-4} m^3/h)	ガスケット漏えい試験の検出限界値（620 kPa，200 ℃，水素条件）を踏まえて設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件	空間容積	525 m^3	躯体図から算出した空間容積（フィルタ容器除く）に対し，機器配管分の低減率 0.7 を考慮して設定
	窒素濃度	79 vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
	酸素濃度	21 vol%	
濃度算出条件	水素の密度	0.0899	標準状態の条件として設定
	窒素の密度	1.25	
	酸素の密度	1.43	
格納容器圧力逃がし装置格納槽から大気への水素の漏えい		考慮しない	保守的な条件として設定
スクラビング水の放射線分解によって発生する水素		考慮しない	フィルタ容器を通過する水素濃度 30 vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定

c. 格納容器圧力逃がし装置格納槽への漏えい評価

フィルタ容器から格納容器圧力逃がし装置格納槽へ漏えいする水素量は，以下の式で算出する。

水素漏えい量 ＝ 漏えい率×水素濃度×漏えい時間 式（1）

＝ $1.11\times10^{-4}\times0.3\times168$

＝ 約 5.60×10^{-3} m^3

格納容器圧力逃がし装置格納槽内での水素濃度を評価するため，式（1）で得た結果を mol 数に換算する。

水素の物質量 ＝ 密度×体積×割合／分子量 式（2）

＝ $0.0899\times5.60\times10^{-3}\times1／（2\times10^{-3}）$

＝ 約 0.26 mol

次に，格納容器圧力逃がし装置格納槽側の気体の物質量を算出する。

酸素の物質量 ＝ 密度×体積×割合／分子量 式（3）

＝ $1.43\times525\times0.21／（32\times10^{-3}）$

＝ 約 4.9×10^{3} mol

窒素の物質量 ＝ 密度×体積×割合／分子量 式（4）

＝ $1.25\times525\times0.79／（28\times10^{-3}）$

＝ 約 1.8×10^{4} mol

式（1）～式（4）の結果を踏まえ，格納容器圧力逃がし装置格納槽の水素濃度は以下のとおりとなる。

水素濃度 ＝ 水素の物質量／(水素の物質量＋酸素の物質量＋窒素の物質量)×100 式（5）

＝ $0.26／（0.26＋4.9\times10^{3}＋1.8\times10^{4}）\times100$

＝ 約 1.2×10^{-3} vol％

3. 窒素供給装置の容量

窒素供給装置の窒素容量は，下記①及び②を考慮して設定している。

① ベント停止後，原子炉格納容器内の水素濃度を4 vol%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5 vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

② ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため，窒素の供給を行い，格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4 vol%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5 vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

窒素供給装置の主要な仕様を表1-3に示す。

表1-3 窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200 Nm^3/h
窒素純度	99.0 vol%以上
窒素供給圧力	0.5 MPa（窒素供給装置出口にて）

以下に，窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 原子炉格納容器における窒素供給装置の容量

ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素は，サプレッション・プールに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるＭＡＡＰ解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を表1-4に示す。なお，水素及び酸素の発生量算出については，以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって原子炉格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し，水素発生量のＧ値は0.25，酸素発生量のＧ値は0.125とする。

a. 発生水素（酸素）分子数［分子数／J］

＝Ｇ値［分子/100 eV］/100/（1.602×10^{-19}［J］）

b. 水素（酸素）発生量［分子数/s］

＝崩壊熱［MW］$\times10^{6}\times$発生水素（酸素）分子数［分子数/J］×放射線吸収割合

c. 水素（酸素）発生量［m^3/h］

＝水素（酸素）発生量［分子数/s］/（6.022×10^{23}）$\times22.4\times10^{-3}\times3600$

表1-4　想定事象における原子炉格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線吸収割合	放射性物質移行量		発生量［m^3/h］*2	
		割合［%］	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部（コリウム）	0.1*1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部（コリウム以外）	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
ドライウェル及びペデスタル部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
サプレッション・プール	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	－	97.3	9.569	8.51	4.28

注　：ベント停止は事象発生7日後とし，7日後の崩壊熱として10 MWを想定する。

注記　＊1：炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し，放射線吸収割合を0.1としている。

＊2：酸素濃度を厳しく評価するため，水素発生量は小数点第3位を切り下げ，酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。

この結果より，酸素濃度を5 vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量xを求める。

$$\frac{\text{酸素発生量＋窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量＋酸素発生量＋窒素供給装置の供給量}(x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$x > 91.1$（小数点第2位切上げ）

上記結果より，必要窒素供給量は91.1 Nm^3/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は200 Nm^3/hであることから，原子炉格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお，この時の水素は可燃限界濃度の4 vol%を超えるが，上述のとおり酸素の濃度が5 vol%（水素を燃焼させる下限濃度）を超えないことから水素が燃焼することはない。

(2)　格納容器圧力逃がし装置における窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は，フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため，フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は，a. に示した(a)～(c)の式により算出できる。スクラビング水は沸騰しているものと想定し，水素発生量のG値は0.4，酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については，以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5 MW（フィルタ装置の設計条件）

放射線吸収割合：1.0

以上より，水素の発生量は1.67 m^3/h，酸素の発生量は0.836 m^3/hとなる。

水素及び酸素の発生量より，酸素濃度を5 vol％（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量yを求める。

$$\frac{\text{酸素発生量}+\text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量}+\text{酸素発生量}+\text{窒素供給装置の供給量}\ (y)} < 0.05$$

$$\frac{0.836+y\times 0.01}{1.67+0.836+y} < 0.05$$

$y > 17.8$（小数点第2位切上げ）

上記より，必要窒素供給量は17.8 Nm^3/hとなる。窒素供給装置の1台当たりの容量は200 Nm^3/hであることから，格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

1. 系統設計条件

格納容器圧力逃がし装置については，想定される事故事象での使用条件下において，性能を発揮できる設計とするため，系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表 2-1 に示す。

表 2-1　格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620 kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd（最高使用圧力 310 kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200 ℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し 200 ℃とする。
設計流量	13.4 kg/s （格納容器圧力 310 kPa［gage］において）	[redacted]の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（310 kPa［gage］）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500 kW	想定されるフィルタ装置に捕集，保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み，原子炉定格熱出力の 0.015 %に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400 kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38 kg）に対して十分な余裕を見込み，400 kg とする。
よう素の炉内内蔵量	[redacted] kg	ＢＷＲプラントにおける代表炉心（ＡＢＷＲ*）の平衡炉心末期を対象としたＯＲＩＧＥＮ２コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果，[redacted] kg とする。
耐震条件	基準地震動Ｓ$_s$にて機能維持	基準地震動Ｓ$_s$にて機能を維持する。

注記　＊：炉心比出力が高いほど炉心内蔵量が高くなることから，炉心比出力が高いＡＢＷＲを代表させ，1 MW 当りの炉心内蔵量を評価している。また，ＯＲＩＧＥＮ２コードでは，保守的に 1 サイクル 13 か月（395 日）に対して，1 サイクル 10000 時間（416 日）の燃焼期間を仮定している。

格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。

2. 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内のガスを排気することにより，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし，格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力を下回る 620 kPa［gage］（2Pd：最高使用圧力の 2 倍）に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から，ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620 kPa[gage]及び限界温度を下回る 200 ℃を下回ることから，2Pd，200 ℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図 2-1 及び図 2-2 に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465 kPa［gage］，シーケンス中の原子炉格納容器の最高温度は事象開始直後，破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202 ℃となるが，原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157 ℃であり，限界温度を下回る 200 ℃を超えないことから，原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

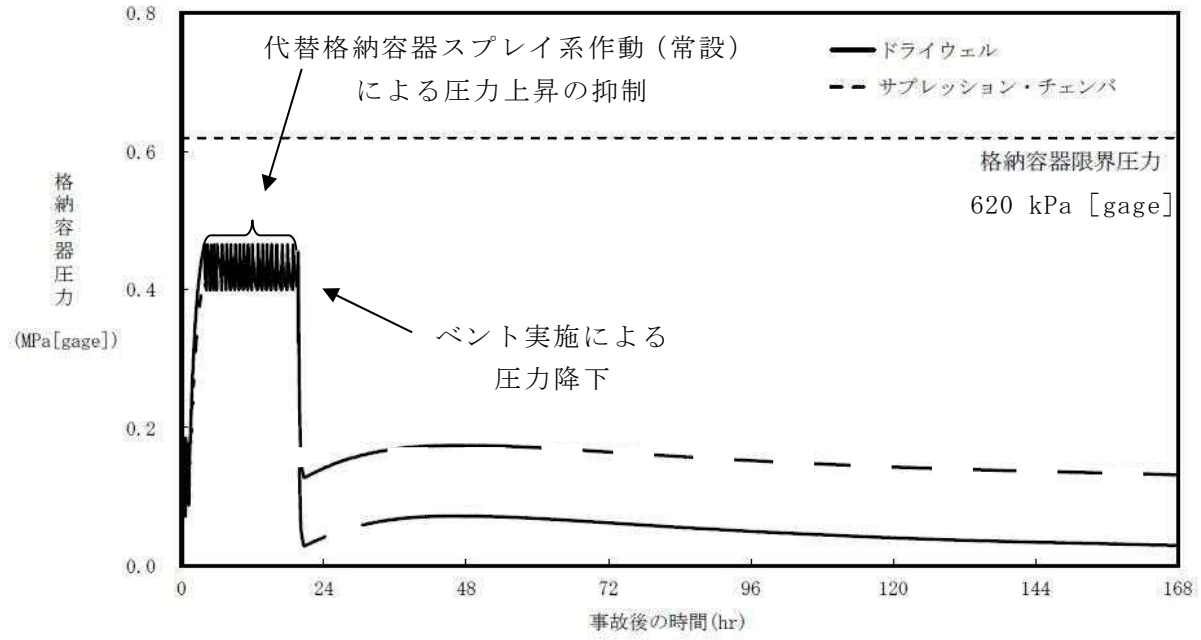


図 2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合）」における格納容器圧力の推移

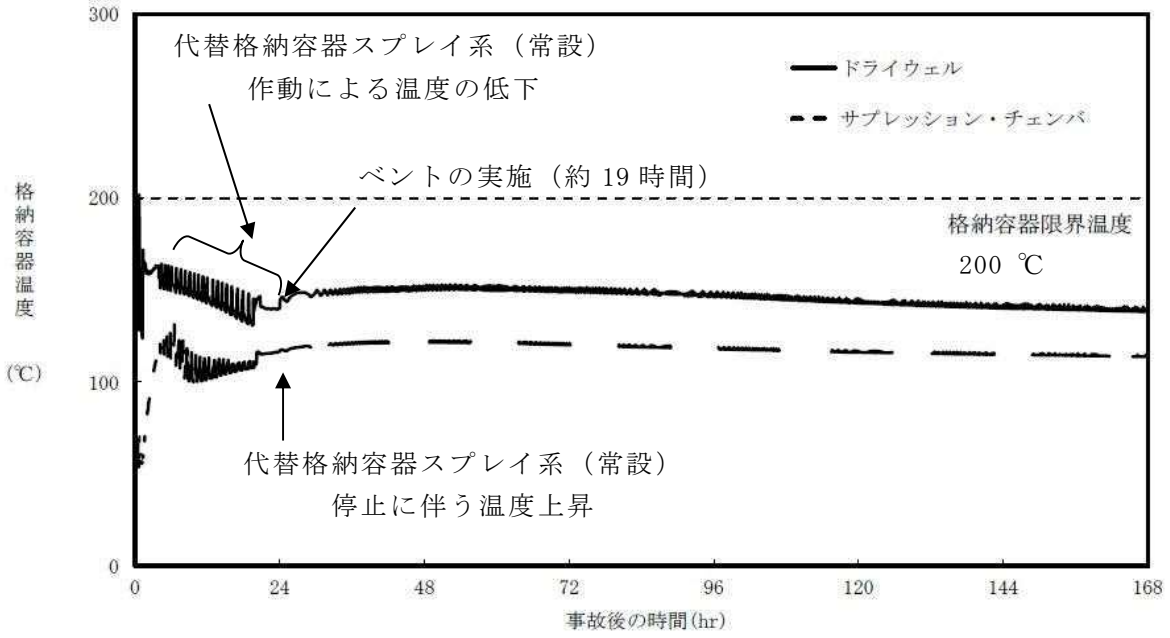


図 2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合）」における格納容器温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は，[redacted]の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

(1) 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後 2 時間～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え，その時点での原子炉の崩壊熱として[redacted]を設定し，それに相当する蒸気流量とする。

(2) 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており，格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため，格納容器圧力は 1Pd とする。

(3) 系統流量の算出

(1)及び(2)の組合せにより，系統流量を設定する。系統流量は式（1）により算出する。崩壊熱は，保守的に注水された水を蒸発させるエネルギーに全て寄与する評価とし，サプレッション・プール等への熱の移行は考慮しない。さらに，原子炉圧力容器に注水された水の蒸発によって発生した蒸気についても，保守的にサプレッション・プール等による凝縮を考慮せず，系統流量として取り扱う。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \qquad \text{式（1）}$$

ここで，

W_{Vent} ：系統流量（t/h）

Q_R ：定格熱出力（3293×10^3 kW）

h_S ：1Pd における飽和蒸気の比エンタルピ（2739 kJ/kg）

h_w ：60 ℃*における飽和水の比エンタルピ（251 kJ/kg）

注記 ＊：原子炉圧力容器に注水する水温を保守的に高めに設定した温度（重大事故等対処設備として期待する水源（最大 35 ℃）を包含する値）

以上より，系統流量は 48 t/h となることから，48 t/h を kg/s へ単位換算し，保守的に切り上げた 13.4 kg/s を格納容器圧力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は，配管設計やオリフィスの設計条件として使用する。

なお，格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には，その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり，格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4 kg/s 以上となり，より蒸気を排出しやすい状況となる。

4. フィルタ装置内発熱量

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内発熱量は，原子炉定格熱出力の 0.015 %に相当する崩壊熱である 500 kW に設定している。

ＮＵＲＥＧ－１４６５における格納容器ソースタームに基づき，ドライウェルベント時に原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するＦＰによる崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

【フィルタ装置内発熱量】
＝【①ベント時の原子炉の崩壊熱】
×【②ＦＰの原子炉格納容器への放出割合】
÷【③原子炉格納容器内のＤＦ】
×【④フィルタ装置に蓄積するＦＰの崩壊熱への寄与割合】

① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後約 2 時間～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え，その時点での原子炉の崩壊熱として，[redacted]とする。

② ＦＰの原子炉格納容器への放出割合

ＮＵＲＥＧ－１４６５に基づき，揮発性核種のうち原子炉格納容器への放出割合が最も大きいＨａｌｏｇｅｎ（Ｉ）の放出割合である 61 %で代表させる。(表 2-2)

③ 格納容器内のＤＦ

海外で行われたＦＰエアロゾルの自然除去効果に関する試験（ＮＳＰＰ試験等）では，原子炉格納容器のエアロゾルは数時間程度で 1／10 程度まで減少している結果が得られており，原子炉格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として，ドライウェルベント時はＤＦ：10*とする。

注記 ＊：事象発生から 19 時間（有効性評価におけるベント開始時間）後のＭＡＡＰ解析における感度解析の結果からＤＦ10000～ＤＦ100000 であることを確認しており，ＤＦ10 としている発熱量評価の設定は保守的である。

④ フィルタ装置に蓄積するＦＰの崩壊熱への寄与割合

ＮＵＲＥＧ－１４６５に基づき，揮発性が比較的高く，炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり，フィルタ装置に蓄積する核種として，Ｈａｌｏｇｅｎ（Ｉ），Ａｌｋａｌｉ ｍｅｔａｌ（Ｃｓ），Ｔｅ，Ｂａ及びＳｒを想定し，これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22 %とする。（表 2-3）

したがって，定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

ドライウェルベント ：0.01×0.61÷10×0.22＝0.01342 %

以上より，フィルタ装置内発熱量は，上記割合を包絡する条件とし，原子炉定格熱出力の 0.015 %である 500 kW（3293 MW×0.015 %）と設定する。

フィルタ装置内発熱量は，スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

表 2-2　ＮＵＲＥＧ－１４６５における原子炉格納容器内への放出割合

	Ｇａｐ Ｒｅｌｅａｓｅ	Ｅａｒｌｙ-Ｉｎ -ｖｅｓｓｅｌ	Ｅｘ- ｖｅｓｓｅｌ	Ｌａｔｅ-Ｉｎ -ｖｅｓｓｅｌ	合計
Ｎｏｂｌｅ Ｇａｓｅｓ*	0.05	0.95	0	0	1.00
Ｈａｌｏｇｅｎｓ（Ｉ）	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Ａｌｋａｌｉ ｍｅｔａｌ （Ｃｓ）	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Ｔｅ	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ｂａ，Ｓｒ	0	0.02	0.1	0	0.12
Ｎｏｂｌｅ ｍｅｔａｌｓ （Ｍｏ，Ｒｕ，Ｓｂ）	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ｃｅ	0	0.0005	0.005	0	0.0055
Ｌａ	0	0.0002	0.005	0	0.0052

注記　＊：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため，評価対象外とする。

表 2-3　放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	①放出割合 （ハロゲン比）	②崩壊熱寄与割合 （炉停止後約 2 時間）	崩壊熱寄与割合 ①×②
Ｈａｌｏｇｅｎｓ（Ｉ）	0.61	1.0	0.18	0.18
Ａｌｋａｌｉ ｍｅｔａｌ （Ｃｓ）	0.61	1.0	0.02	0.02
Ｔｅ	0.305	0.5	0.02	0.01
Ｂａ，Ｓｒ	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

注記　＊：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため，評価対象外とする。また，放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため，評価対象外とする。

5. エアロゾル移行量

有効性評価シナリオのうち，エアロゾル移行量の最も厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用できない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を表 2-4 に示す(参考)。

表 2-4　原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない場合）	1 g	5000 g

一方，原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため，サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について，核分裂生成物の炉内内蔵量とＮＵＲＥＧ－１４６５に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果，約 38 kg となるが，エアロゾルに係る海外規制の規定，さらにそれらを上回る 400 kg として設計する。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

(1)　核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループのＦＰの炉内内蔵量を表 2-5 に示す。

(2)　核分裂生成物の原子炉格納容器への放出割合

ＮＵＲＥＧ－１４６５に基づき，各核種グループの放出割合を設定する（表 2-2）。

(3)　原子炉格納容器内のＤＦ

保守的にドライウェルベントの場合を想定し，崩壊熱の設定と同様に，ＤＦ 10 とする。

以上より，想定するエアロゾル量を計算した結果，約 38 kg となる。

評価式を以下に示す。

【エアロゾル量】＝

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合})／10]$$

(4)　海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツＲＳＫの勧告では，フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてＰＷＲについては 60 kg，ＢＷＲについては 30 kg としている。また，スイスの原子力施設ガイドラインにおいては，エアロゾル量は 150 kg と規定されている。

表 2-5　核分裂生成物の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	原子炉格納容器への 放出割合（－）	エアロゾル 移行量（kg）*
Ｈａｌｏｇｅｎｓ	ＣｓＩ	[redacted]	0.61	[redacted]
Ａｌｋａｌｉ ｍｅｔａｌ	ＣｓＯＨ		0.61	
Ｔｅ	TeO_2, Ｓｂ		0.305	
Ｂａ，Ｓｒ	ＢａＯ， ＳｒＯ		0.12	
Ｎｏｂｌｅ ｍｅｔａｌｓ	MoO_2		0.005	
Ｃｅ	CeO_2		0.0055	
Ｌａ	La_2O_3		0.0052	
			合計	3.8E+01

注記　＊：エアロゾル移行量は，金属フィルタの総面積の設定に使用される。

6. 引用文献

(1) NUREG-1465,“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”,1995

(2) “Aerosol Release and Transport Program Semiannual Progress Report For Octobar 1983 - March 1984”,NUREG/CR-3830 Vol1,ORNL/TM-9217/V1

（参考）

1. エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設計条件について

格納容器圧力逃がし装置の設計条件としては，エアロゾル移行量を400 kgに設定している。

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には，希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器圧力逃がし装置に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち，以下に示すＭＡＡＰ解析上の特徴を踏まえ，原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は，炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも，溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方，原子炉圧力容器破損時は，原子炉圧力容器破損前に水張りしたペデスタル部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに，最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため，原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は，溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方，溶融炉心がペデスタル部に存在する場合は，溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より，スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(c) 東海第二発電所では，ＭＣＣＩ対策としてコリウムシールドを設置するため，原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心による侵食は発生しない。したがって，原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置へ流入するエアロゾル移行量を表2-6に示す。本シーケンスの有効性評価ではサプレッション・チェンバベントを優先して実施することとしているが，ここではドライウェルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。表2-6より，エアロゾル移行量はサプレッション・チェンバベント時よりドライウェルベント時の方が多く5 kgであるが，格納容器圧力逃がし装置で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る400 kgである。

表2-6　静的負荷シーケンスにおけるＦＰエアロゾル移行量

放出する系統	ＦＰエアロゾル移行量（kg）
サプレッション・チェンバベント	0.001
ドライウェルベント	5

流量制限オリフィスの設定方法について

1. 流量制限オリフィスの設定方法

格納容器圧力逃がし装置は，格納容器の過圧破損を防止するため，原子炉格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方,格納容器圧力の上昇に伴い,ベントガスの質量流量が増加する場合においても，ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため，フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより，体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。

ベント操作は格納容器圧力が 1Pd～2Pd（310 kPa［gage］～620 kPa［gage］）の時に開始する運用としており，流量制限オリフィスの設計に当たっては，ベント時において格納容器圧力が低い状態（原子炉格納容器と大気の差圧が低い状態）を考慮し，格納容器圧力 1Pd の時に［　　］の蒸気を排出できるよう，以下のとおり設定する。

なお，格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため，より差圧が大きくなる格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。

① 流量制限オリフィス上流の流路の圧力損失を計算し，流量制限オリフィス上流の圧力を算出する。

② 流量制限オリフィス下流の流路の圧力損失を計算し，流量制限オリフィス下流の圧力を算出する。

③ ①及び②で算出した流量制限オリフィスの上流及び下流の圧力条件下で，［　　］［　　］の蒸気を排出できるような流出断面積を算出する。

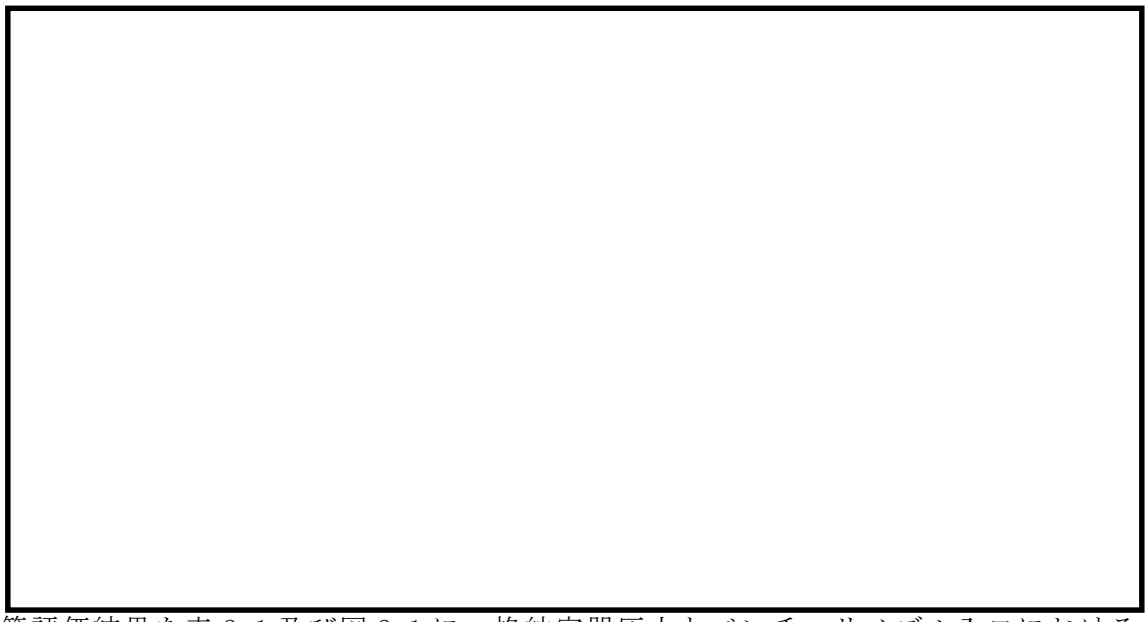
オリフィスの流出断面積は，以下の式に基づき計算する。

［　　］

Ｖ ： 体積流量

m ： 質量流量

σ ： 比体積



概算評価結果を表 3-1 及び図 3-1 に，格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を図 3-2 に示す。



いる。

2. オリフィス以外の圧力損失

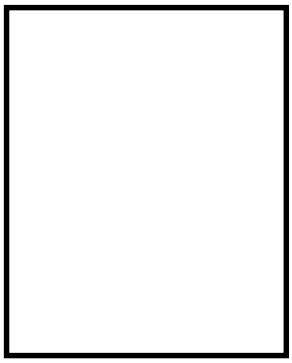
オリフィス以外の圧力損失については，以下に示す。

(1) 入口配管，出口配管

配管の圧損は，損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。



ここで



(2)　ベントフィルタ（ベンチュリノズル部）

フィルタ装置内圧力損失はＪＡＶＡ試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

[redacted]

ここで，

[redacted]

(3)　よう素除去部

よう素除去部の圧力損失は，試験結果に基づき [redacted] kPa（1Pd 時）とする。

表 3-1　格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）

格納容器圧力 kPa［gage］	上流配管圧力損失 kPa	ベントフィルタ圧力損失 kPa	オリフィス圧力損失 kPa	よう素除去部圧力損失 kPa	出口配管圧力損失 kPa	質量流量 kg/s（相対比）*1	体積流量 m^3/s（相対比）*1
620（2Pd）							
310（1Pd）							

注記　＊1：格納容器圧力 1Pd のときの値を 100 %とした場合の比を記載

＊2：低流量になる事故発生 7 日後の値

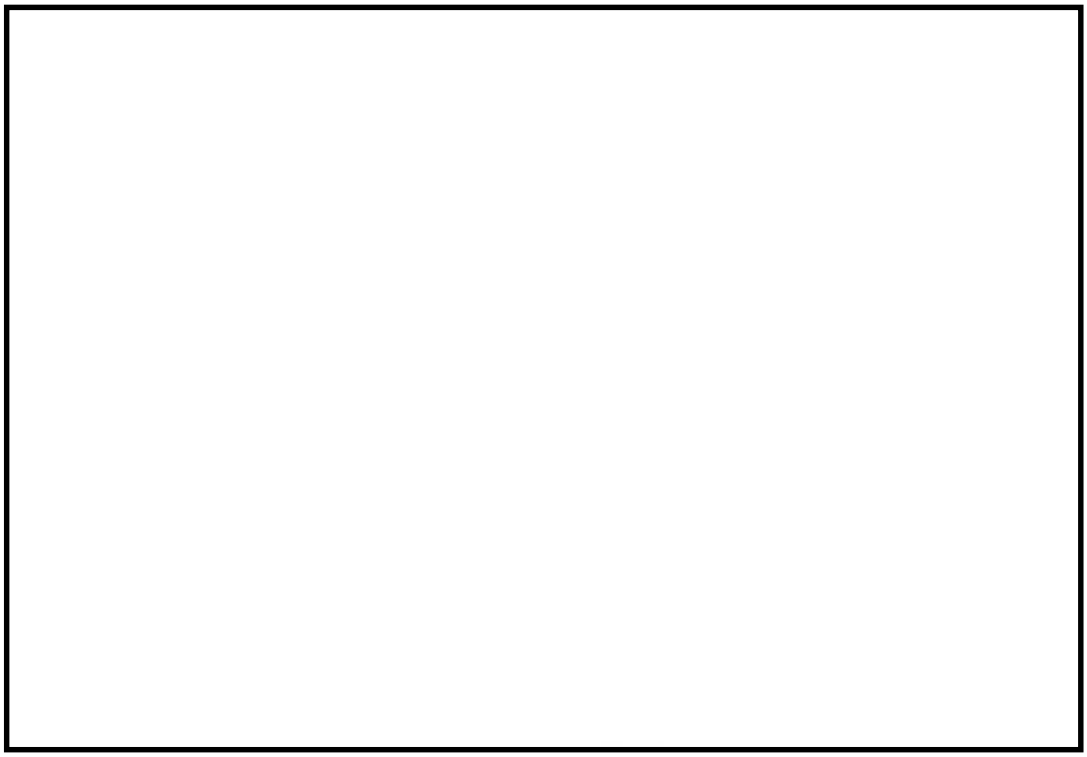


図 3-1　圧力勾配図

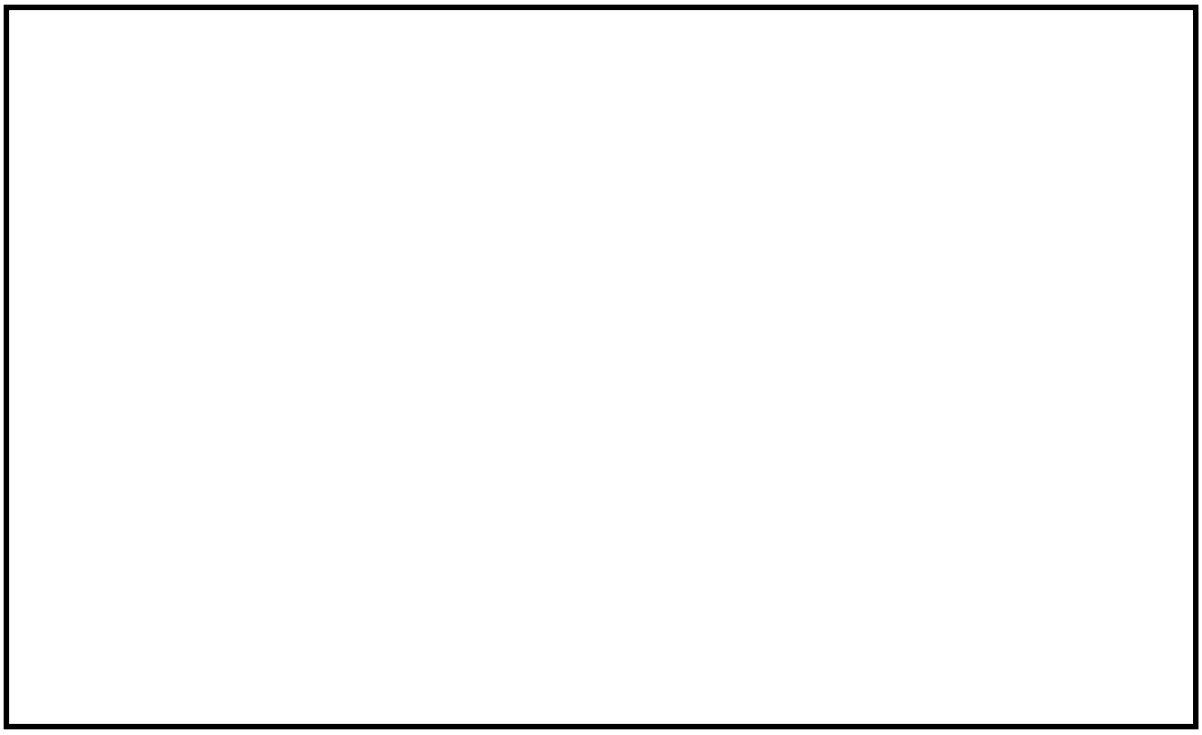


図 3-2　格納容器圧力逃がし装置の流量特性

スクラビング水の保有水量の設定根拠及び健全性について

ベンチュリスクラバのスクラビング水について，その保有水量の設定根拠を示すとともに，その健全性が維持されることを確認する。

1. 保有水量の設定根拠

スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は，ベント開始後[redacted]はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と，ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において，金属フィルタが水没しない最大水量（以下「最大水量」という。）を考慮して，[redacted]と設定している。

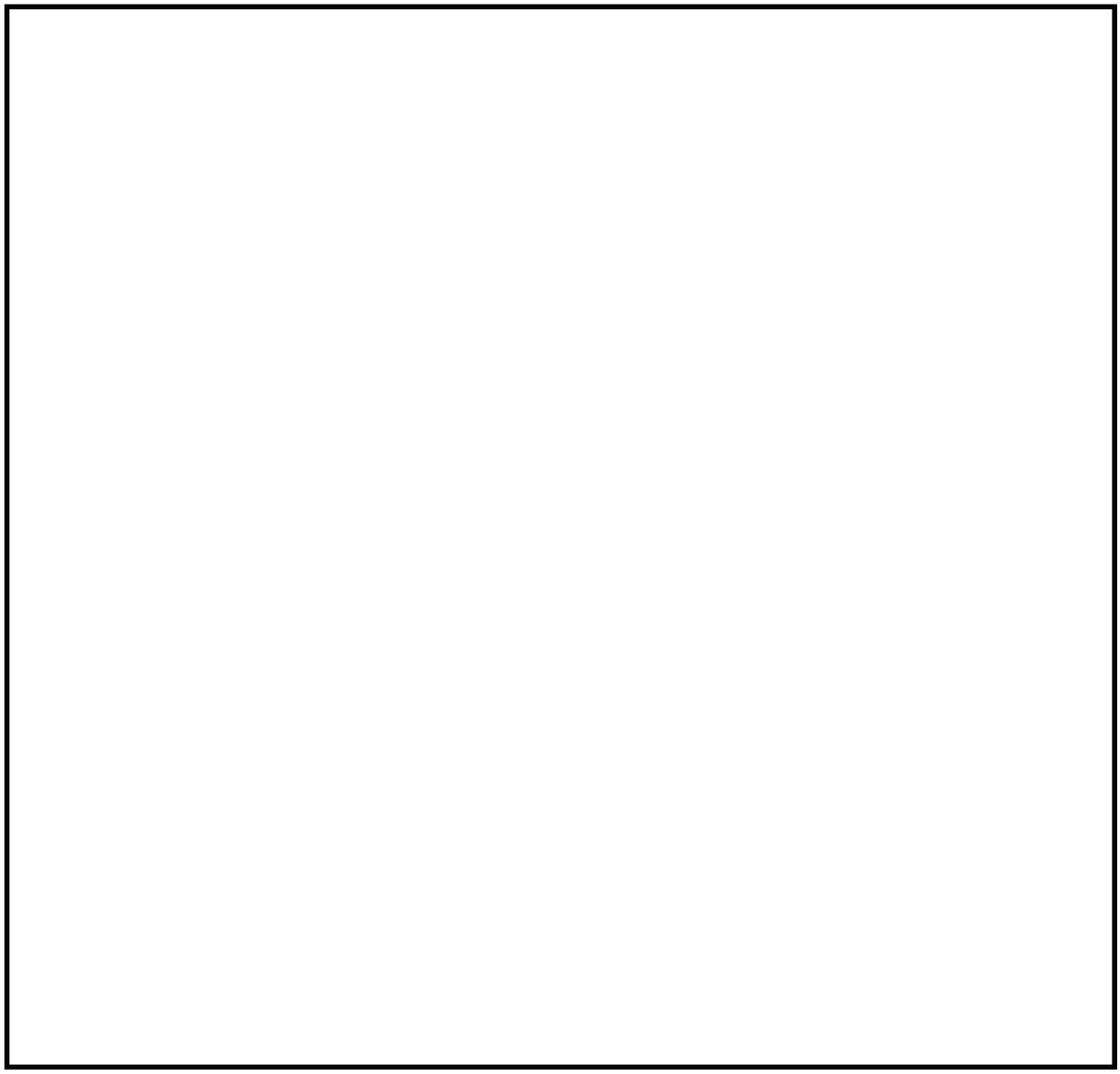
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また，フィルタ装置水位の概略図を図 4-1 に示す。

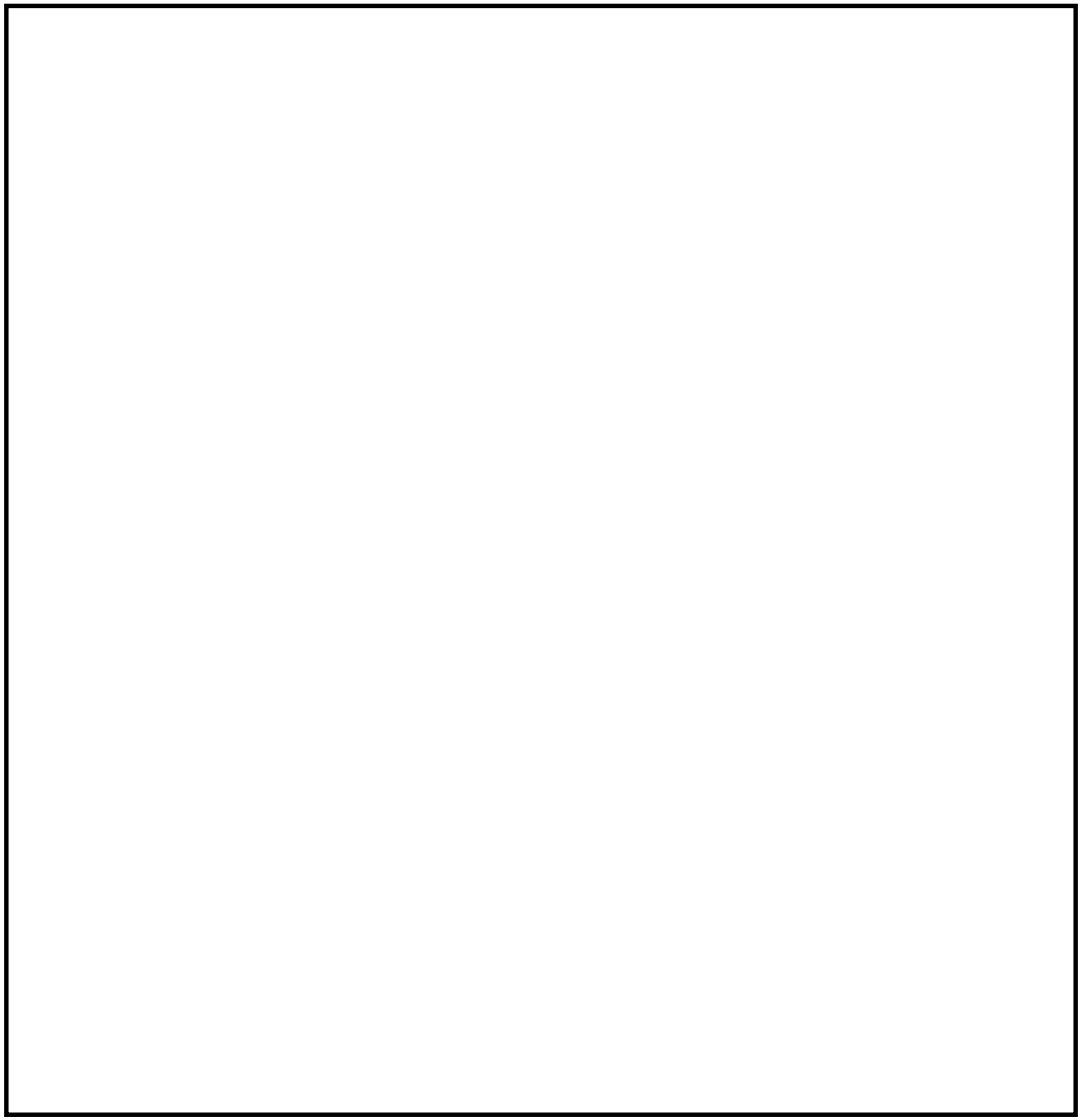
(1) 最大水量について

[redacted]



(2)　最小水量について





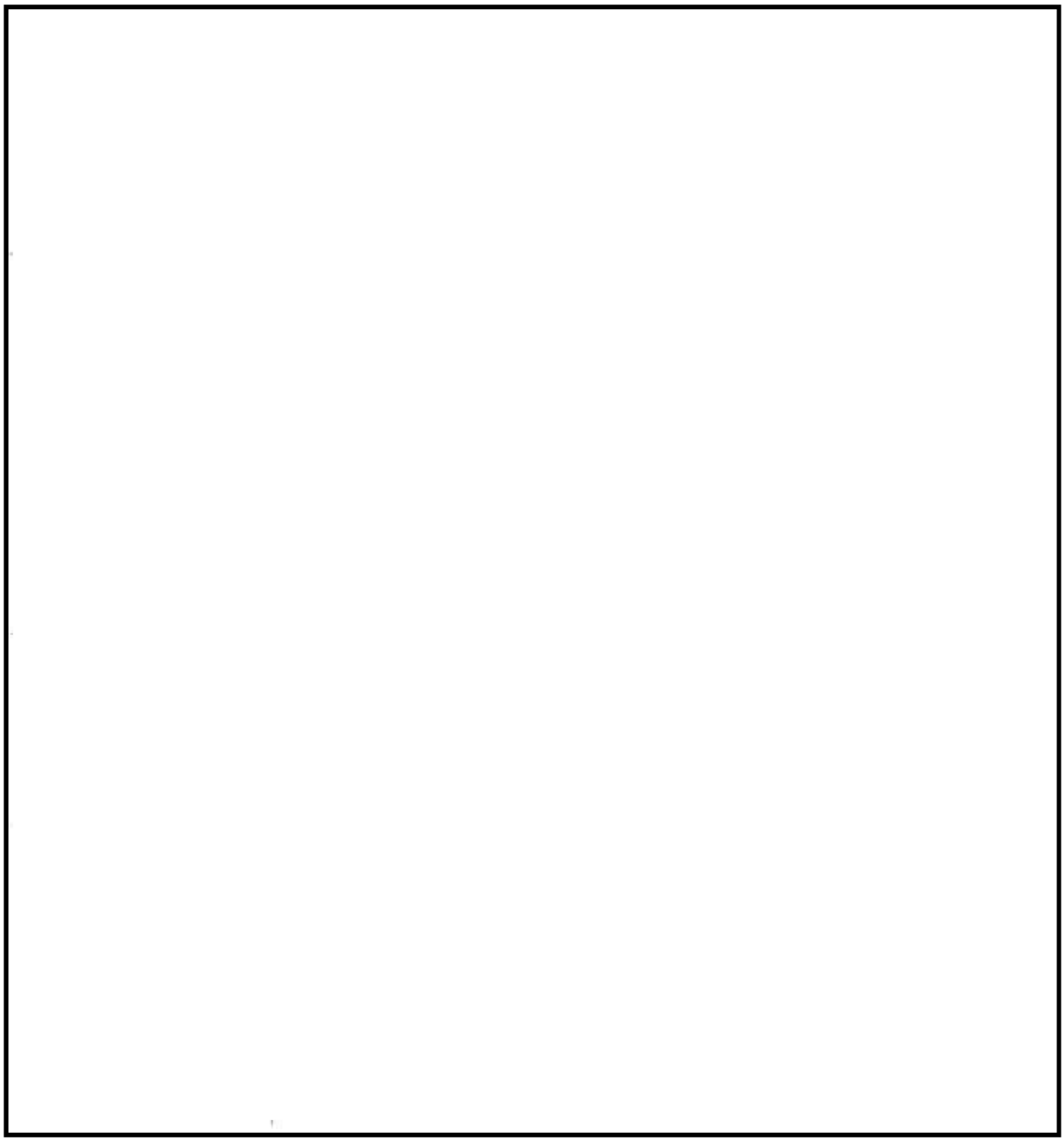


図 4-1　フィルタ装置水位の概略図

(3)　スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は，他の設計条件と同様に，大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方，スクラビング水の補給期間は，運用に係るものであり，有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし，有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断ＬＯＣＡを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する（表 4-1）。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

a.　評価条件

(a)　初期水位：[redacted]

(b)　室温：25 ℃*1（系統待機時），65 ℃*2（ベント実施中）

(c)　ベント時の原子炉格納容器圧力：図 4-2 のとおり

(d)　フィルタ装置内発熱量：[redacted]

注記　＊1：ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。スクラビング水の蒸発量を多く見込むため，水戸市の地中温度（「地中温度等に関する資料（農業気象資料第 3 号，1982)」）に余裕を見た値である 20 ℃に余裕を見込み，高めに設定した値

＊2：室外温度を水戸市の地中温度（「地中温度等に関する資料（農業気象資料第 3 号，1982)」）に余裕を見た値である 20 ℃とした場合，フィルタ装置からの放熱による温度上昇を考慮した室内の平衡温度は約 [redacted] ℃となり，その値に余裕を見込み，高めに設定した値

室内の平衡温度 T_r は，次式により算出している。

$$q = \sum K \times A\left(T_r - T_o\right)$$

q　：フィルタ装置発熱量（W）

K　：熱通過率（W/(m²・℃)）

A　：フィルタ装置格納槽面積（m²）

T_r：室内平衡温度（℃）

T_o：室外温度（℃）

＊3：19 時間ベントの解析結果にＮＵＲＥＧ補正した原子炉格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量（約 [redacted] kW）に余裕を考慮した値

b. 評価結果

スクラビング水位の挙動を図 4-3 に示す。より保守的な結果を与えるドライウェルベントのケースにおいても，ベント時のスクラビング水位は最高水位，最低水位に至らず，想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

表 4-1　設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2 時間～3 時間後 【[redacted]の時間】	19 時間後* 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内発熱量	500 kW 【ベント時間：2 時間～3 時間ベース】	[redacted] kW 【ベント時間：19 時間ベース】

注記　＊：水補給の運用の評価のほか，被ばく評価もベント時間 19 時間ベース

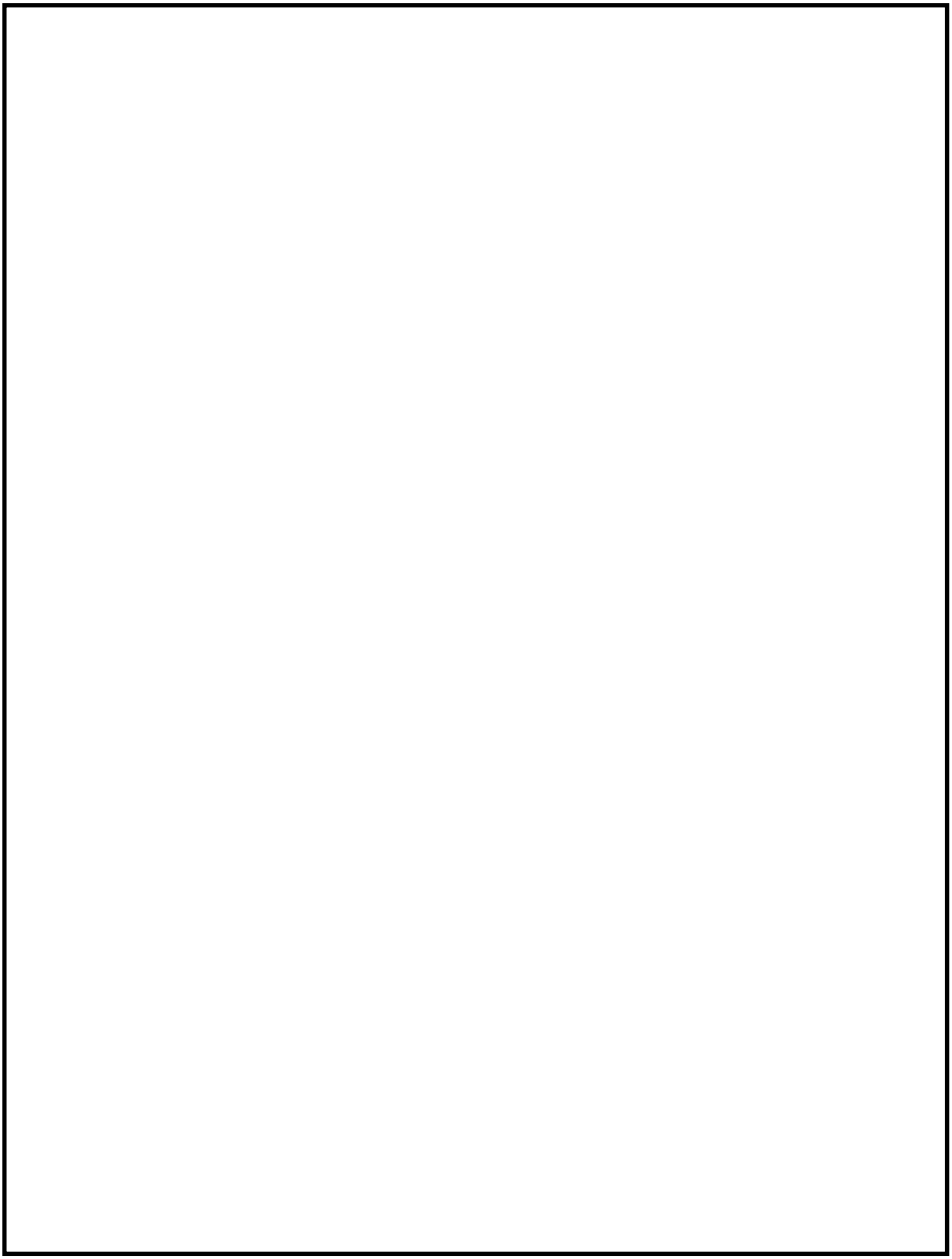


図 4-2　ベント時の圧力推移図（水位計算時）

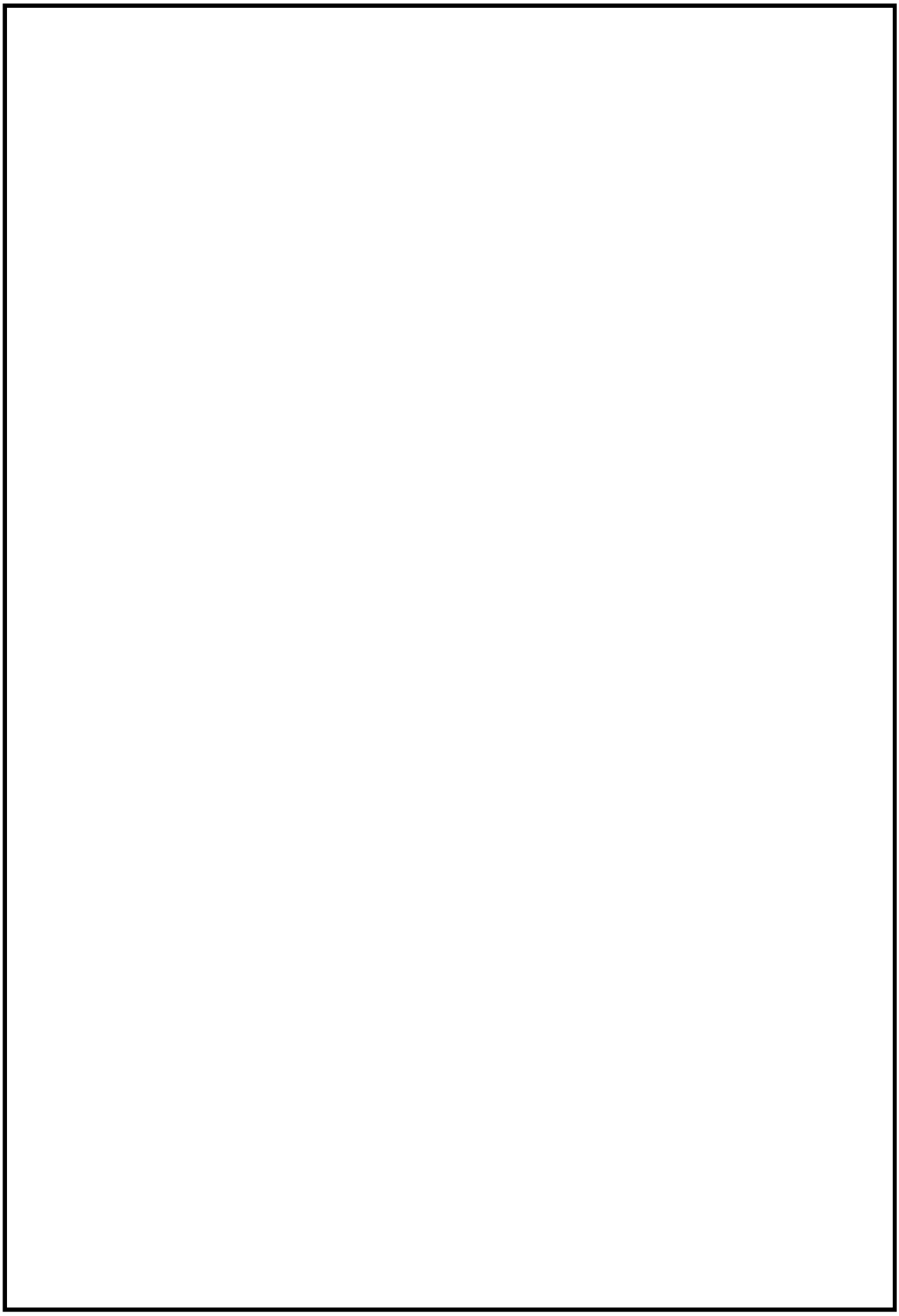


図 4-3　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるベント時のスクラビング水位の変化

2.　スクラビング水の健全性

2.1　スクラビング水のｐＨ

スクラビング水は，無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（ｐＨ7 以上）に維持する必要があるが，重大事故等発生時においては，原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解，熱分解等により塩化水素（ＨＣｌ）等の酸として放出され，ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラビング水）に移行するため，ｐＨが低下する可能性がある。

これに対して，スクラビング水は，待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより，ベント実施中のｐＨ監視を実施することなく，確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお，スクラビング水のｐＨについては，ｐＨ計を設置し，ｐＨがアルカリ性の状態となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1)　原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については，ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－５９５０において検討が実施されており，その発生源として燃料（核分裂生成物），原子炉水，サプレッション・プール水溶存窒素，原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル，原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え，原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており，酸として硝酸，塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質，塩基性物質を発生源毎に表4-2に示す。

表4-2　主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（ＨＩ）	水酸化セシウム（ＣｓＯＨ）等	
原子炉水	－	五ほう酸ナトリウム（$Na_2B_{10}O_{16}$）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水溶存窒素	硝酸（HNO_3）	－	
原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（ＨＣｌ）	－	
原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO_2）	－	
原子炉格納容器内塗料	硝酸（HNO_3）	アンモニア（NH_3）	

これらのうち，酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸，原子炉圧力容器が破損した場合にＭＣＣＩにより発生する二酸化炭素に加え，ｐＨへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素，スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[redacted]が，スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから，以下では，これらの発生量を評価することとする。

a.　原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

原子炉格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて，放射線分解により発生する塩化水素量をＮＵＲＥＧ／ＣＲ－５９５０の放射線分解モデルに基づき評価した。なお，ケーブル量については，実機調査を行った。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用できない場合）」において，ベント時（事象発生から約19時間後）には約[redacted] mol，7日後には約[redacted] mol，60日後には約[redacted] molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

b.　原子炉格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については，原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200 ℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから，炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは，原子炉格納容器ペデスタル内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し，ペデスタル内ケーブルの塩酸含有

量約□kgの全量が放出されるものとして，約□mol（＝□g／36.5 g/mol）の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において，サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

なお，原子炉格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラビング水に移行し，フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが，ここでは，原子炉格納容器内に放出された放射性よう素を全てエアロゾル（ＣｓＩ）とし，サプレッション・プール内に全てのエアロゾルが移行するものとして，硝酸の発生量を評価した上で，発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し，スクラビング水の塩基と反応するものとして評価している。このため，ラジオリシスによるスクラビング水のｐＨの影響は保守的に評価されている。

ＮＵＲＥＧ－１４６５，Reg.Guide.1.183及びＮＵＲＥＧ／ＣＲ－５９５０に基づき，サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果，ベント時（事象発生から約19時間後）には約□mol，7日後には約□mol，60日後には約□molとなる。

$$\left[HNO_3\right] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times \left(E(t)^{\gamma} + E(t)^{\beta}\right)$$

ここで，

［HNO_3］：硝酸濃度（mol/L）

Ｇ　：HCO_3の水中におけるＧ値（個/100eV）

Ｅ（ｔ）γ，Ｅ（ｔ）β：γ線とβ線の積算吸収線量（kGy）

d. ＭＣＣＩにより発生する二酸化炭素の発生量

ＭＣＣＩ対策としてコリウムシールドを設置するため，原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの，保守的に約30 cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

ＭＣＣＩにより発生する二酸化炭素のほとんどは，高温環境下において溶融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが，全て二酸化炭素として評価した結果，二酸化炭素の発生量は約□molとなる。

□

二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため，フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはなく，また弱酸のため，酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが，本評価では保守的にスクラビング

水のｐＨに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

(a) 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

ＢＷＲプラントにおける代表炉心（ＡＢＷＲ）の平衡炉心末期を対象としたＯＲＩＧＥＮ２コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力(3293 MW)を考慮して算出した結果，約[ ] kg とする。

(b) 原子炉格納容器への放出割合

ＮＵＲＥＧ－1465 に基づき，原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61 %とする。

(c) 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき,よう化セシウム 5 %,無機よう素 91 %,有機よう素 4 %とする。

以上より，ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8 g/mol）の量は約[ ] kg（約[ ] mol）となる。

（ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量）

[ ]

式（1）に示すとおり，無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（[ ]）との反応により捕集される。

[ ] 式（1）

この反応によって消費される塩基の量は約[ ]mol となる。なお，この反応において[ ]は約[ ] mol 消費される。

[ ]

f. [ ]の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[ ]は，酸素が存在する場合，水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており，分解される[ ]の量は，スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[ ]

ここでは，スクラビング水の積算吸収線量によらず，また，上述のe項で算出した消費される[ ]の量を見込まず，スクラビング水に含まれる[ ]全量が分解したとして，塩基の消費量を評価した結果，[ ]の分解により消費される塩基の量は約[ ] molとなる。

（スクラビング水に含まれる[ ]の量）

[ ]

（[redacted]の分解により消費される塩基の量）

[redacted]

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

(1)項で生成した酸性物質は，ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し，ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが，保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は，以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量（約[redacted] mol）】

・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・サプレッション・プール水から発生する硝酸で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・ＭＣＣＩで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・無機よう素の捕集により消費される塩基の量　約[redacted]mol
・[redacted]の分解により消費される塩基の量　約[redacted]mol

【事象発生60日後での塩基の消費量（約[redacted] mol）】

・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・サプレッション・プール水から発生する硝酸で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・ＭＣＣＩで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量　約[redacted]mol
・無機よう素の捕集により消費される塩基の量　約[redacted]mol
・[redacted]の分解により消費される塩基の量　約[redacted]mol

(3) スクラビング水のｐＨ評価結果

フィルタ装置は無機よう素（I_2）を捕集及び保持するものであるため，2カ月でよう素が十分減衰することを考慮し，スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量（約[redacted] mol）を考慮する。

消費される約[redacted] molの塩基に相当する[redacted]の濃度は，待機時最低水位（約[redacted] t）時に約[redacted] wt％（＝[redacted]）となることから，これに余裕を考慮して，スクラビング水の[redacted]濃度は，待機時最低水位（約[redacted] t）時に[redacted] wt％とする。

[redacted]

この場合，初期のｐＨは約[redacted]，60日後のスクラビング水のｐＨは約[redacted]であり，スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお，電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（約[redacted] mol）が全て分解し，フィルタ装置に移行した場合であ

っても60日後の塩基の消費量は約[redacted] mol（＝[redacted]）であり，待機時にスクラビング水に含まれる[redacted]の量は十分である。この場合，スクラビング水のｐＨは約12.7となる。

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラビング水に添加する[redacted]の水系の相平衡については，「Cmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium,8 Auflage, Verlag Chemlie, Berlin 1928」より，図4-4のとおり示されている。図4-4より，フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である[redacted]では，水温が0 ℃以上であれば相変化は起こらない(つまり析出することはない)ことがわかる。フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽の地下埋設部に設置することとしており，スクラビング水は0 ℃以上となる。よって，フィルタ装置待機中に[redacted]が析出することはない。

また，[redacted]は非常に安定な化学種であり，フィルタ装置待機中，フィルタ装置は圧力開放板により外界と隔離され,窒素雰囲気に置かれることから,フィルタ装置待機中において，薬液が変質することはない。

また，フィルタ装置を使用すると，ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ，[redacted]は均一に拡散されると考えられる。

[redacted]

図4-4 [redacted]の水系相平衡図

(5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり，スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで,ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても，

スクラビング水はｐH7以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラビング水の管理について以下に示す。なお，系統待機時の管理については，原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

・施設定期検査時に[redacted]の濃度が[redacted] wt%以上であること及びｐHが 13 以上であることを確認する。

・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

・スクラビング水の水位を監視し，水位低に至る場合においては，水を補給する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

・ベント停止後において，フィルタ装置に異常がないことを確認するため，フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。

2.2　スクラビング水の粘性

ベントにより原子炉格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行すると，スクラビング水の粘性は，エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって，不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果，その変化は十分小さく，ＤＦへの影響がないことを確認した。

(1)　フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから，ＮＵＲＥＧ－１４６５に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し，フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお，ＮＵＲＥＧ－１４６５では原子炉格納容器への放出過程（Early In-Vessel，Late In-Vessel等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており，本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため，放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント後のスクラビング水には，可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表4-3に示す。

表 4-3　エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	ＦＰエアロゾル移行量（kg）	溶解の可否
Ｈａｌｏｇｅｎｓ	ＣｓＩ	[redacted]	可溶性
Ａｌｋａｌｉ ｍｅｔａｌ	ＣｓＯＨ		可溶性
Ｔｅ	TeO_2，Ｓｂ		不溶性
Ｂａ，Ｓｒ	ＢａＯ，ＳｒＯ		可溶性
Ｎｏｂｌｅ ｍｅｔａｌｓ	MoO_2		不溶性
Ｃｅ	CeO_2		不溶性
Ｌａ	La_2O_3		不溶性
構造材	SiO_2等	362.8	大半は不溶性
	合計	400	－

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは，スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから，可溶性エアロゾル，不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお，流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは，粘性率η［mPa･s］で表され，水の粘性率は水温10 ℃の場合は約1.3 mPa･s，80 ℃の場合は約0.3 mPa･sである。（引用文献(3)）

a. 可溶性エアロゾルの影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると，分解してイオンとして存在し，溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には，イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり，粘性率が大きくなる。一方，溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には,イオンや水分子が移動しやすくなり，粘性率が小さくなる。（引用文献(4)）

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンにはNa^+，K^+，CS^+があり，陰イオンにはOH^-，Cl^-，Br^-，I^-，CO_3^{2-}，HCO_3^-，SO_4^{2-}がある。これらイオンのうち，水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンはNa^+，陰イオンはOH^-であり，水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンはCs^+，陰イオンはI^-であると考えられる。（引用文献(3)，(5)）

このため，フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は，エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム（NaOH）として評価したとき最も大きく，よう化セシウム（CsI）として評価したときには小さくなる。

スクラビング水として低温（粘性率が高い）の25 ℃における水酸化ナトリウムとよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を図4-5に示す。

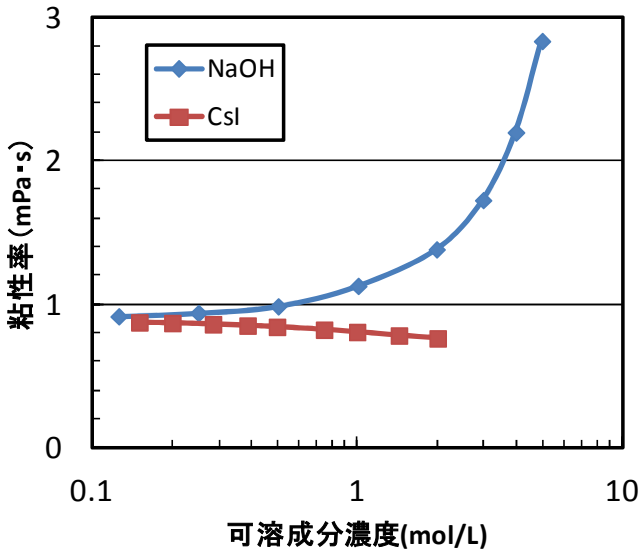


図 4-5 NaOHとCsIが水に溶解した場合の粘性率の変化（25 ℃）
（NaOH：引用文献(6)，CsI：引用文献(7)）

スクラビング水に添加している化学薬剤の[redacted]であり，このスクラビング水の粘性率は，化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると，図 4-5 より約[redacted] mPa･s となる。

また，スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため，仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム（400 kg＝10,000 mol）と想定とすると，その溶液のモル濃度は約[redacted] mol/L 上昇し，約[redacted] mol/L（＝[redacted]）となり，可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は，図 4-5 より約 1.13 mPa･s となる。

以上より，可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は，フィルタ装置待機時のスクラビング水の粘性率に比べて，わずかに（約[redacted] mPa･s）大きくなると評価できる。

なお，ＪＡＶＡ試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は，[redacted] wt%であり，これらのモル濃度はそれぞれ約[redacted] mol/L となることから，このスクラビング水の粘性率は，化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると，図 4-5 より約[redacted] mPa･s となる。

b.　不溶性エアロゾルの影響

エアロゾルが不溶性の場合，スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる（引用文献(3)）。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5\phi$$

ここで，η：懸濁粒子溶液の粘性，η_0：分散溶媒の粘性，ϕ：懸濁粒子の容積分率を示す。上式を用いて，懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図4-6に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2 vol%までを記載）。

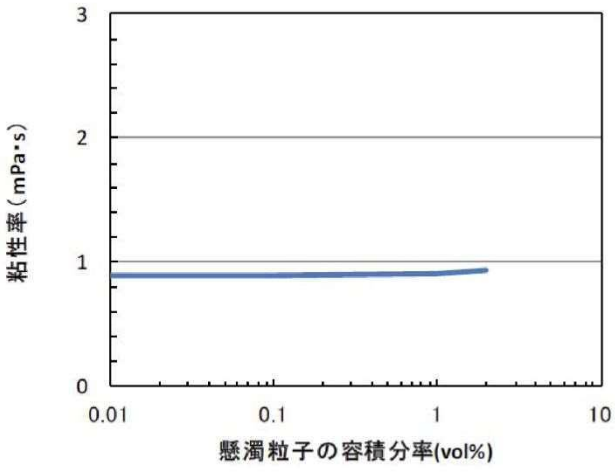


図 4-6　不溶成分が共存した場合の粘性率の変化（25 ℃）

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため，仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度[redacted] g/cm³）とし，最低水量の[redacted] tに加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると，約[redacted] vol%（＝[redacted]）となる。図4-6によると懸濁粒子の容積分率2 vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため，不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお，上記の密度[redacted] g/cm³は，コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり，TeO_2（密度約5.7 g/cm³）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため，保守的な評価となっている。

(2)　評価結果

粘性率の増加量は，粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり，図4-7に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため，この粘性率の変化は十分小さい。よって，フィルタ装置を長期に使用する場合においても，スクラビング水の粘性のＤＦへの影響はないと考えられる。

・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム400 kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は，待機時のスクラビング水と比べた場合に約[redacted] mPa･s大きくなる。

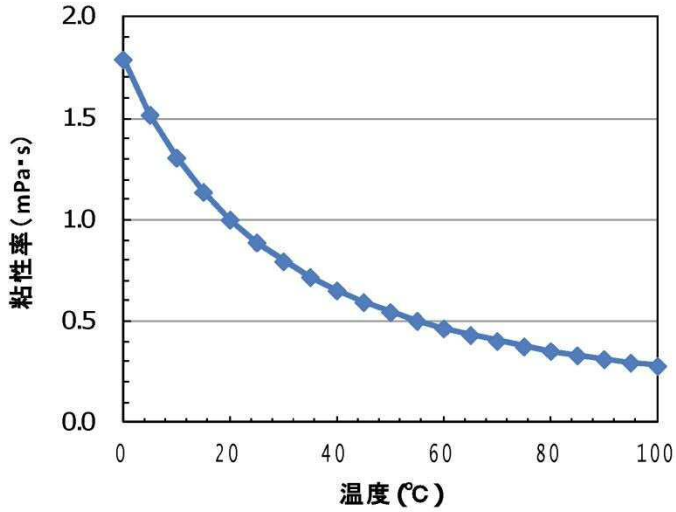


図 4-7　水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお，エアロゾルには有機物が含まれていないため，温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

2.3　スクラビング水の逆流防止

金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合，金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し，金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。

フィルタ装置の設計では，プレフィルタの圧損を考慮しており，想定される圧損に対して余裕のある値として□kPa の圧損を考慮している。具体的には，ドレン配管から金属フィルタにスクラビング水が流入しないよう，金属フィルタ下端から下方約□m の位置にスクラビング水の水位上限を設定している。

実機ではプレフィルタ部の圧損は□程度であり，ドレン配管の逆流を考慮しても，スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお，系統待機時，運転中を通して，フィルタ装置の水位は水位計により監視し，水位が上限水位となる前に排水する計画としている。また，金属フィルタのドレン配管の内径は約□mmであり，金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい□ことから，ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を図 4-8 に示す。

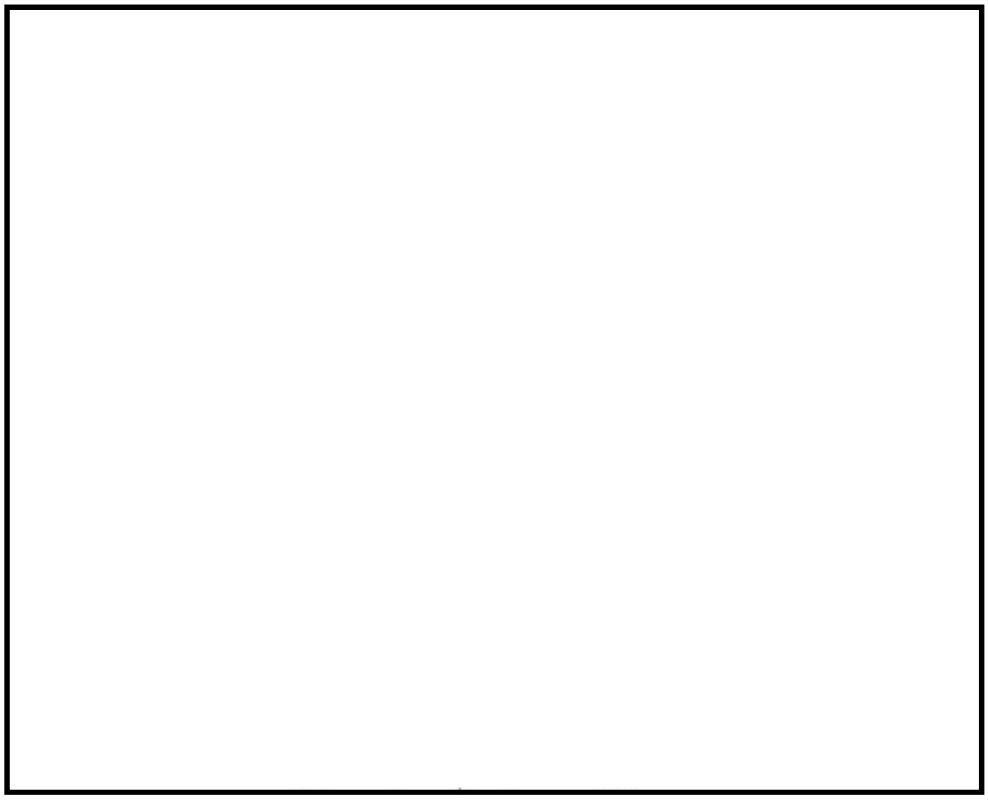


図 4-8　フィルタ装置のスクラビング水位

3. 引用文献

(1) ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－５９５０ “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992

(2) ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－５５６４ “Core-Concrete Interactions Using Molten UO2 With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992

(3) 化学便覧改訂３版基礎編Ⅱ

(4) 上平恒, 「水の分子工学」

(5) 横山晴彦, 田端正明「錯体の溶液化学」

(6) Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH3)4N+) at 25.0 ° C,J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)

(7) Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)

(8) Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150℃ and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)

(9) 日本機械学会　蒸気表〈1999〉

格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について

1. 格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は，中央制御室からの操作ができない場合には，現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について，図 5-1～図 5-3 に示す。

ベントは，第一弁より開操作を実施し，第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し，ベントガスの大気への放出が開始されるため，第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は，弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし，空気ボンベユニットにより正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。

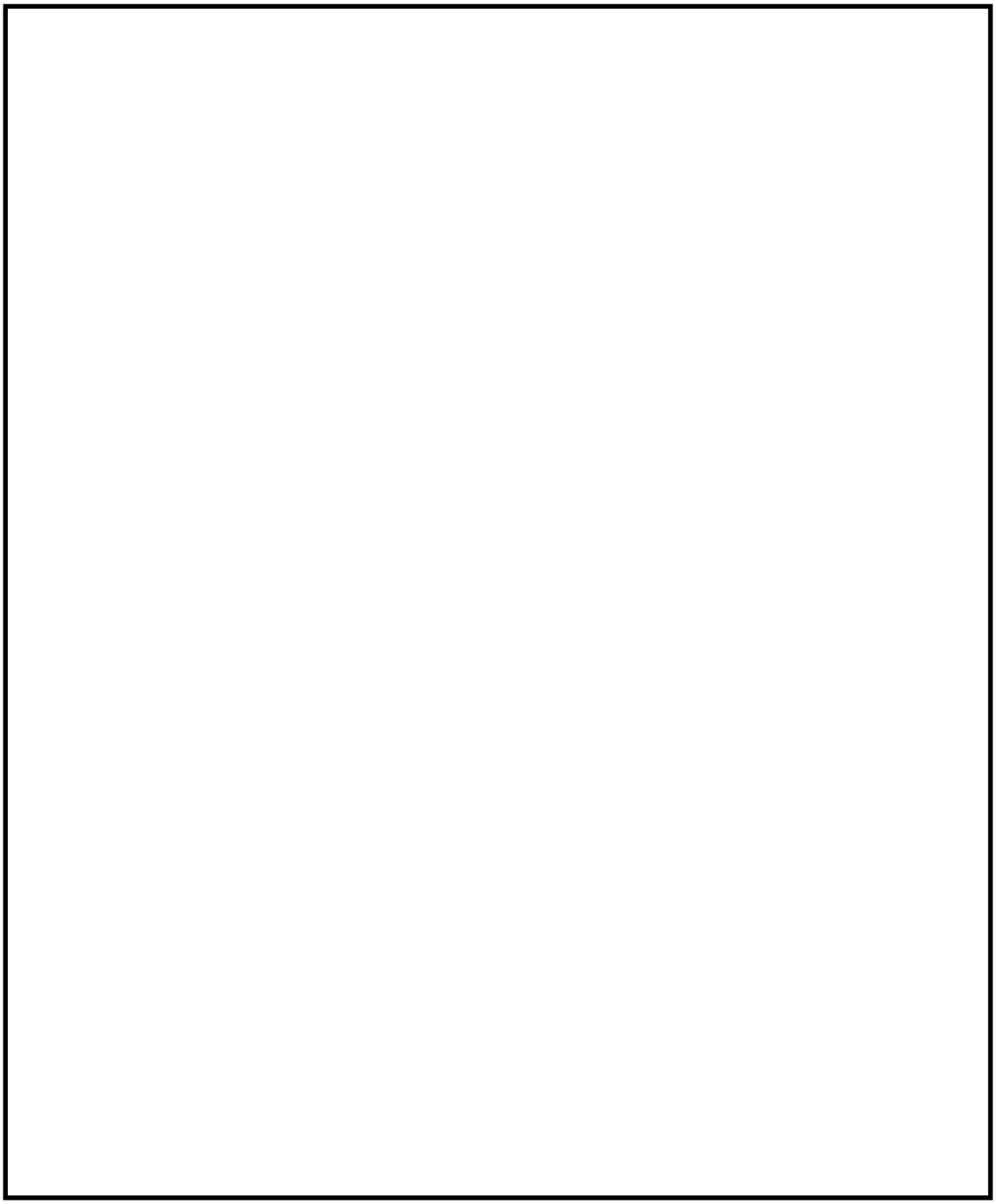


図 5-1　隔離弁の操作場所（1／3）

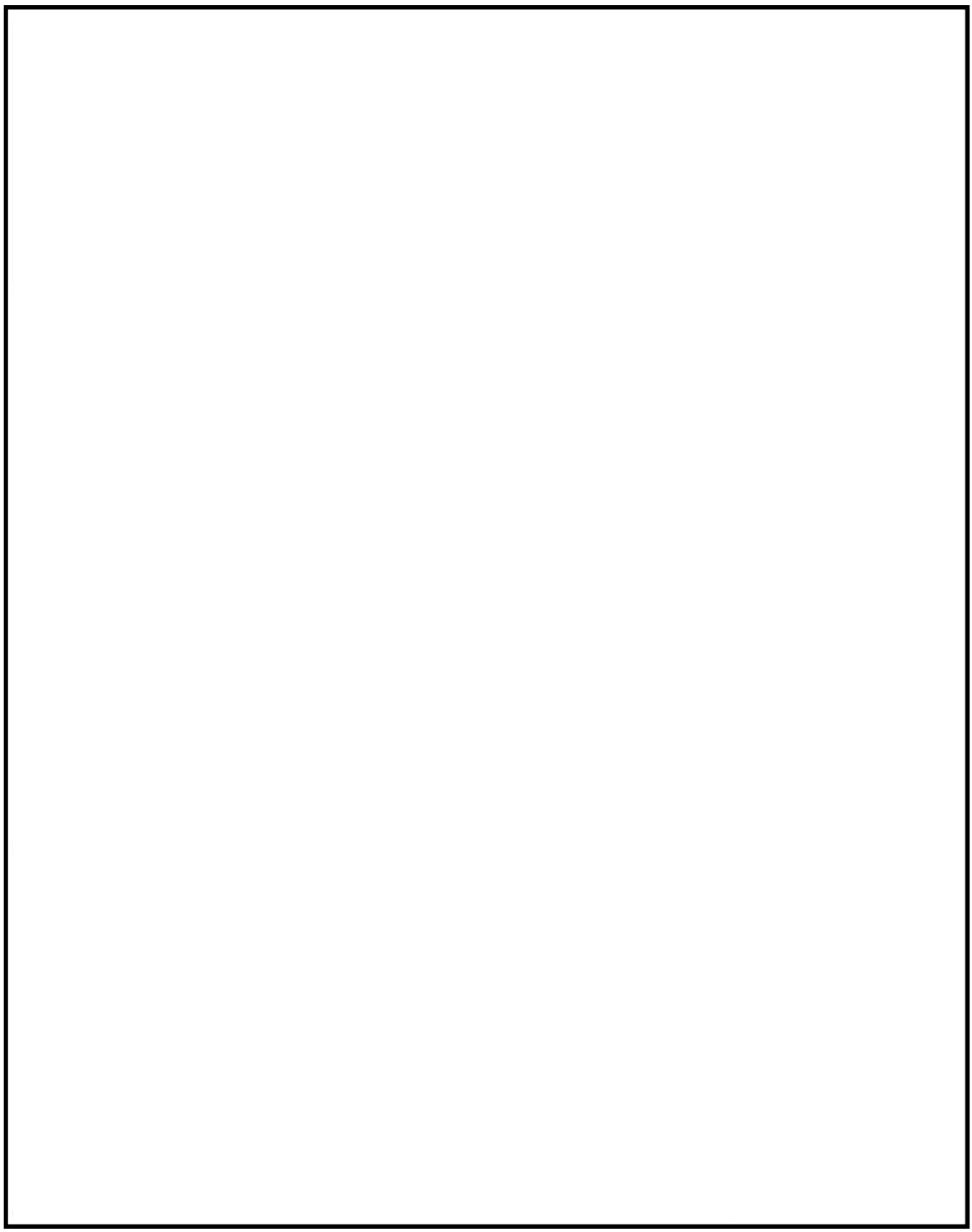


図 5-2　隔離弁の操作場所（2／3）

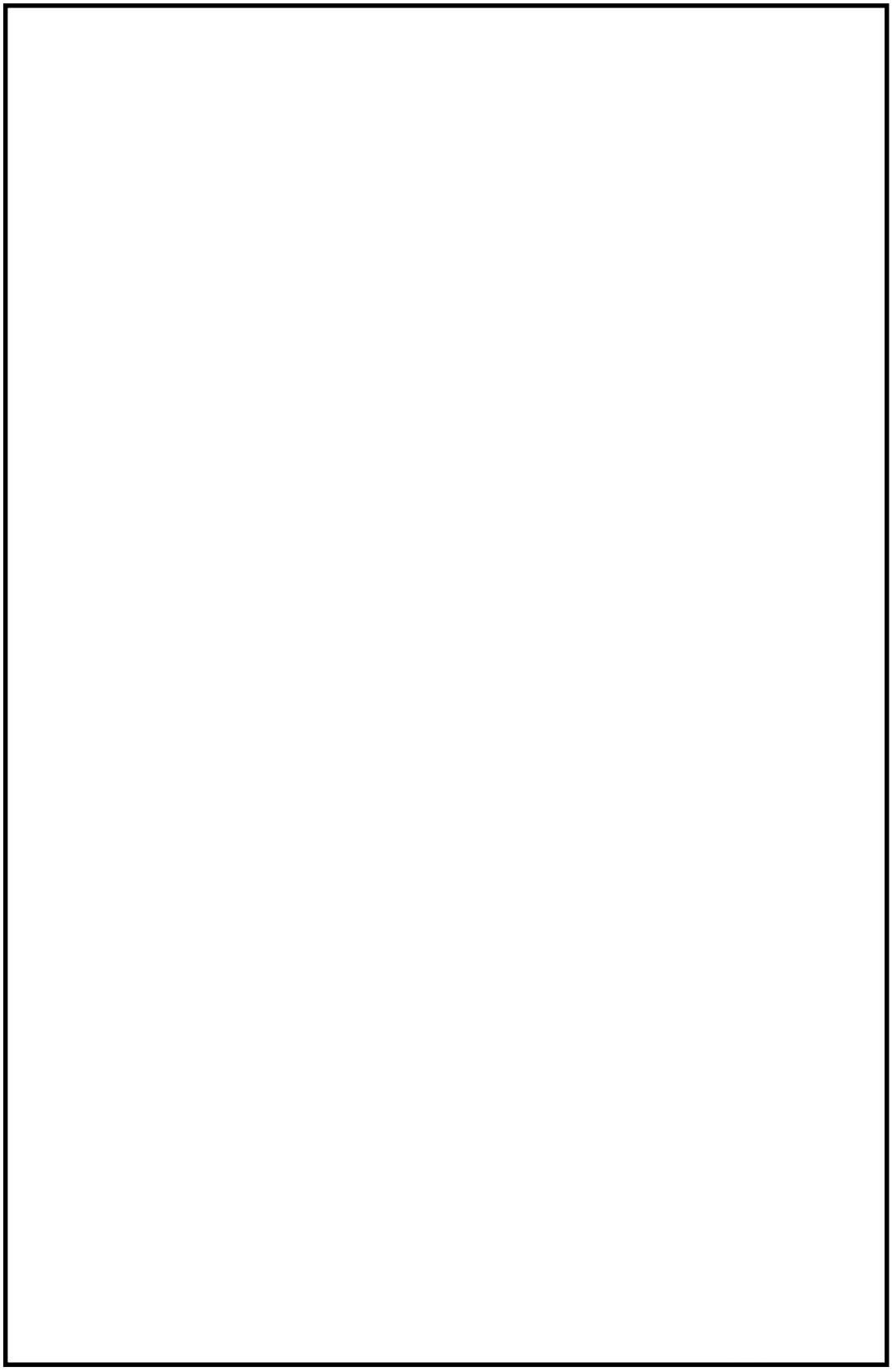


図 5-3　隔離弁の操作場所（3／3）

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

1. ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう，放射線防護対策として第二弁操作室遮蔽を設ける。第二弁操作室の壁及び床は，作業員がベント実施時に滞在可能なように普通コンクリート 39.5 cm*以上の厚さを有し，さらに，第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは，普通コンクリート 119.5 cm*以上とし，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を行い，第二弁操作室遮蔽は作業員を防護するために必要な遮蔽厚さ等を有しており，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下となることを以下のとおり確認した。

ベント操作としてサプレッション・チェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

注記　＊：公称値からマイナス側許容差（－5 mm）を引いた値

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち，炉心損傷時間が早く，格納容器ベントを実施する「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため，この事象をベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で想定する事象として選定する。

また，放出量評価条件を表 6-1，大気中への放出過程及び概略図を図 6-1～図 6-4 に示す。大気中への放出経路については図 6-5 に示すとおりであり，非常用ガス処理系等が起動するまで（事象発生から 2 時間）は原子炉建屋からの漏えいを想定し地上放出するとし,非常用ガス処理系等が起動した以降(事象発生から 2 時間以降)は非常用ガス処理系排気筒からの放出を想定し排気筒放出とする。また，ベント実施以降は格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出を想定し原子炉建屋屋上の排気口放出とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は，図 6-6～図 6-8 に示すとおりであり，経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については，表 6-2 及び表 6-3 に示すように，ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価

を行った。なお，内部被ばくについては，表 6-5 に示す線量換算係数，呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては，屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし，外部被ばくについては，表 6-4 に示すとおり作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い，内部被ばくについては，表 6-5 に示す線量換算係数，呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお，第二弁の操作については，空気ボンベにより加圧された第二弁操作室内で作業することを考慮し評価を行った。

大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては，ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後，表 6-5 に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋等からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくについては，表 6-6 及び表 6-7 に示す原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくついては，格納容器圧力逃がし装置格納槽を囲むように十分なコンクリート厚さのフィルタ装置遮蔽（配管遮蔽含む。）を設けており，コンクリート外側表面の線量率は十分小さく，作業員が作業時に格納容器圧力逃がし装置格納槽付近に近づくことはないため考慮しない。

c. アクセスルート

第一弁（サプレッション・チェンバ側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，図 6-9～図 6-11 に示すとおりである。第一弁（ドライウェル側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，図 6-12～図 6-15 に示すとおりである。第二弁（サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側共通）のベント操作を行う場合のアクセスルートは図 6-17～図 6-19 に示すとおりである。また，第一弁及び第二弁のベント操作を行う場合の屋外移動時のアクセスルートは図 6-16 に示すとおりである。

d. 評価点

評価点は，図 6-9～図 6-20 に示すとおりであり，ベント操作時は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は，大気中に放出された放射性物質（グランドシャインの評価含む。）に関する評価では，アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また，原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線，格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では，アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく，線量が厳しくなる地点を評価点とする。

なお，作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし，被ばく評

価を行った。

e. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，第一弁（サプレッション・チェンバ側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分），第一弁（ドライウェル側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また，第二弁（サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側共通）の開操作は，ベント実施直後から 180 分作業場所（第二弁操作室）に滞在するものとし，作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（第二弁操作室滞在）180 分）とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下であり,ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また，実効線量の内訳を表 6-8～表 6-10 に示す。

a. サプレッション・チェンバからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作時で約 37 mSv，第二弁開操作時で約 28 mSv となった。

b. ドライウェルからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作時で約 52 mSv，第二弁開操作時で約 42 mSv となった。

表 6-1　放出量評価条件（1／4）

項　目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3293 MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10000 時間（約 416 日）	1サイクル13カ月(395日）を考慮して設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類　　：約2.2×10^{19} Bq よう素類　　：約2.8×10^{19} Bq ＣｓＯＨ類　：約1.1×10^{18} Bq Ｓｂ類　　：約1.3×10^{18} Bq TeO_2類　：約6.7×10^{18} Bq ＳｒＯ類　　：約1.2×10^{19} Bq ＢａＯ類　　：約1.2×10^{19} Bq MoO_2類　：約2.4×10^{19} Bq CeO_2類　：約7.4×10^{19} Bq La_2O_3類：約5.5×10^{19} Bq （核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（Bq/MW)」×「3293 MW（定格熱出力)」 （単位熱出力当たりの炉内蓄積量（Bq/MW）は，ＢＷＲ共通条件として，東海第二と同じ装荷燃料（９×９燃料（Ａ型）），運転時間（10000 時間）で算出したＡＢＷＲのサイクル末期の値を使用）
放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱：事象発生から約 19 時間後	ＭＡＡＰ解析結果
原子炉格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内ｐＨ制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため，保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素　：５％ 無機よう素　：91 ％ 有機よう素　：　４％	Ｒ.Ｇ.1.195 に基づき設定

表 6-1　放出量評価条件（2／4）

項　目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	1Pd以下：0.9Pdで0.5 %/日 1Pd超過：2Pdで1.3 %/日	ＭＡＡＰ解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし，原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.5 %/日）及びＡＥＣの式等に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1.5時間後～19.5時間後：1.3 %/日（一定） その他の期間　　：0.5 %/日（一定）	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.5 %/日）及びＡＥＣの式等に基づき設定（格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3 %/日の漏えい率を設定）
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	ＭＡＡＰ解析に基づく（沈着，サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	ＭＡＡＰのＦＰ挙動モデル
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率：9.0×10^{-4}（L/s） （原子炉格納容器内の最大存在量から1／200まで）	ＣＳＥ実験及びStandard Review Plan 6.5.2に基づき設定
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果：10（サプレッション・チェンバベントのみ）	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定

表 6-1　放出量評価条件（3／4）

項　目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合		サプレッション・チェンバベント	ドライウェルベント	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－１４６５に基づき設定
	希ガス類	：約4.3×10^{-3}	：約4.3×10^{-3}	
	ＣｓＩ類	：約6.2×10^{-5}	：約6.2×10^{-5}	
	ＣｓＯＨ類	：約3.1×10^{-5}	：約3.2×10^{-5}	
	Ｓｂ類	：約6.7×10^{-6}	：約6.8×10^{-6}	
	TeO_2類	：約6.7×10^{-6}	：約6.8×10^{-6}	
	ＳｒＯ類	：約2.7×10^{-6}	：約2.7×10^{-6}	
	ＢａＯ類	：約2.7×10^{-6}	：約2.7×10^{-6}	
	MoO_2類	：約3.4×10^{-7}	：約3.4×10^{-7}	
	CeO_2類	：約6.7×10^{-8}	：約6.8×10^{-8}	
	La_2O_3類	：約2.7×10^{-8}	：約2.7×10^{-8}	
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回/日（排気筒放出）			設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため

表 6-1　放出量評価条件（4／4）

項　目	評価条件			選定理由
格納容器圧力逃がし装置への放出割合		サプレッション・チェンバベント	ドライウェルベント	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－１４６５に基づき設定
	希ガス類	：約9.5×10^{-1}	：約9.5×10^{-1}	
	ＣｓＩ類	：約1.0×10^{-6}	：約3.9×10^{-3}	
	ＣｓＯＨ類	：約4.0×10^{-7}	：約7.5×10^{-3}	
	Ｓｂ類	：約8.9×10^{-8}	：約1.4×10^{-3}	
	TeO_2類	：約8.9×10^{-8}	：約1.4×10^{-3}	
	ＳｒＯ類	：約3.6×10^{-8}	：約5.8×10^{-4}	
	ＢａＯ類	：約3.6×10^{-8}	：約5.8×10^{-4}	
	MoO_2類	：約4.5×10^{-9}	：約7.2×10^{-5}	
	CeO_2類	：約8.9×10^{-10}	：約1.4×10^{-5}	
	La_2O_3類	：約3.6×10^{-10}	：約5.8×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス　：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1000			設計値に基づき設定

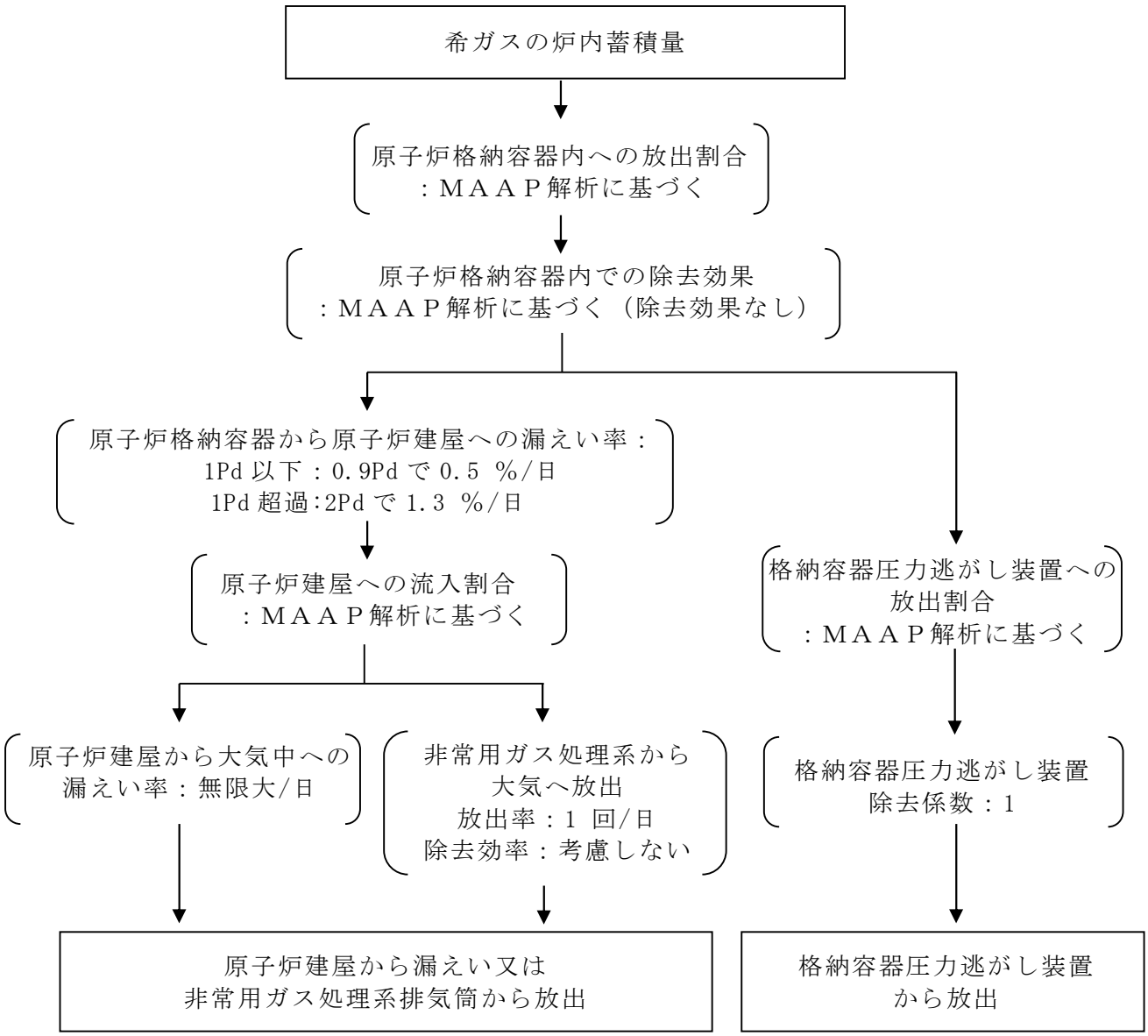


図 6-1　希ガスの大気放出過程

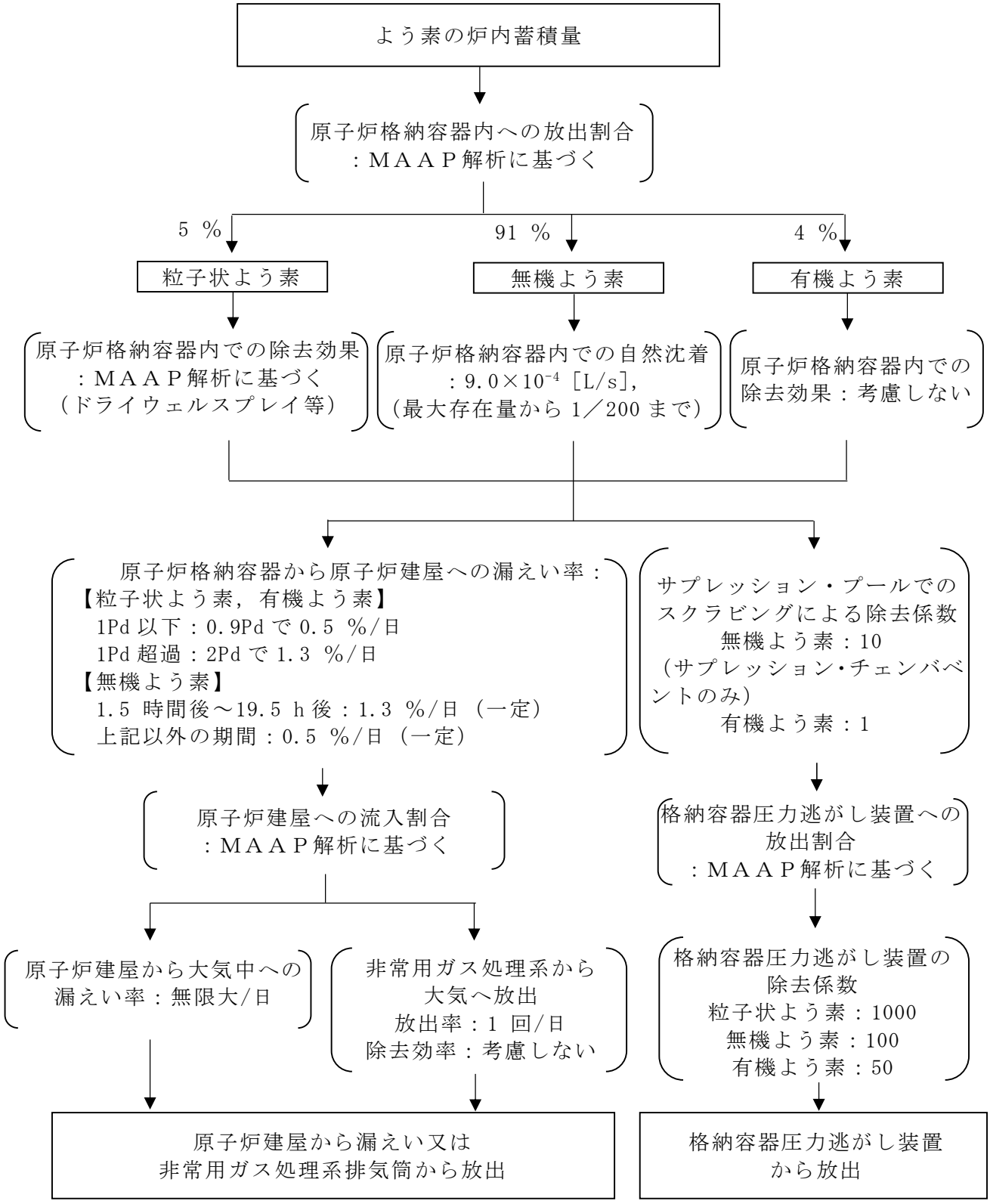


図 6-2　よう素の大気放出過程

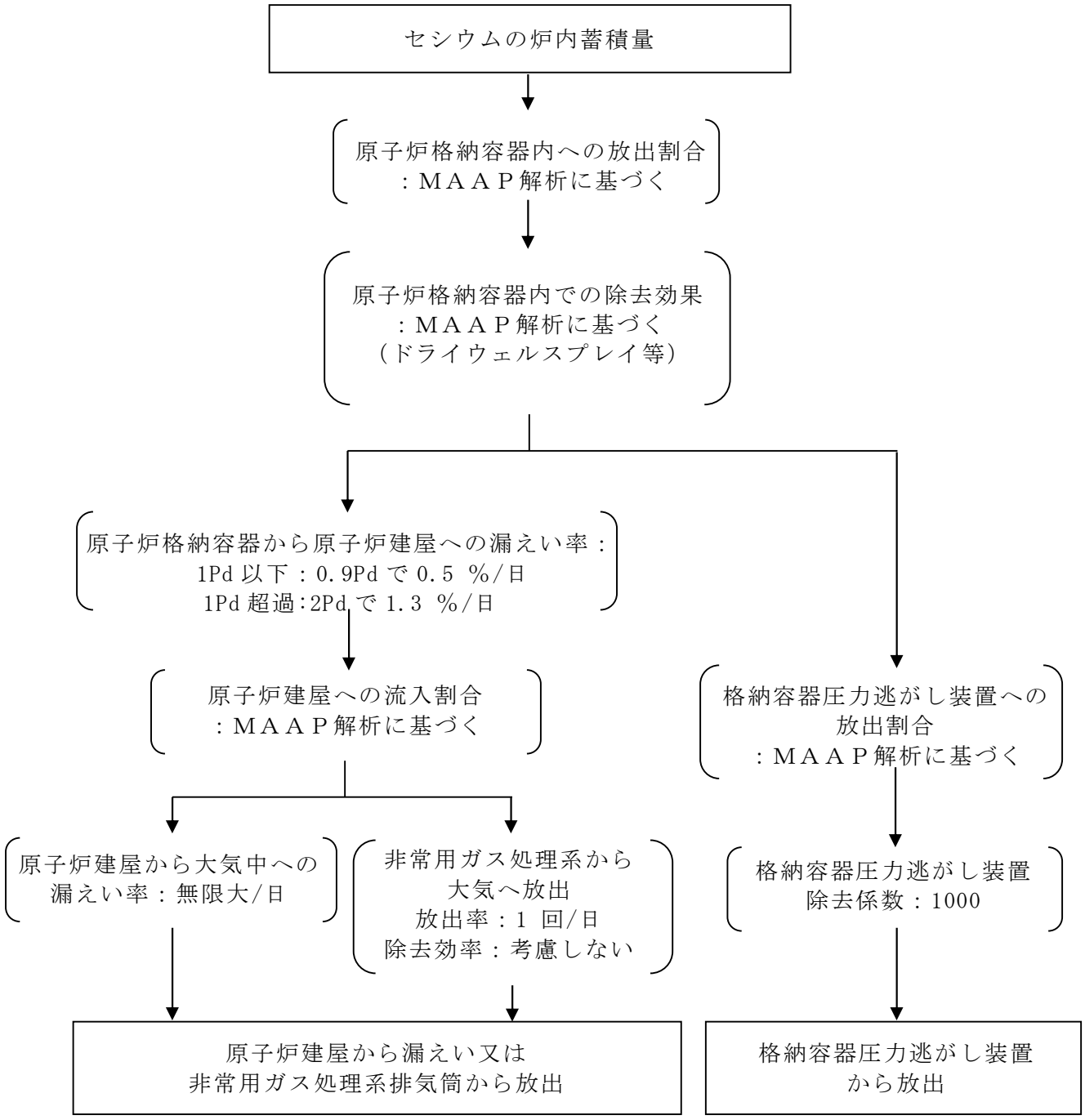


図 6-3　セシウムの大気放出過程

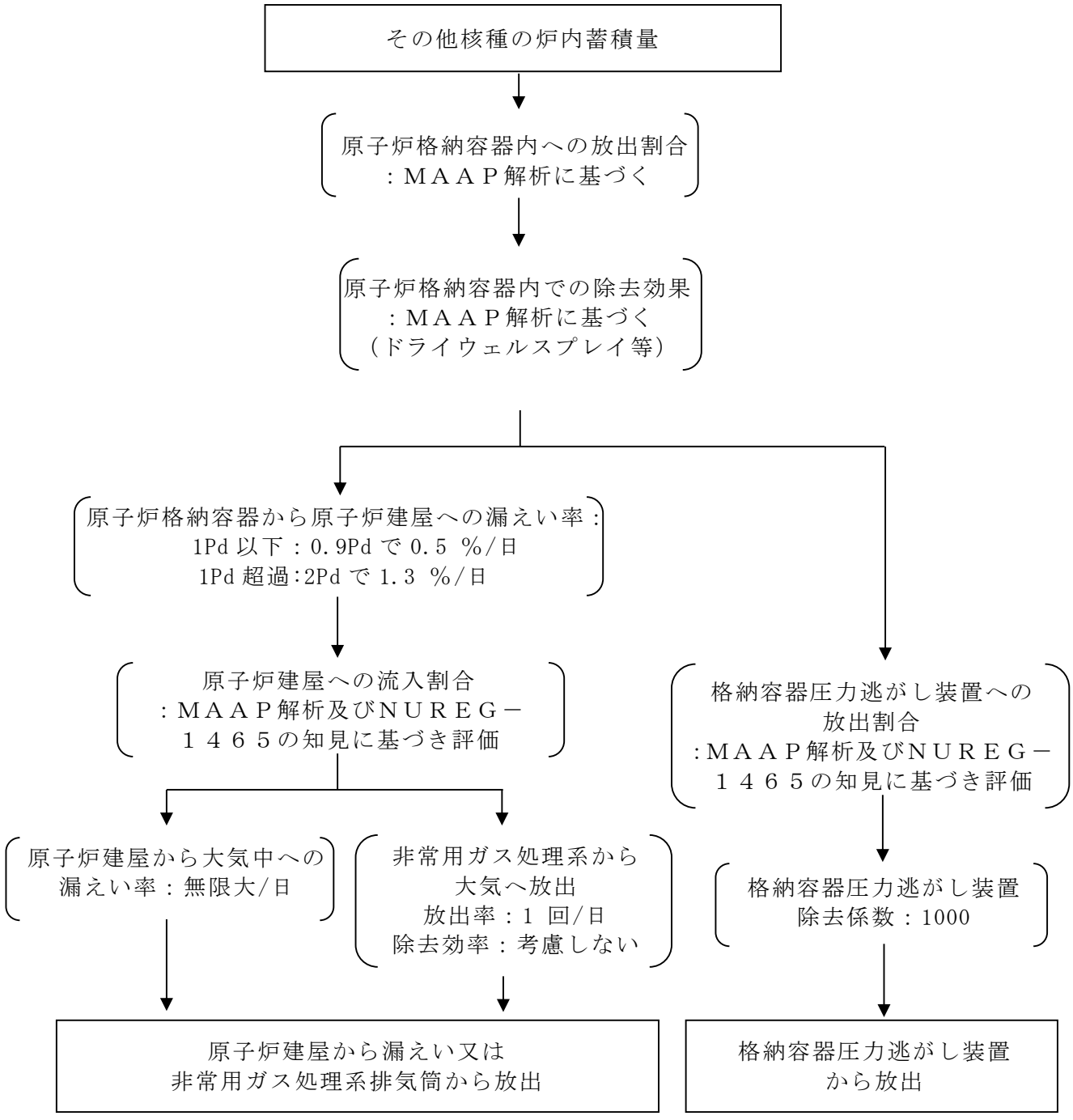
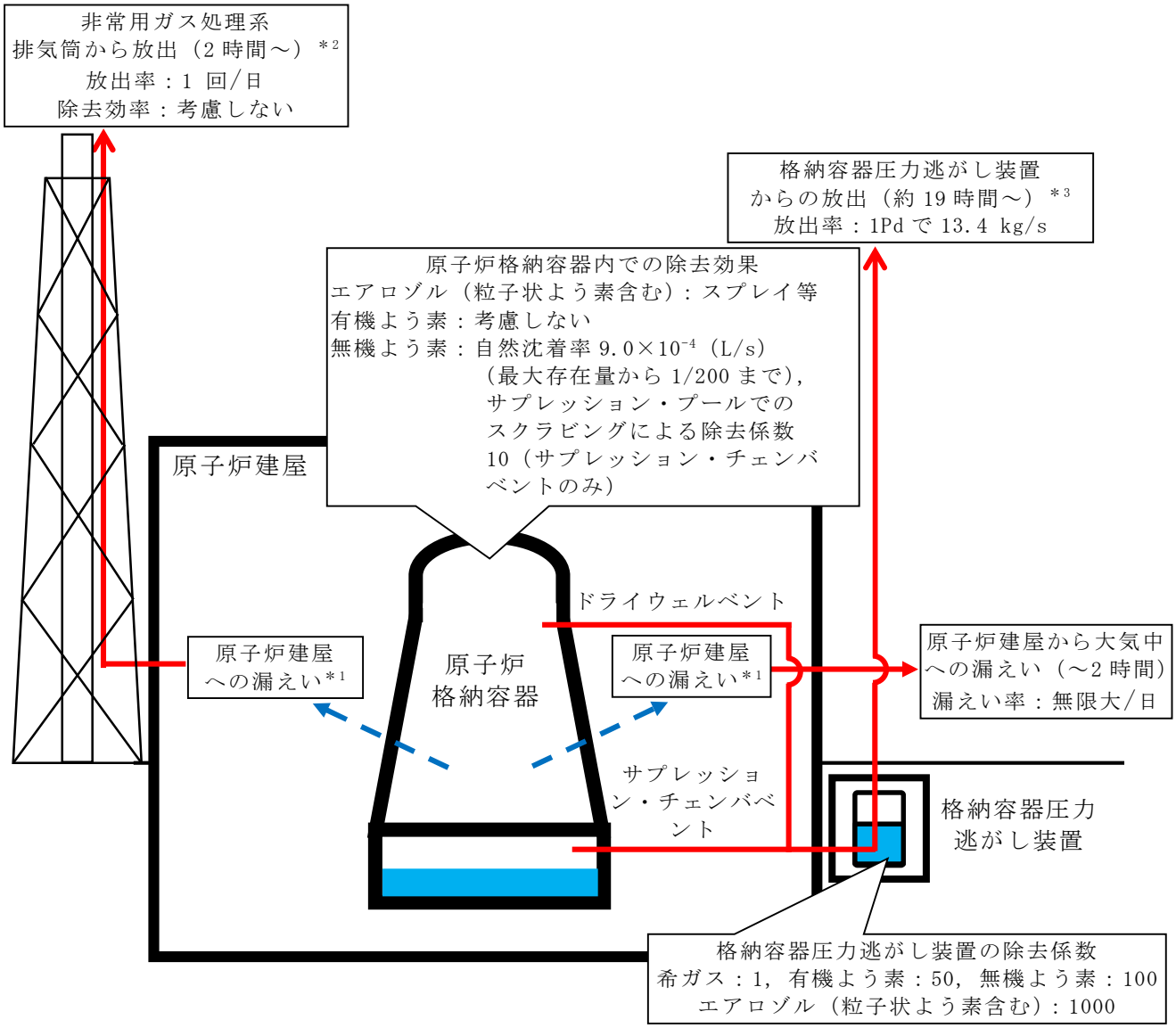


図 6-4　その他核種の大気放出過程



注記　＊1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5 %/日，1Pd 超過:2Pd で 1.3 %/日
【無機よう素】
1.5 時間後～19.5 時間後：1.3 %/日（一定），上記以外の期間：0.5 %/日（一定）

大気への放出経路	0 時間 ▼2 時間*2 ▼19 時間*3 168 時間▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	
非常用ガス処理系排気筒から放出	
格納容器圧力逃がし装置からの放出	

＊2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 2 時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
＊3：事象発生後 19 時間以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 6-5　大気放出過程概略図（イメージ）

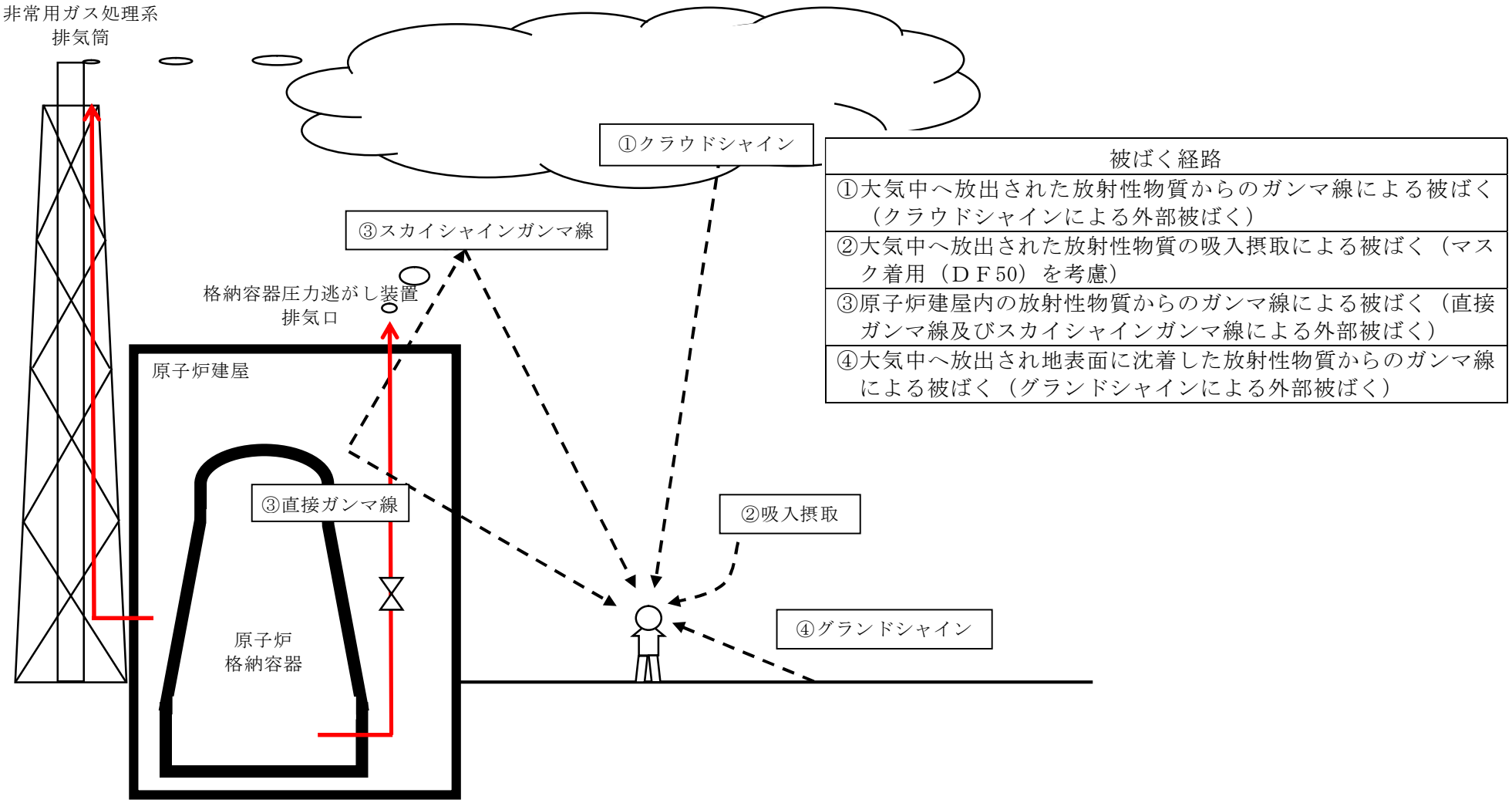


図 6-6　ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋外移動時及び屋外作業時）

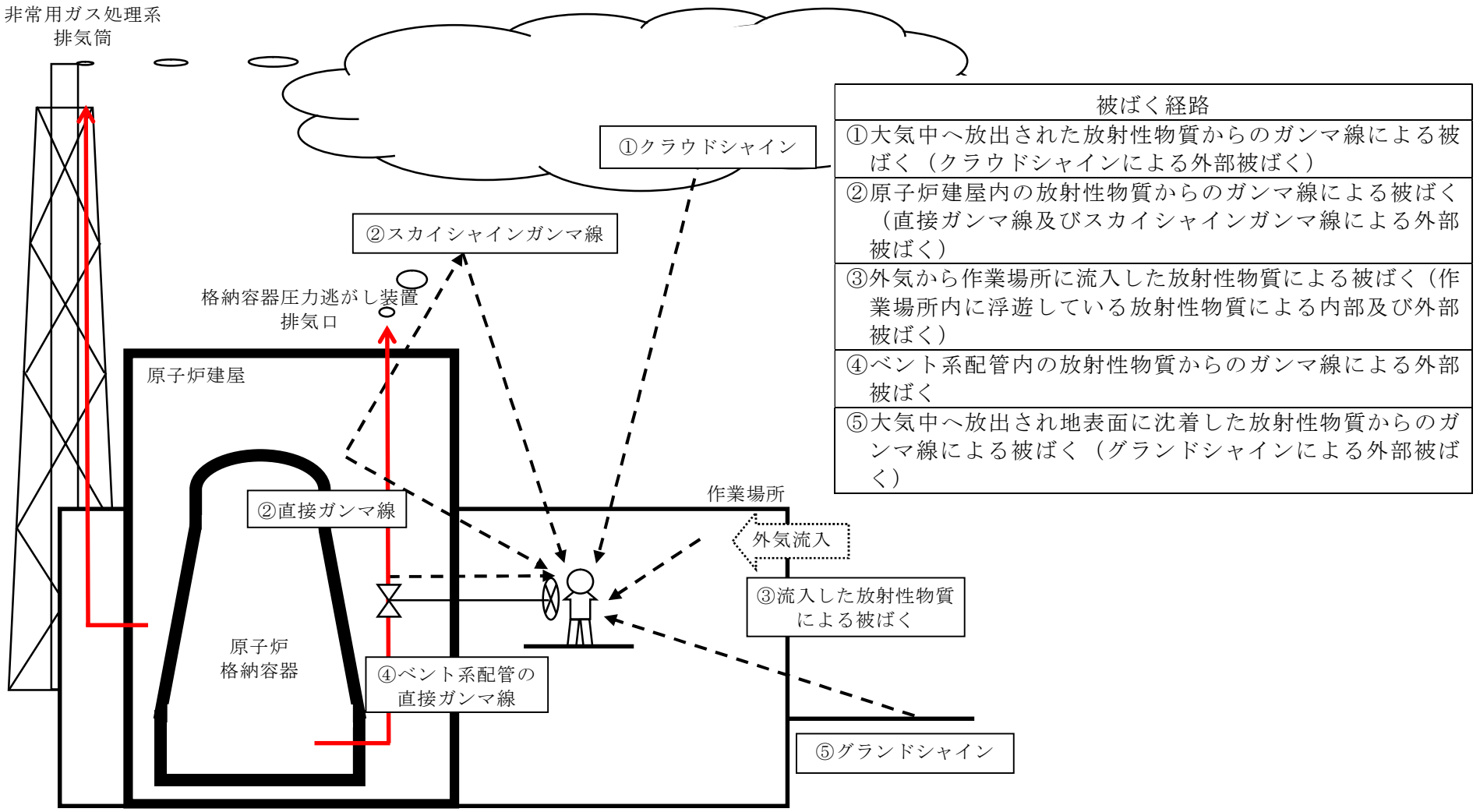
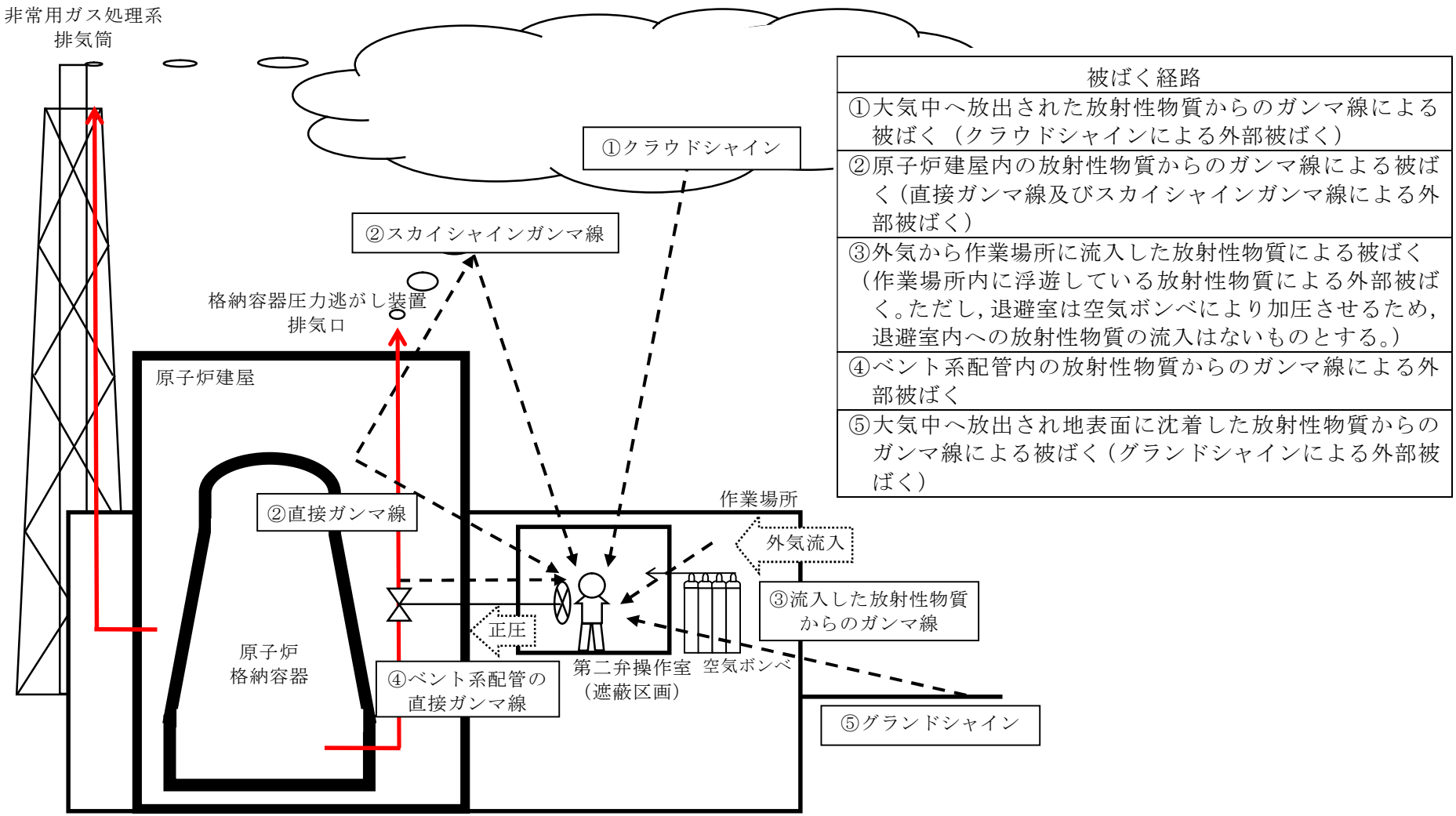


図 6-7　ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
②原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
③外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく（作業場所内に浮遊している放射性物質による外部被ばく。ただし，退避室は空気ボンベにより加圧させるため，退避室内への放射性物質の流入はないものとする。）
④ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
⑤大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）

図 6-8　ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（第二弁開操作時）

表 6-2　大気拡散評価条件

項　目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風　：地上 10 m 排気筒風：地上 140 m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10 m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140 m）の気象データを使用
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0 m 格納容器圧力逃がし装置 排気口からの放出：地上57 m 非常用ガス処理系排気筒 からの放出：地上95 m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から 97 %	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	図 6-20 参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒： 1 方位 原子炉建屋及び 格納容器圧力逃がし装置 排気口： 9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし，原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから，180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3000 m^2	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定

表 6-3　評価に使用する相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）

作業内容		放出箇所	χ／Q及びD／Q	
第一弁 （サプレッション・ チェンバ側） 開操作	屋内外移動時／作業時	原子炉建屋漏えい （地上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	χ／Q （s/m^3）	約 3.0×10^{-6}
第一弁 （ドライウェル側） 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい （地上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	χ／Q （s/m^3）	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい （地上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	χ／Q （s/m^3）	約 2.1×10^{-6}
			D／Q （Gy/Bq）	約 6.4×10^{-20}
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい （地上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 （建屋屋上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 4.2×10^{-4}
			D／Q （Gy/Bq）	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	χ／Q （s/m^3）	約 3.0×10^{-6}
			D／Q （Gy/Bq）	約 1.2×10^{-19}
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい （地上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 （建屋屋上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	χ／Q （s/m^3）	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい （地上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 （建屋屋上放出）	χ／Q （s/m^3）	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	χ／Q （s/m^3）	約 3.0×10^{-6}

表 6-4　建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項　目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル（評価式）	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot \chi / Q \cdot E_{\gamma} \cdot \left(1 - e^{-\mu \cdot R}\right) \cdot 3600$ D ：放射線量率（Sv/h） Q_{γ}：大気に放出された放射性物質放出率（Bq/s）（0.5 MeV 換算値） E_{γ}：ガンマ線エネルギ（0.5 MeV/dis） μ ：空気に対するガンマ線エネルギ吸収係数（3.9×10^{-3} /m） R ：作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径（m） $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R：作業エリア等の空間体積（m^3）	—
作業場所等の空間体積（V_R）	＜サプレッション・チェンバからのベントを行う場合＞ ・第一弁 操作場所　：2200 m^3 屋内移動アクセスルート：2200 m^3 ・第二弁 操作場所　： 590 m^3 屋内移動アクセスルート：2200 m^3 ＜ドライウェルからのベントを行う場合＞ ・第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・第二弁 操作場所　： 590 m^3 屋内移動アクセスルート： 2200 m^3	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。
第二弁操作室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮（第二弁操作場所）のみ）	第二弁操作室の遮蔽厚　：40 cm*（コンクリート） 空気ボンベによる加圧時間：ベント実施から 3 時間	第二弁操作場所にベント後 3 時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5 mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書ＪＡＳＳ 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定
コンクリート密度	2.00 g/cm^3	建築工事標準仕様書ＪＡＳＳ 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)を基に算出した値を設定

注記　＊：格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は 120 cm（コンクリート）

表 6-5　線量換算係数，呼吸率等

項　目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） Ｉ－131　：2.0×10^{-8}　Sv/Bq Ｉ－132　：3.1×10^{-10}　Sv/Bq Ｉ－133　：4.0×10^{-9}　Sv/Bq Ｉ－134　：1.5×10^{-10}　Sv/Bq Ｉ－135　：9.2×10^{-10}　Sv/Bq Ｃｓ－134　：2.0×10^{-8}　Sv/Bq Ｃｓ－136　：2.8×10^{-9}　Sv/Bq Ｃｓ－137　：3.9×10^{-8}　Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub.71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2 m^3/h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	ＤＦ50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質：0.5 cm/s 無機よう素：0.5 cm/s 有機よう素：1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定

表 6-6　格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項　目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ*	第一弁（サプレッション・チェンバ側）	作業場所	150 cm	ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁等を考慮（図 6-9～図 6-19 参照）
		移動ルート	90 cm	
	第一弁（ドライウェル側）	作業場所	60 cm	
		移動ルート	60 cm	
	第二弁	作業場所	120 cm	
		移動ルート	120 cm	
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5 mm）を引いた値を適用		建築工事標準仕様書ＪＡＳＳ 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度		2.00 g/cm^3		建築工事標準仕様書ＪＡＳＳ 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定
配管中心から評価点までの距離	第一弁（サプレッション・チェンバ側）	作業場所	3.0 m	—
		移動ルート	10.9 m	
	第一弁（ドライウェル側）	作業場所	11.6 m	
		移動ルート	11.6 m	
	第二弁	作業場所	1.4 m	
		移動ルート	1.4 m	

注記　＊：遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

表 6-7　原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項　目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ	10 cm～220 cm	原子炉建屋外壁（二次遮蔽）の厚さを設定
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮原子炉建屋の評価モデルを図 6-21 に示す。
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒ スカイシャインガンマ線評価： ＡＮＩＳＮ Ｇ３３-ＧＰ２Ｒ	現行許認可（添十）に同じ

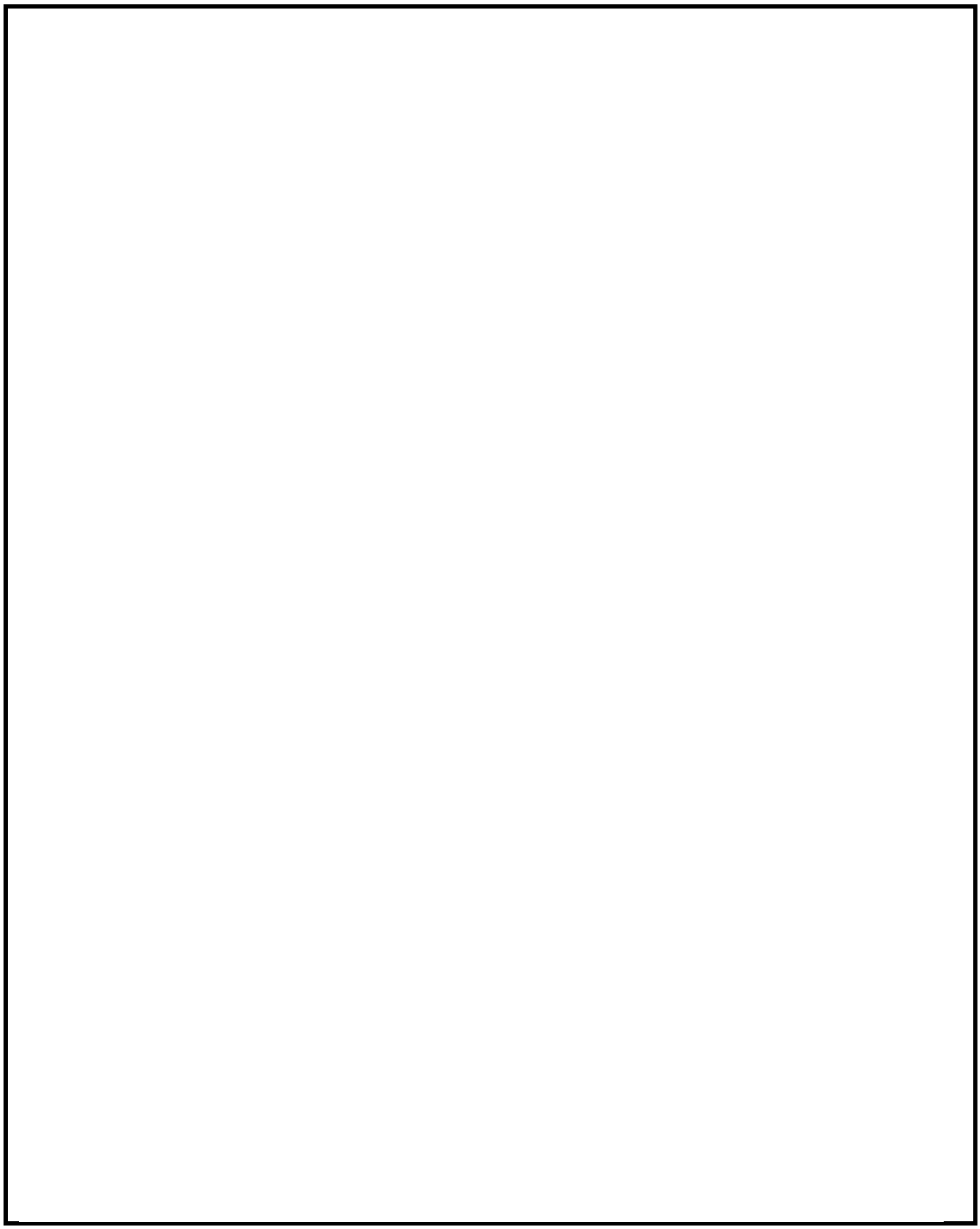


図6-9　第一弁（サプレッション・チェンバ側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階，4階）

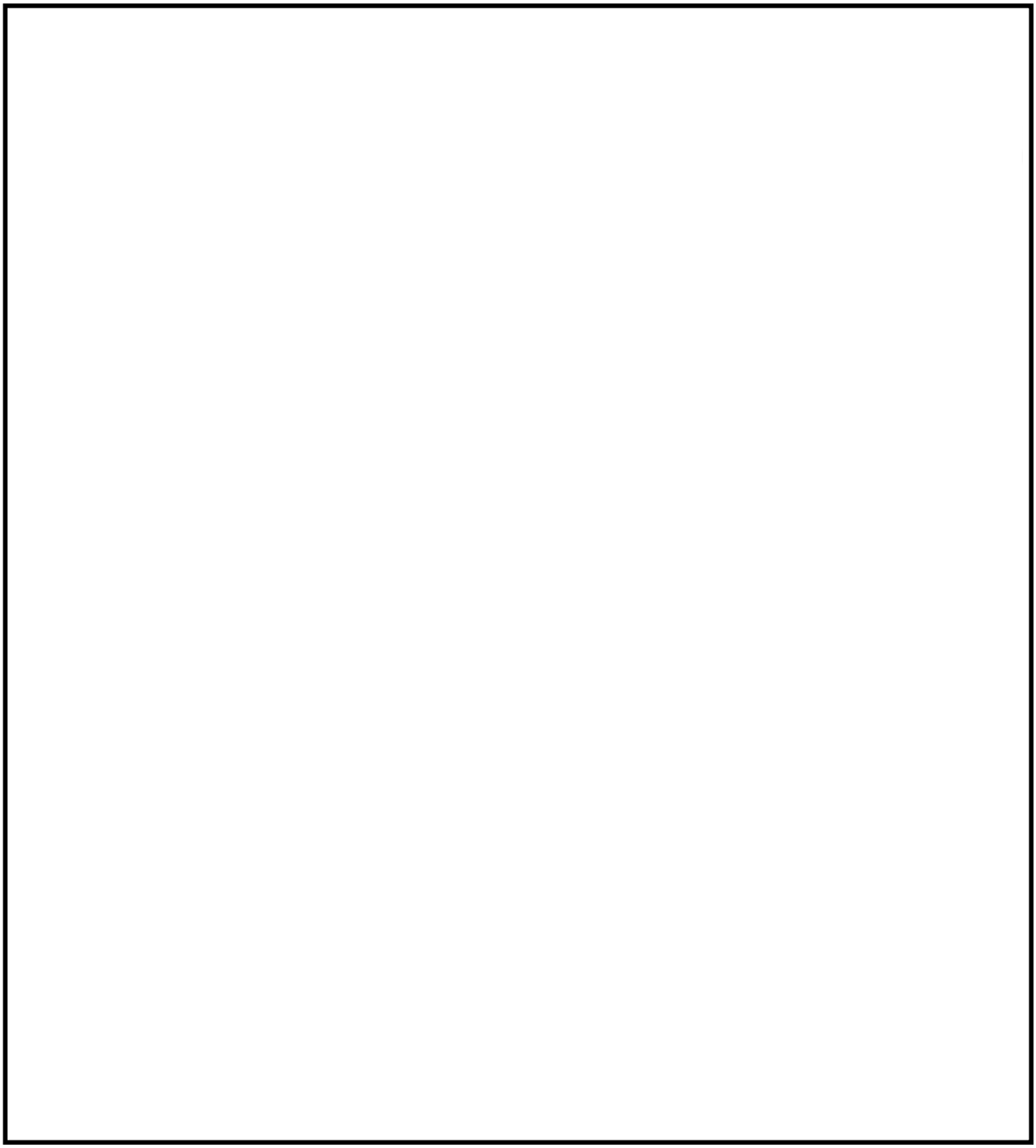


図6-10　第一弁（サプレッション・チェンバ側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋付属棟2階）

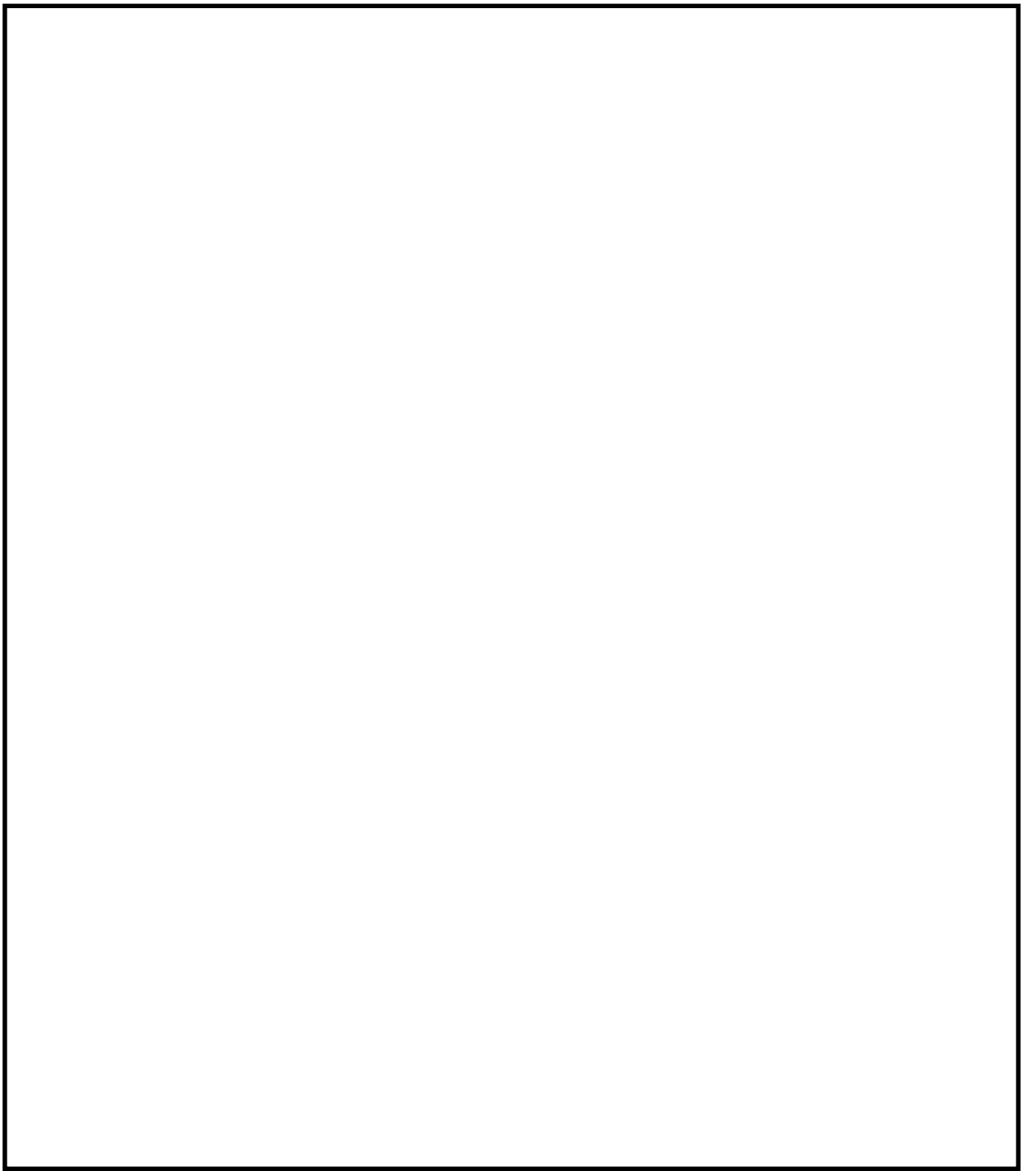


図6-11　第一弁（サプレッション・チェンバ側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階）

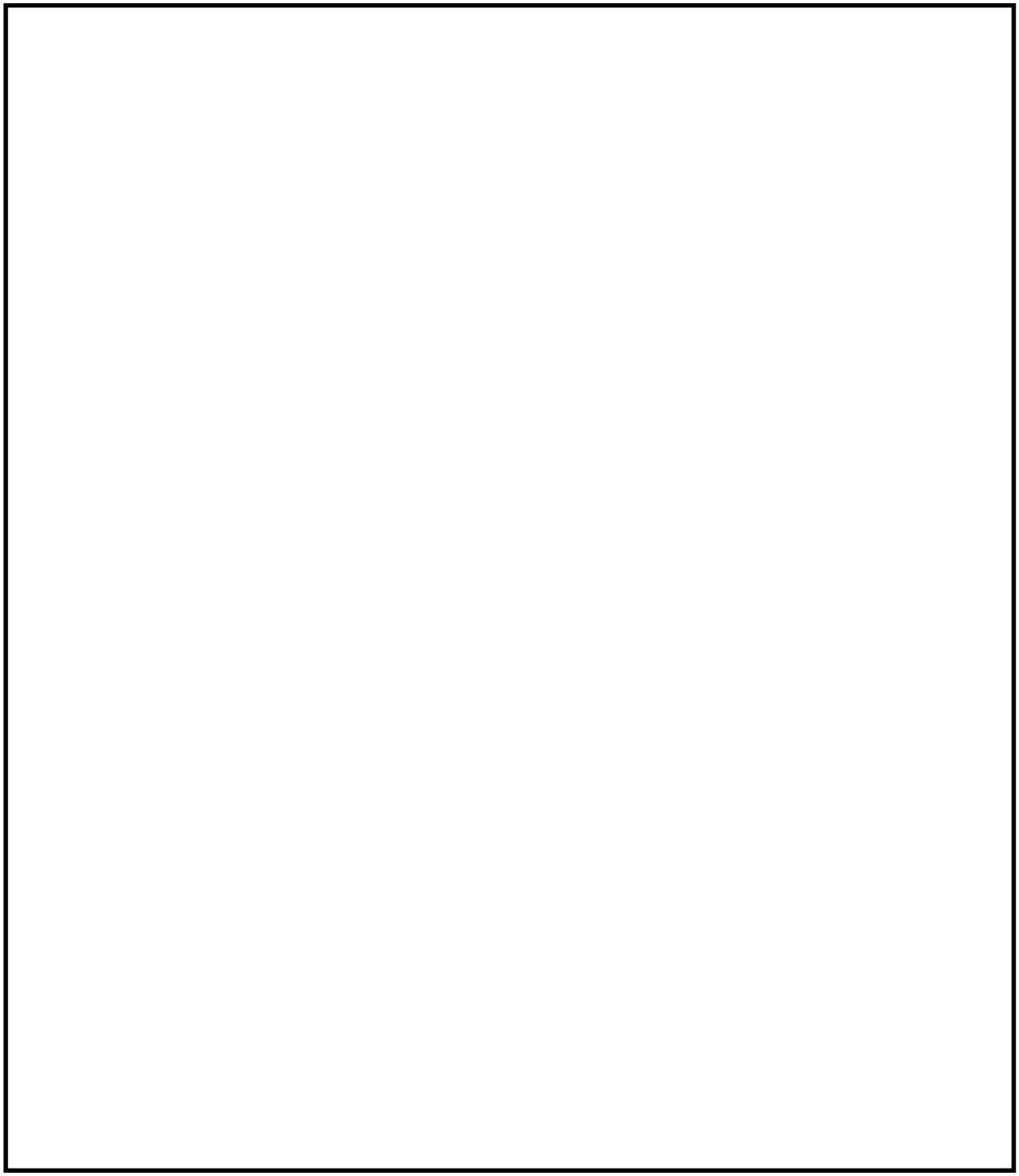


図6-12　第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階，4階）

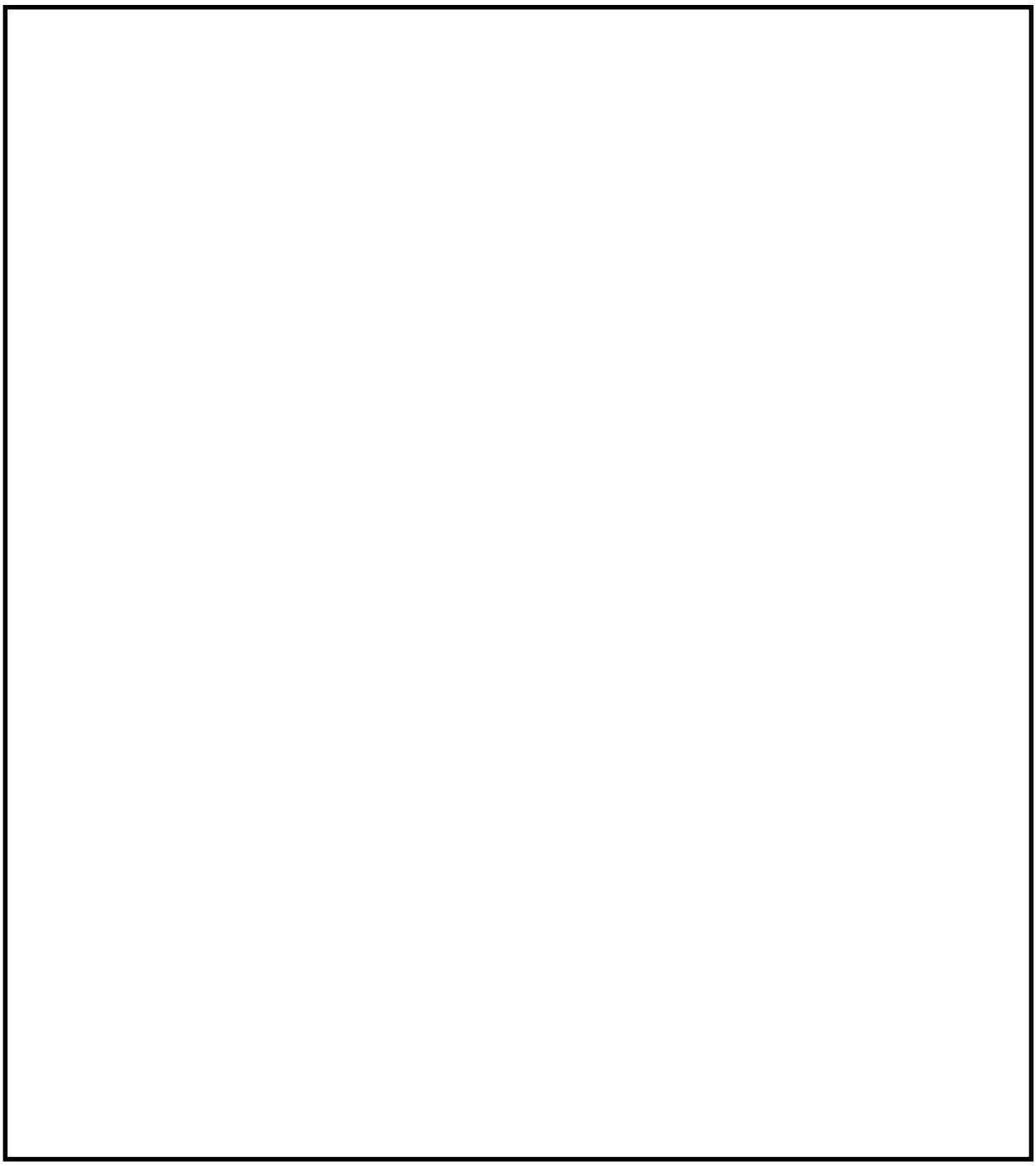


図6-13　第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋付属棟2階）

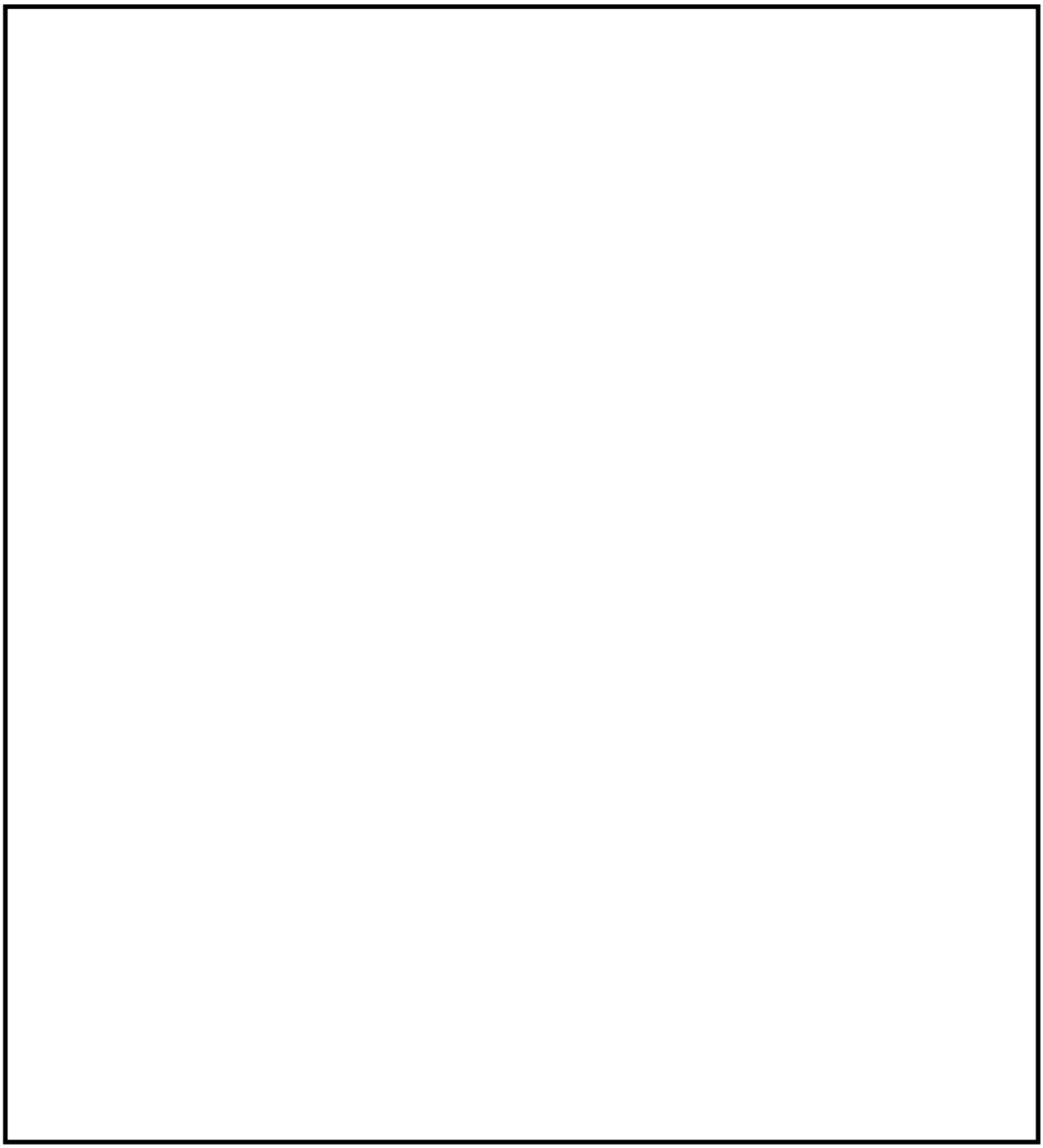


図6-14　第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階）

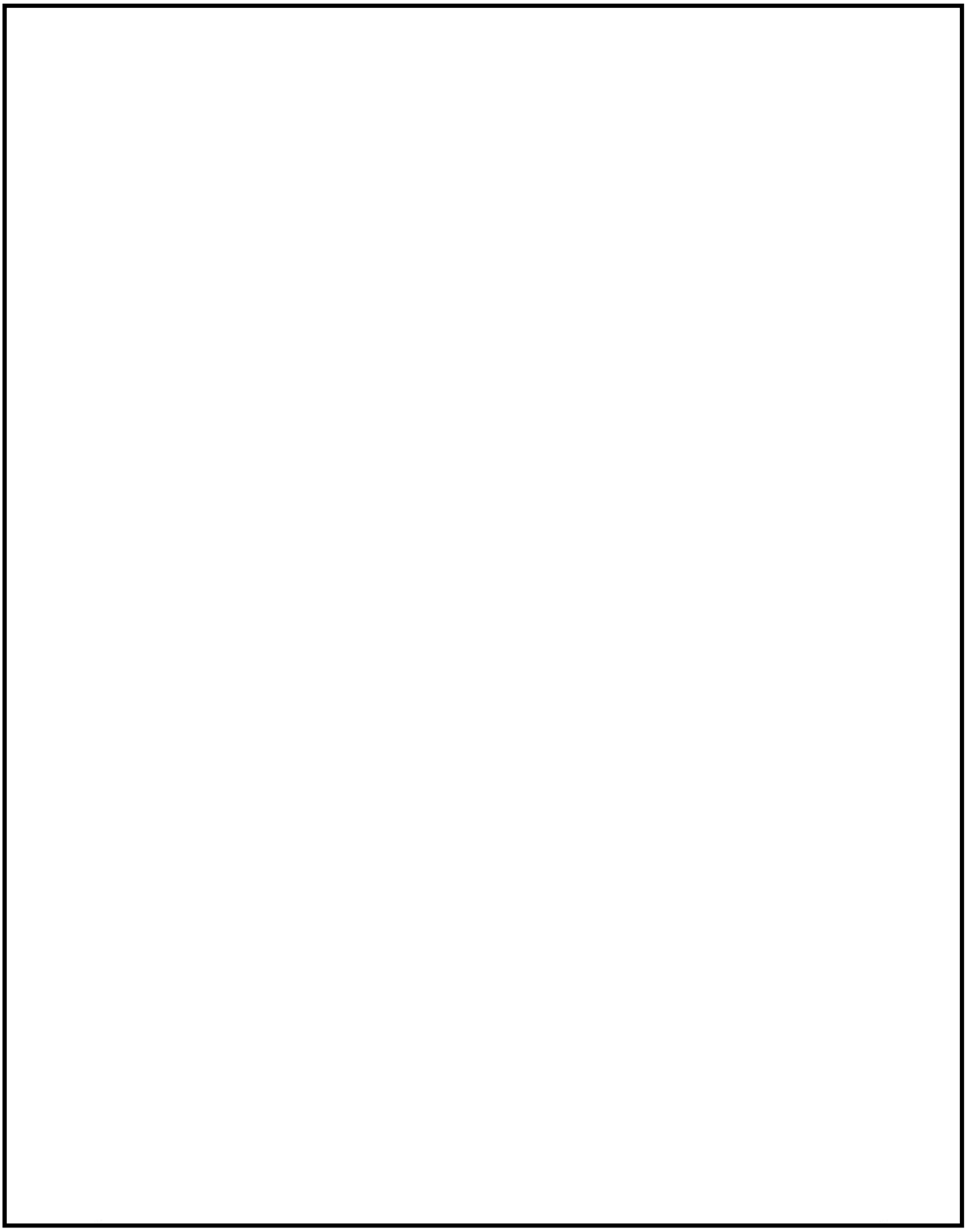


図6-15　第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋原子炉棟4階及び原子炉建屋付属棟屋上）

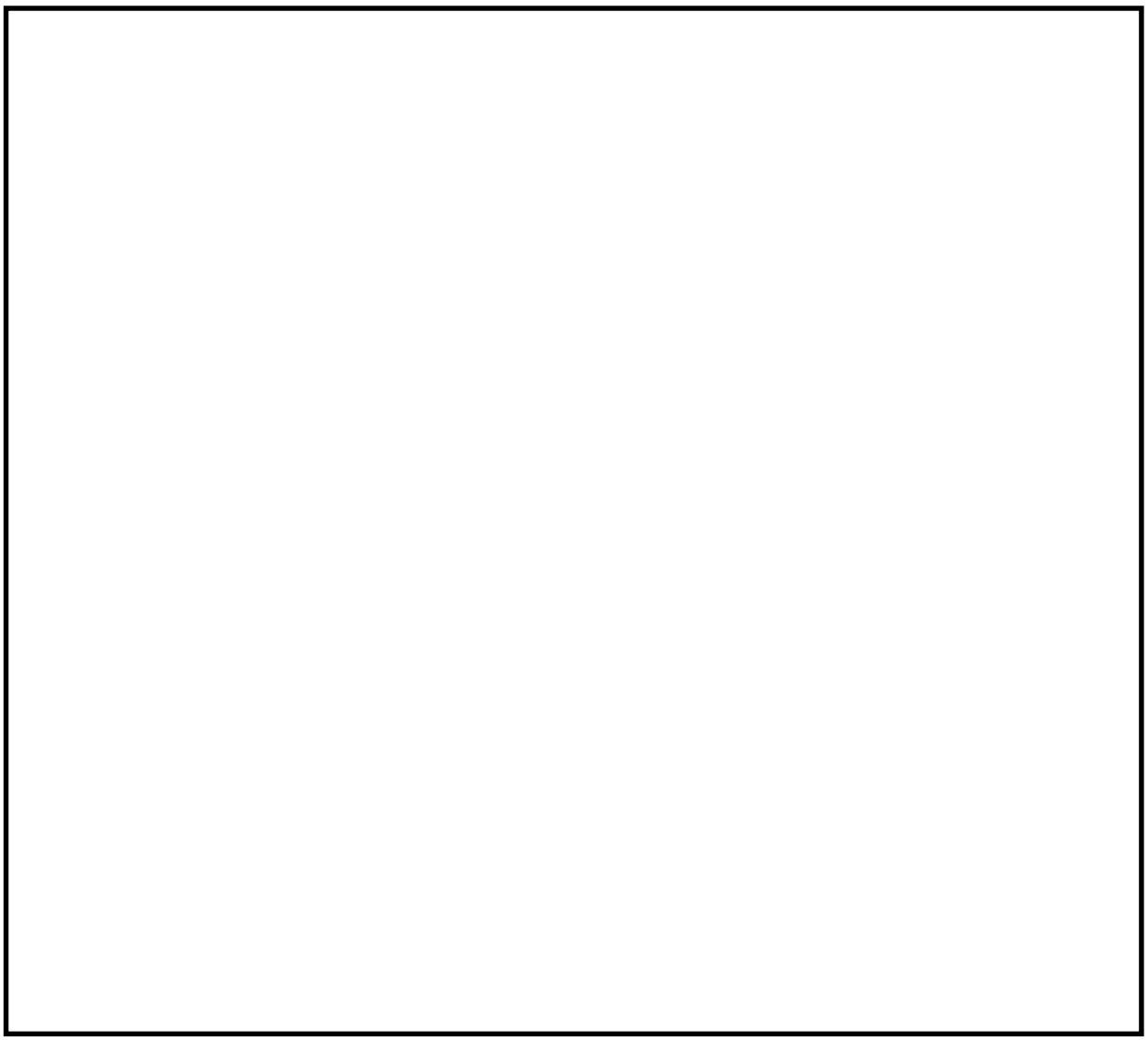


図6-16　屋外移動時のアクセスルート

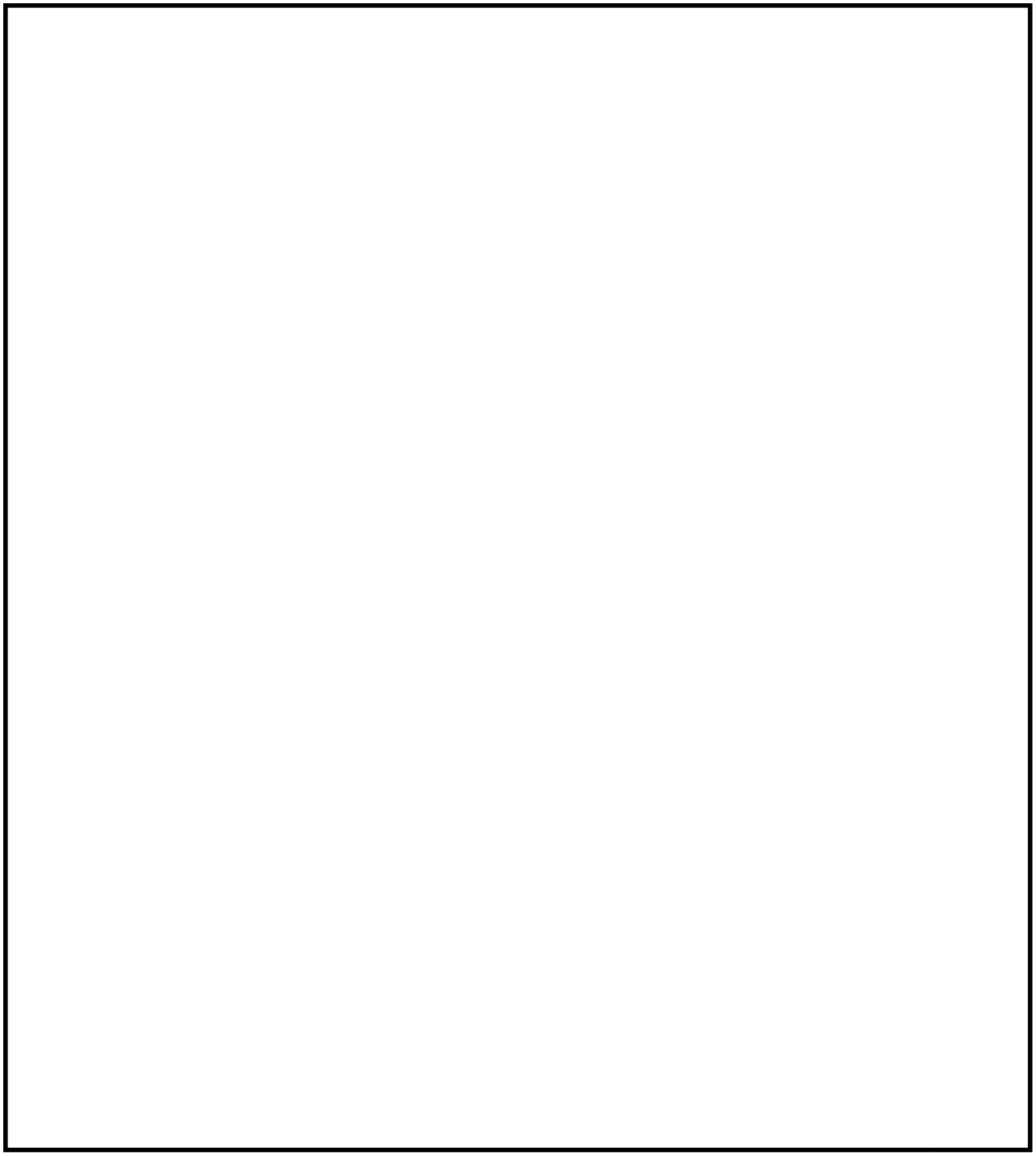


図6-17　第二弁操作場所及びアクセスルート(原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階)

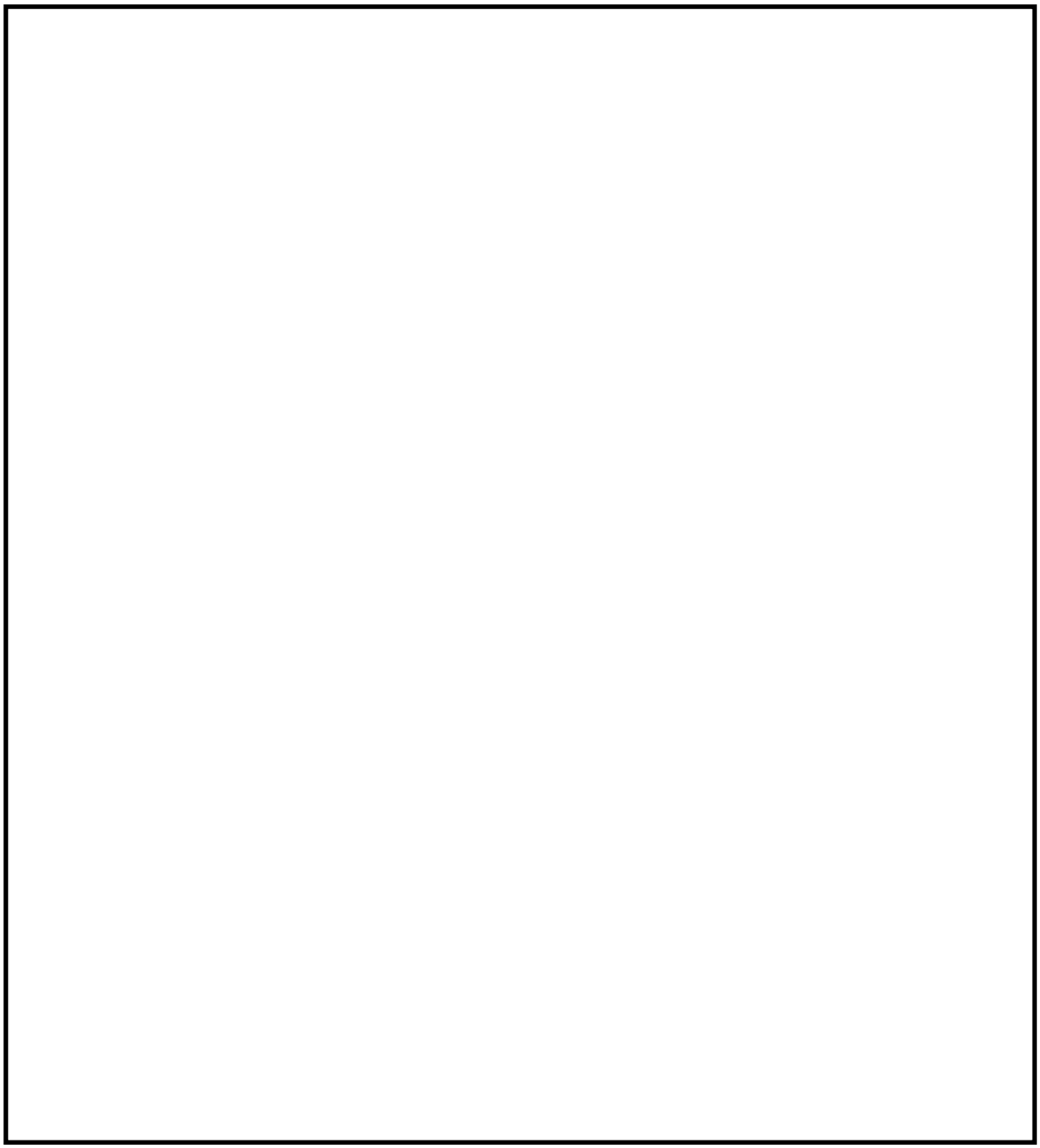


図6-18　第二弁操作場所及びアクセスルート(原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋付属棟2階)

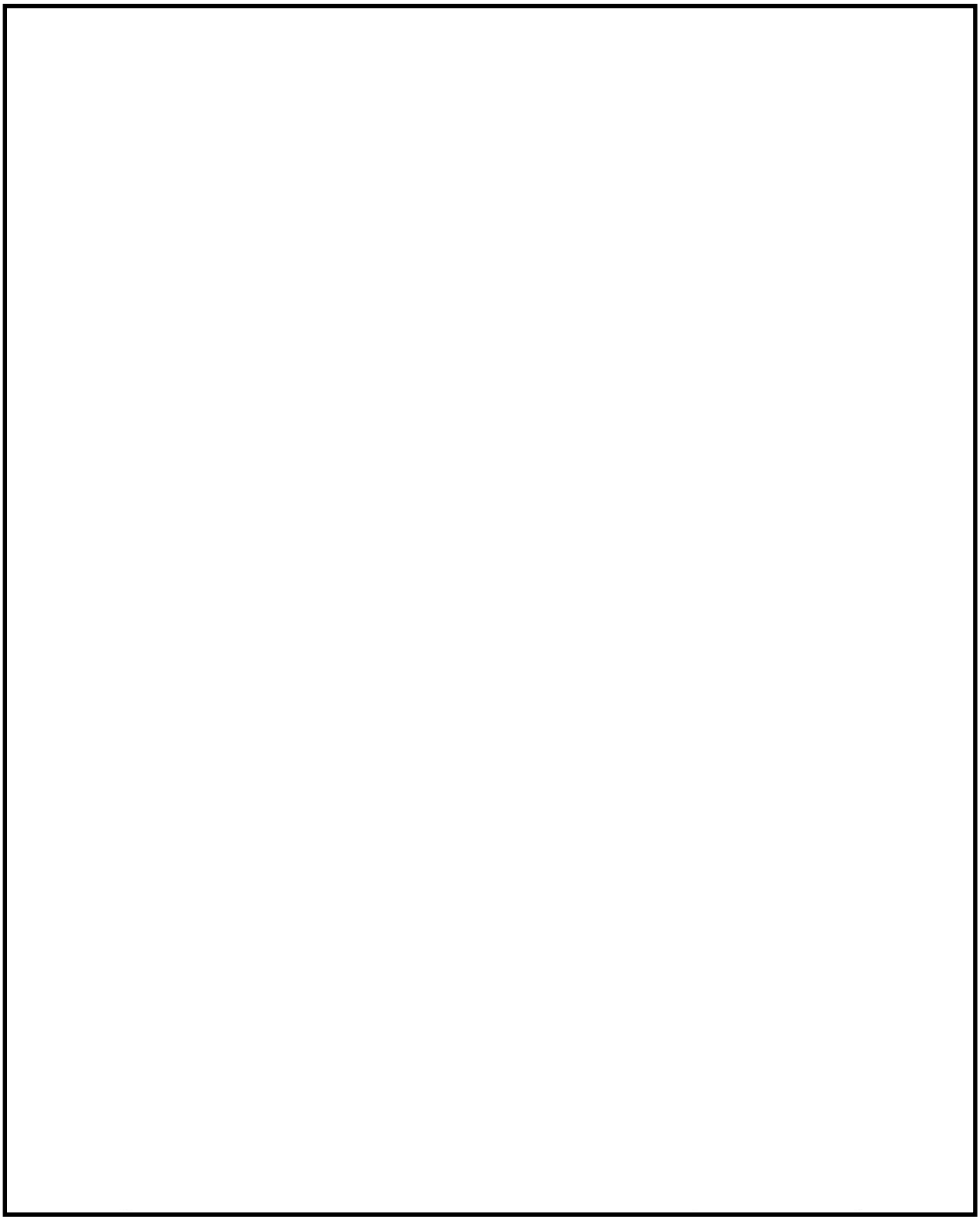


図6-19　第二弁操作場所及びアクセスルート(原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階)

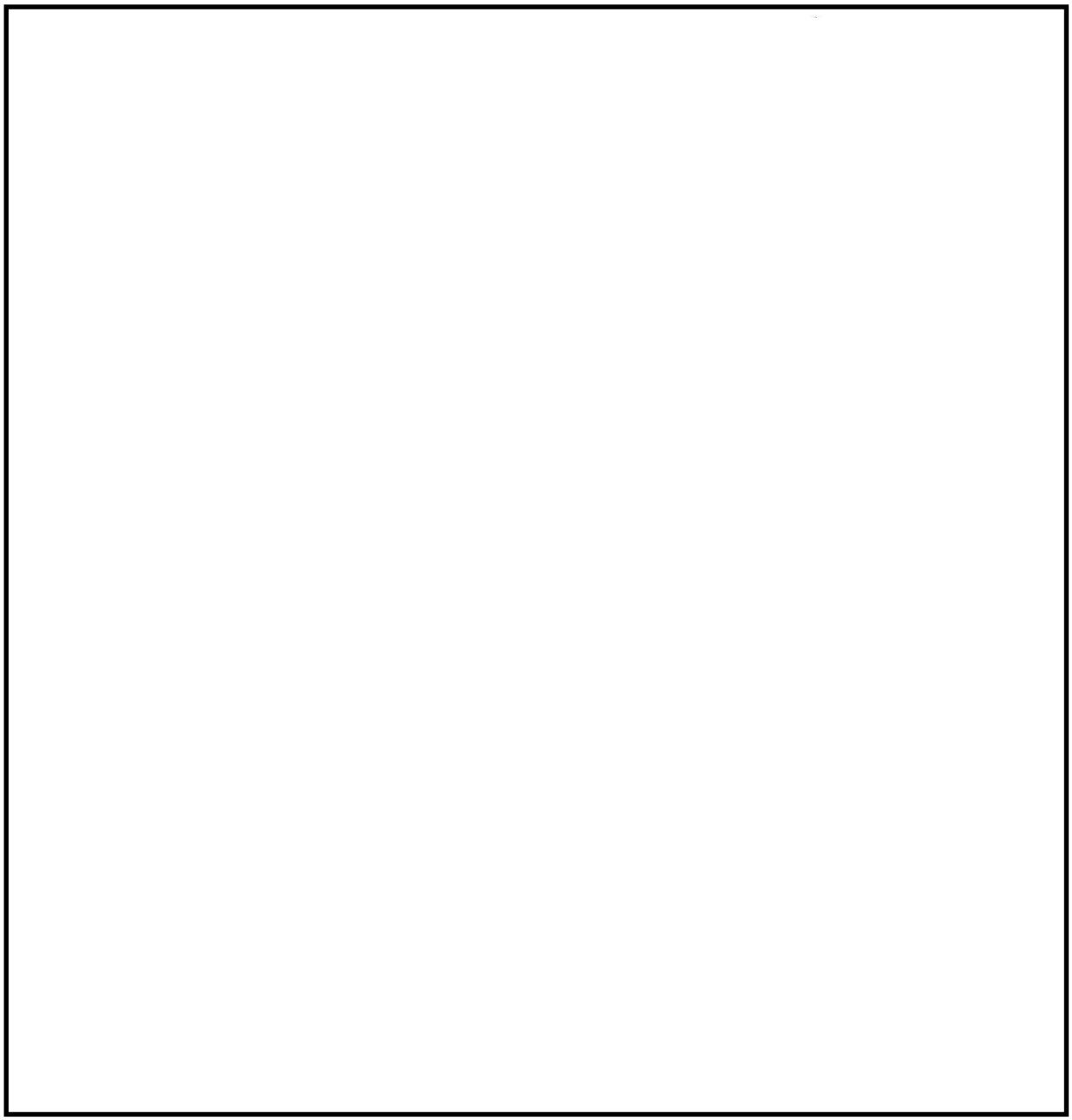


図 6-20　大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

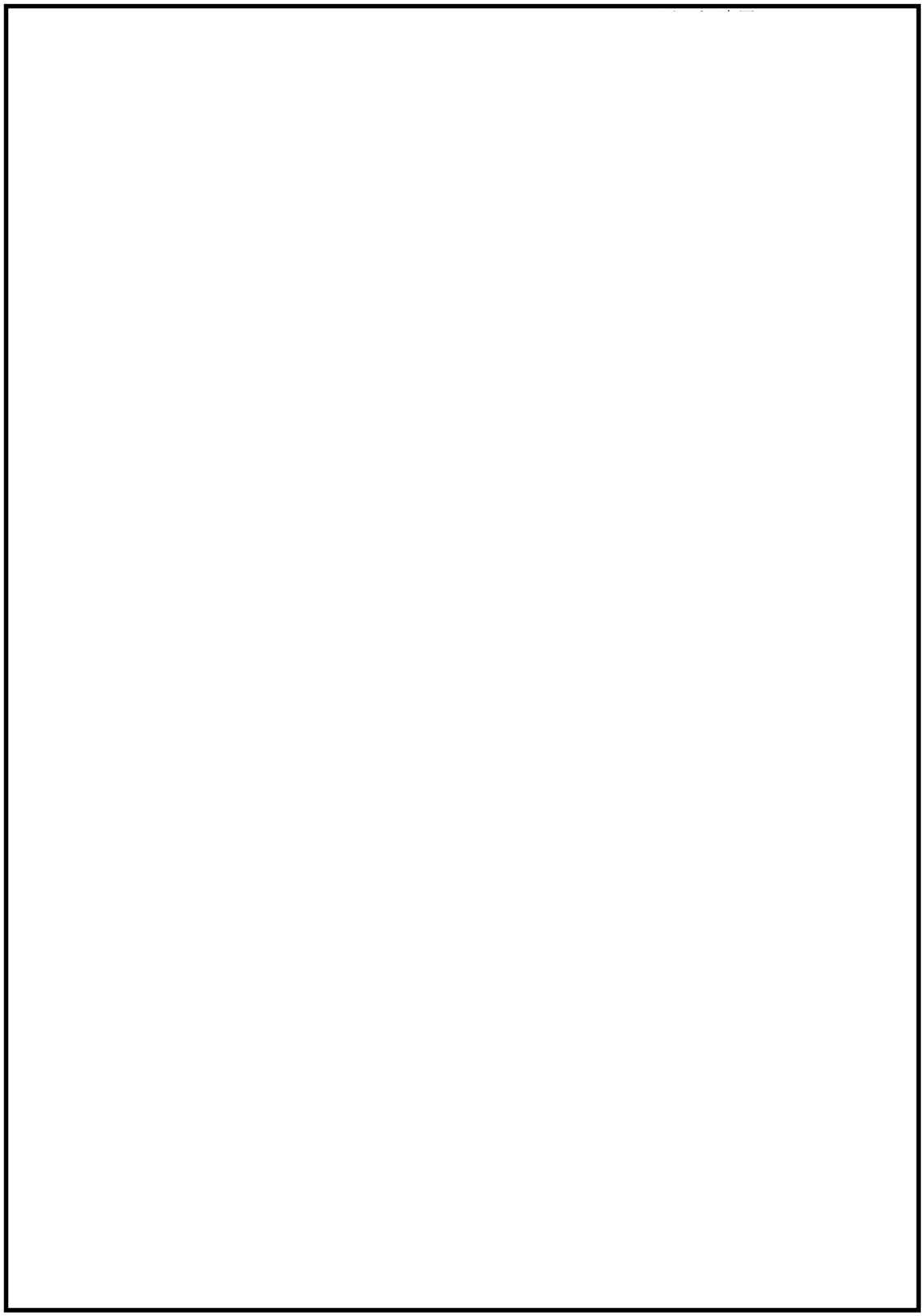


図 6-21　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル（1／2）

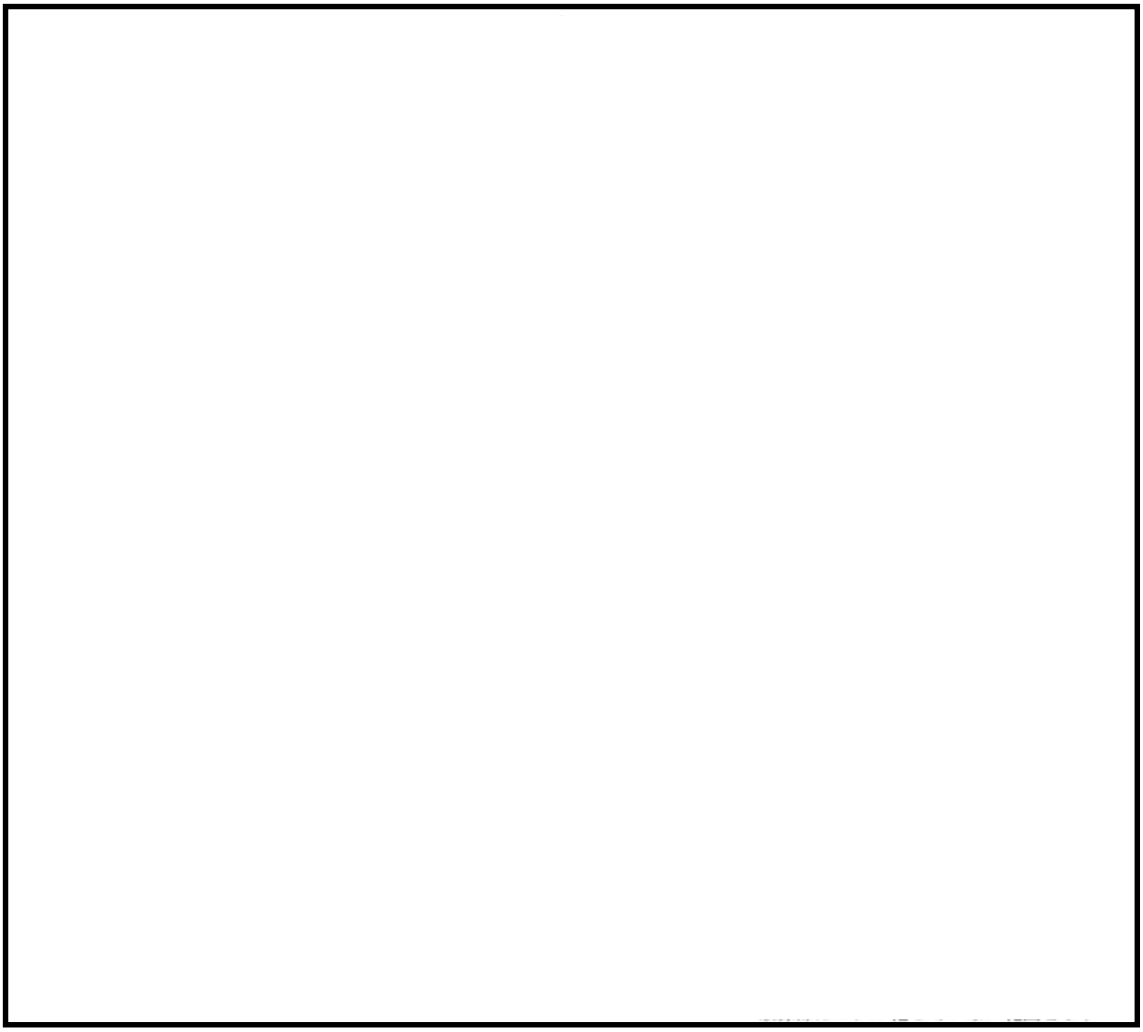


図 6-21　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル（2／2）

表 6-8　第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第一弁（サプレッション・チェンバ側）開操作*1			第一弁（ドライウェル側）開操作*1			
		ベント操作時	屋内移動時（中央制御室⇒作業場所）	屋外移動時（作業場所⇒緊急時対策所）	ベント操作時	屋内／屋外移動時（中央制御室⇒作業場所）	屋内／屋外移動時（作業場所⇒付属棟入口）	屋外移動時（付属棟入口⇒緊急時対策所）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約2.1×10^{0}	約3.1×10^{0}	約1.9×10^{0}	約5.4×10^{0}	約5.4×10^{0}	約5.4×10^{0}	約1.9×10^{0}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		約4.8×10^{-2}	約2.6×10^{-2}	約2.6×10^{-2}	約2.6×10^{-2}	約4.8×10^{-2}
	内部被ばく			1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	大気中へ放出された放射性物質の影響に包絡される	大気中へ放出された放射性物質の影響に包絡される			
	内部被ばく	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下					
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく*2		約1.4×10^{-1}	1.0×10^{-2}以下	屋外移動のため対象外*3	約4.6×10^{-1}	約4.6×10^{-1}	約4.6×10^{-1}	屋外移動のため対象外*3
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}	約1.1×10^{1}	約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}
作業線量率		約1.4×10^{1}	約1.5×10^{1}	約1.4×10^{1}	約1.7×10^{1}	約1.8×10^{1}	約1.8×10^{1}	約1.4×10^{1}
作業時間及び移動時間		90分	35分（往路）	35分（復路）	90分	50分（往路）	15分（復路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約2.1×10^{1} mSv	約8.6×10^{0} mSv	約8.2×10^{0} mSv	約2.5×10^{1} mSv	約1.5×10^{1} mSv	約4.4×10^{0} mSv	約8.2×10^{0} mSv
作業員の実効線量（合計）		約3.7×10^{1} mSv			約5.2×10^{1} mSv			

注記　＊1：第一弁開操作はベント実施前に行う。
＊2：第一弁開操作前は，第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。
＊3：屋外移動時は，アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため，評価対象外とする。

表 6-9　第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（サプレッション・チェンバからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時（ベント実施時）			待機時	屋内移動時（原子炉建屋入口⇔作業場所）		屋外移動時（緊急時対策所⇔原子炉建屋入口）	
		ベント開始～1時間	1時間～2時間	2時間～3時間	ベント実施前	ベント実施前	ベント実施後	ベント実施前	ベント実施後
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	約2.6×10^{0}	約2.6×10^{0}	約1.9×10^{0}	約1.9×10^{0}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される			約4.8×10^{-2}	約1.1×10^{-1}
	内部被ばく							1.0×10^{-2}以下	約2.7×10^{-2}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約4.7×10^{0}	約5.2×10^{-2}	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	約4.1×10^{-2}	屋外移動のため対象外*	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	約2.7×10^{-2}		
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約4.6×10^{-1}	約4.6×10^{-1}	約4.6×10^{-1}	約1.3×10^{-1}	約1.3×10^{-1}	約2.9×10^{-1}	屋外移動のため対象外*	
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約2.2×10^{-2}	約2.2×10^{-2}	約2.2×10^{-2}	約2.3×10^{-2}	約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}	約1.2×10^{1}
作業線量率		約5.2×10^{0}	約5.3×10^{-1}	約4.8×10^{-1}	約1.7×10^{-1}	約1.4×10^{1}	約1.4×10^{1}	約1.4×10^{1}	約1.4×10^{1}
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約5.2×10^{0} mSv	約5.3×10^{-1} mSv	約4.8×10^{-1} mSv	約4.0×10^{-1} mSv	約2.4×10^{0} mSv	約2.4×10^{0} mSv	約8.2×10^{0} mSv	約8.2×10^{0} mSv
作業員の実効線量（合計）		約2.8×10^{1} mSv							

注記　＊：屋外移動時は，アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため，評価対象外とする。

表 6-10　第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（ドライウェルからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時（ベント実施時）			待機時	屋内移動時（原子炉建屋入口⇔作業場所）		屋外移動時（緊急時対策所⇔原子炉建屋入口）	
		ベント開始～1時間	1時間～2時間	2時間～3時間	ベント実施前	ベント実施前	ベント実施後	ベント実施前	ベント実施後
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	$約2.6\times10^{0}$	$約2.6\times10^{0}$	$約1.9\times10^{0}$	$約1.9\times10^{0}$
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される			$約4.8\times10^{-2}$	$約1.5\times10^{1}$
	内部被ばく							1.0×10^{-2}以下	$約1.3\times10^{0}$
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	$約4.0\times10^{0}$	$約3.1\times10^{-1}$	$約8.4\times10^{-2}$	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	$約8.3\times10^{0}$	屋外移動のため対象外*	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	$約1.3\times10^{0}$		
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		$約5.1\times10^{-1}$	$約5.1\times10^{-1}$	$約5.1\times10^{-1}$	$約3.1\times10^{-2}$	$約3.1\times10^{-2}$	$約3.2\times10^{-1}$	屋外移動のため対象外*	
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		$約2.9\times10^{-2}$	$約2.9\times10^{-2}$	$約2.9\times10^{-2}$	$約2.3\times10^{-2}$	$約1.2\times10^{1}$	$約1.6\times10^{1}$	$約1.2\times10^{1}$	$約1.6\times10^{1}$
作業線量率		$約4.6\times10^{0}$	$約8.4\times10^{-1}$	$約6.2\times10^{-1}$	$約7.3\times10^{-2}$	$約1.4\times10^{1}$	$約2.8\times10^{1}$	$約1.4\times10^{1}$	$約3.5\times10^{1}$
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		$約4.6\times10^{0}$ mSv	$約8.4\times10^{-1}$ mSv	$約6.2\times10^{-1}$ mSv	$約1.7\times10^{-1}$ mSv	$約2.4\times10^{0}$ mSv	$約4.7\times10^{0}$ mSv	$約8.2\times10^{0}$ mSv	$約2.0\times10^{1}$ mSv
作業員の実効線量（合計）		$約4.2\times10^{1}$ mSv							

注記　＊：屋外移動時は，アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため，評価対象外とする。

4. 引用文献

(1) Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”,May 2003
(2) Standard Review Plan6.5.2,“Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”,December 2005
(3) Standard Review Plan6.5.5,“Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”,March 2007
(4) NUREG-1465,“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”,1995

Ⅴ-1-8-2　原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 1
2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 1
2.1.1 可燃性ガス濃度制御系 2
2.1.2 窒素供給装置 2
2.1.3 格納容器圧力逃がし装置 2
2.1.4 格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 3
2.2 原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備 3
2.2.1 原子炉建屋ガス処理系 3
2.2.2 静的触媒式水素再結合器 4
2.2.3 原子炉建屋水素濃度 5
3. 原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価 10
4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 10
4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 10
4.1.1 可燃性ガス濃度制御系 10
4.1.2 窒素供給装置 11
4.1.3 格納容器圧力逃がし装置 11
4.1.4 格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 12
4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備 13
4.2.1 原子炉建屋ガス処理系 13
4.2.2 静的触媒式水素再結合器 14
4.2.3 原子炉建屋水素濃度 16
4.3 水素濃度低減設備に係る電源 17

別添１ 静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の設計

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 44 条，第 67 条，第 68 条及び第 73 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の要求に対する原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減するための設備の性能について説明するものである。

本資料では，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための設備である可燃性ガス濃度制御系並びに炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である窒素供給装置，格納容器圧力逃がし装置，原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能並びに監視することが必要なパラメータについて，機能が要求される状態での条件を踏まえて所要の性能が発揮されることを説明する。

なお，格納容器圧力逃がし装置については，添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

2. 基本方針

原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減し，原子炉格納容器の破損を防止するための設備として可燃性ガス濃度制御系，窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置を，原子炉建屋等の損傷を防止する設備として原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器を設置する。

2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

原子炉格納容器は，原子炉冷却材喪失事故時において，水の放射線分解によって発生する水素濃度が可燃限界に到達しないよう，不活性ガス系により，通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とする。

また，水素濃度が可燃限界に達するまでに遠隔操作にて，可燃性ガス濃度制御系を起動することによって，水素処理を実施できる設計とする。なお，設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時に蓄積される水素の濃度については，あらかじめ原子炉格納容器内を不活性化していること及び可燃性ガス濃度制御系の水素処理能力によって，水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないことを添付書類「V-1-8-1　原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で示す。

重大事故等時においては，炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び金属腐食によって発生する水素，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素による水素爆発を防止できるよう，不活性ガス系により，通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化する設計とするとともに，水素及び酸素の濃度を低減するため，窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。窒素供給装置は，原子炉格納容器に不活性ガスである窒素を注入し，水素濃度及び酸素濃度を低減できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は，原子炉格納容器内に蓄積した水素及び酸素を，原子炉格納容器外へ排出することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を継続的に低減できる設計とする。

2.1.1　可燃性ガス濃度制御系

原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なわないように，可燃性ガス濃度制御系を設置する。

可燃性ガス濃度制御系は，図2.1.1-1に示すとおり，ブロワ，加熱器，再結合器，冷却器等によって構成し，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内に存在する水素濃度を4 vol%未満又は酸素濃度を5 vol%未満に維持し，可燃限界に達しないようにすることができる設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は，通常運転中，原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充てんすることとあいまって，原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を，可燃限界である水素濃度4 vol%未満又は酸素濃度5 vol%未満に維持できるように設計する。また，可燃性ガス濃度制御系は，原子炉格納容器内のガスをパージすることなく，水素濃度及び酸素濃度を制御できる設計とする。可燃性ガス濃度制御系の電源については，非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

2.1.2　窒素供給装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように，原子炉格納容器内を不活性化するための設備として，窒素供給装置を設置する。原子炉格納容器内の水素燃焼防止のための運用にあたっては，原子炉格納容器内へ不活性ガスである窒素を注入することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にできる設計とする。窒素供給装置の電源については，重大事故対処設備である窒素供給装置用電源車から給電が可能な設計とする。

窒素供給装置の系統概略図を図2.1.2-1に示す。

2.1.3　格納容器圧力逃がし装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための設備として，格納容器圧力逃がし装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置の系統概略図を図2.1.3-1に示す。

原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用にあたっては，代替循環冷却を行った際に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお，上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

(1)　排出経路での水素爆発を防止するため，通常待機時は系統内を窒素置換しておくことで，ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。

(2)　ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水

素及び酸素によって，系統内が可燃領域に達することを防止するため，外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

(3)　排出経路にフィルタ装置を設置することにより，排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

(4)　フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することにより，放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

(5)　系統内の窒素パージ停止後においては，水素が系統内に滞留しないことを確認するため，フィルタ装置入口配管の頂部となる箇所にフィルタ装置入口水素濃度を設置し，系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。

(6)　原子炉格納容器からフィルタ装置入口配管の頂部までの配管は連続上り勾配，フィルタ装置入口配管の頂部からフィルタ装置までの配管は連続下がり勾配とし，また，フィルタ装置の出口配管は大気放出端まで連続上り勾配とし，系統内に水素が滞留することがない設計とする。

(7)　格納容器圧力逃がし装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.1.4　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として，格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を設置する。

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能とし，中央制御室及び緊急時対策所において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の系統概要図を図 2.1.4-1 に示す。

2.2　原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために，水素排出設備，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設置する。

2.2.1　原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成する。

事故が発生すると，原子炉冷却材喪失事故時の場合は原子炉水位低又はドライウェル圧力高信号により，また，燃料取扱事故等の場合は原子炉建屋放射能高信号により，自動的に常用換気系を閉鎖するとともに，原子炉建屋を負圧に保ち，また，負圧に保つため放出する原子炉建屋内ガスに含まれる放射性よう素及び固体状核分裂生成物を吸着除去するため非常用ガス処理系を，さらに，原子炉建屋内ガス中に含まれる放射性よう素等を原子炉建屋内で再循環させて積極的に吸着除去するための非常用ガス再循環系を起動させる設計とする。

この系を出たガスは，排気筒と隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して，大気中に放出する。

排風機及び電気加熱器に必要な電力は，外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉棟内の水素等を含む気体を排出し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減することで，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに，放射性物質を低減するための設備として水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）を設置する。

水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）として原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し，非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで，原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とする。また，非常用ガス再循環系は，原子炉建屋原子炉棟6階，3階，2階及び地下1階から吸引した気体を各階へ給気することで循環ラインを形成し，原子炉建屋原子炉棟内で水素が滞留しない設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，放射性物質低減機能として負圧達成機能及び負圧維持機能をもち，原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素等を含む空気を滞留しないよう，非常用ガス処理系排気筒から排出する設計とする。原子炉建屋ガス処理系は，設計基準事故の原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉建屋原子炉棟内を10分以内に負圧達成できる容量を有している。原子炉建屋ガス処理系の電源については，非常用ディーゼル発電機に加えて，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の系統概略図を図2.2.1-1に示す。

2.2.2　静的触媒式水素再結合器

水素濃度制御設備として原子炉建屋原子炉棟6階（オペレーティングフロア）に静的触媒式

水素再結合器を設置し，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し，水素濃度を可燃限界未満に制御することで，原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止する設計とする。また，静的触媒式水素再結合器は，運転員による起動操作を行うことなく，水素と酸素を触媒反応により再結合させる装置とし，駆動用の電源が不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器は，試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器は，静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うため，静的触媒式水素再結合器動作監視装置として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能な設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器の概略設置図を図 2.2.2-1 に示す。

2.2.3 原子炉建屋水素濃度

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素の濃度を測定するため，想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として，原子炉建屋水素濃度を設置する。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋原子炉棟に設置し，中央制御室及び緊急時対策所にて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を連続監視できる設計とする。原子炉建屋水素濃度のうち，原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図 2.2.3-1 に示す。

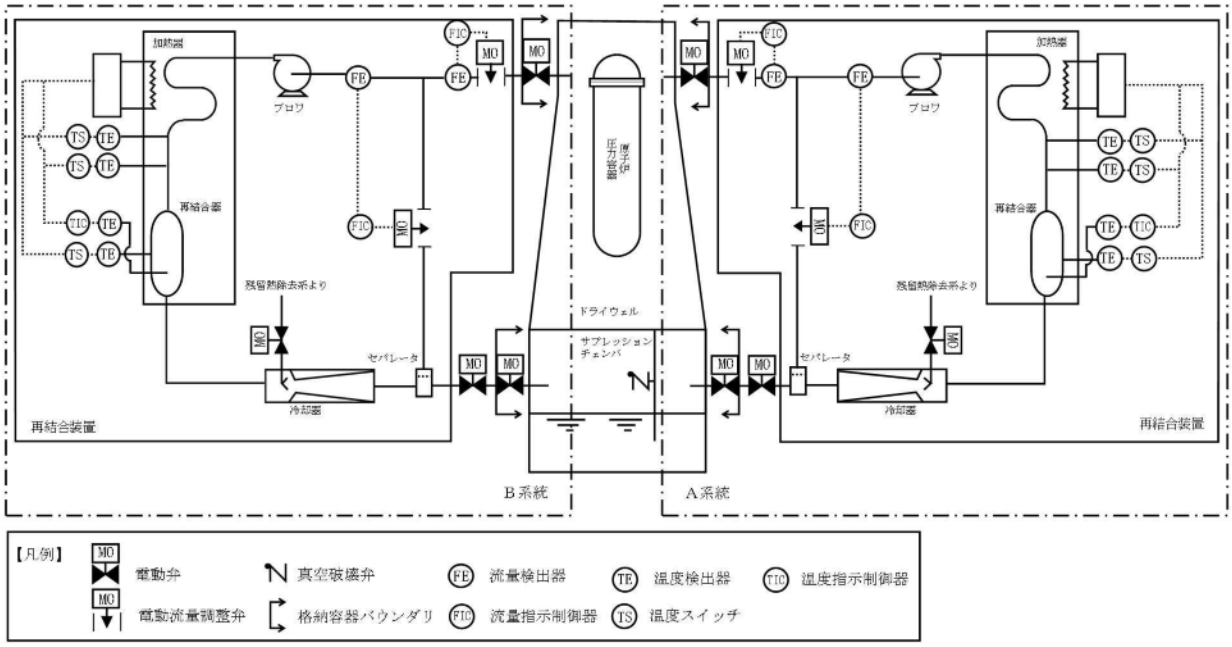


図 2.1.1-1　可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

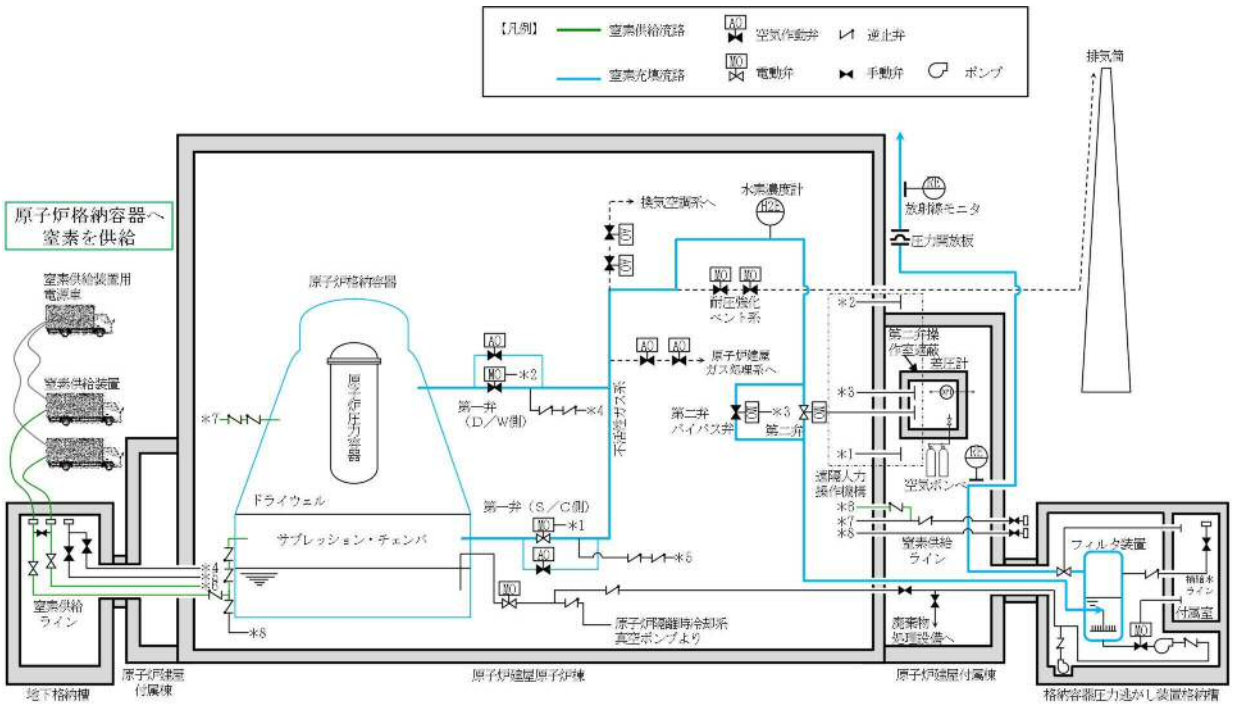


図 2.1.2-1　窒素供給装置の系統概略図

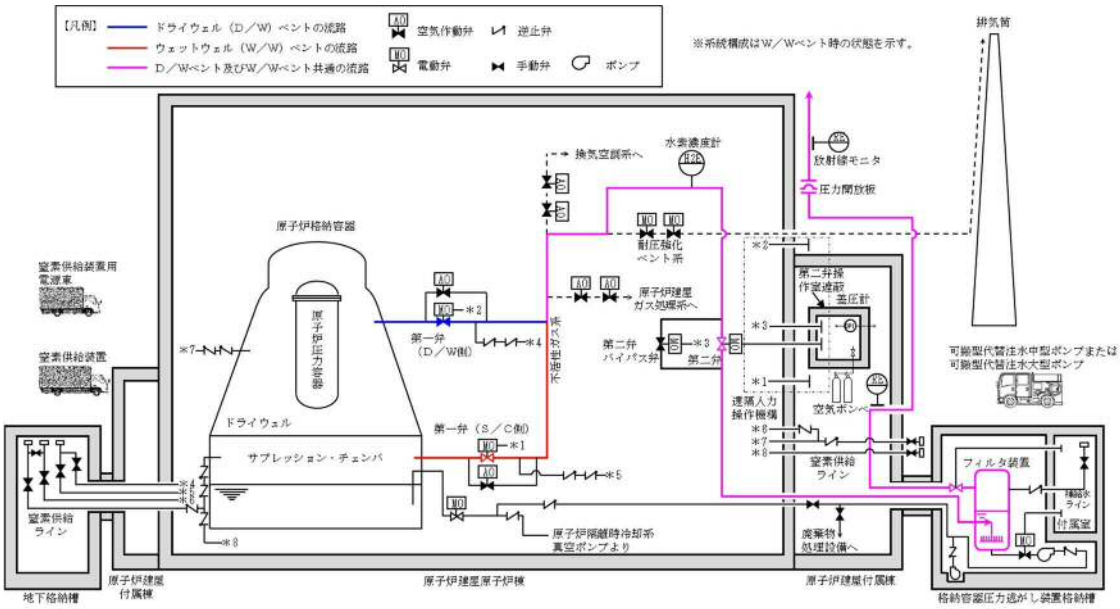


図 2.1.3-1　格納容器圧力逃がし装置の系統概略図

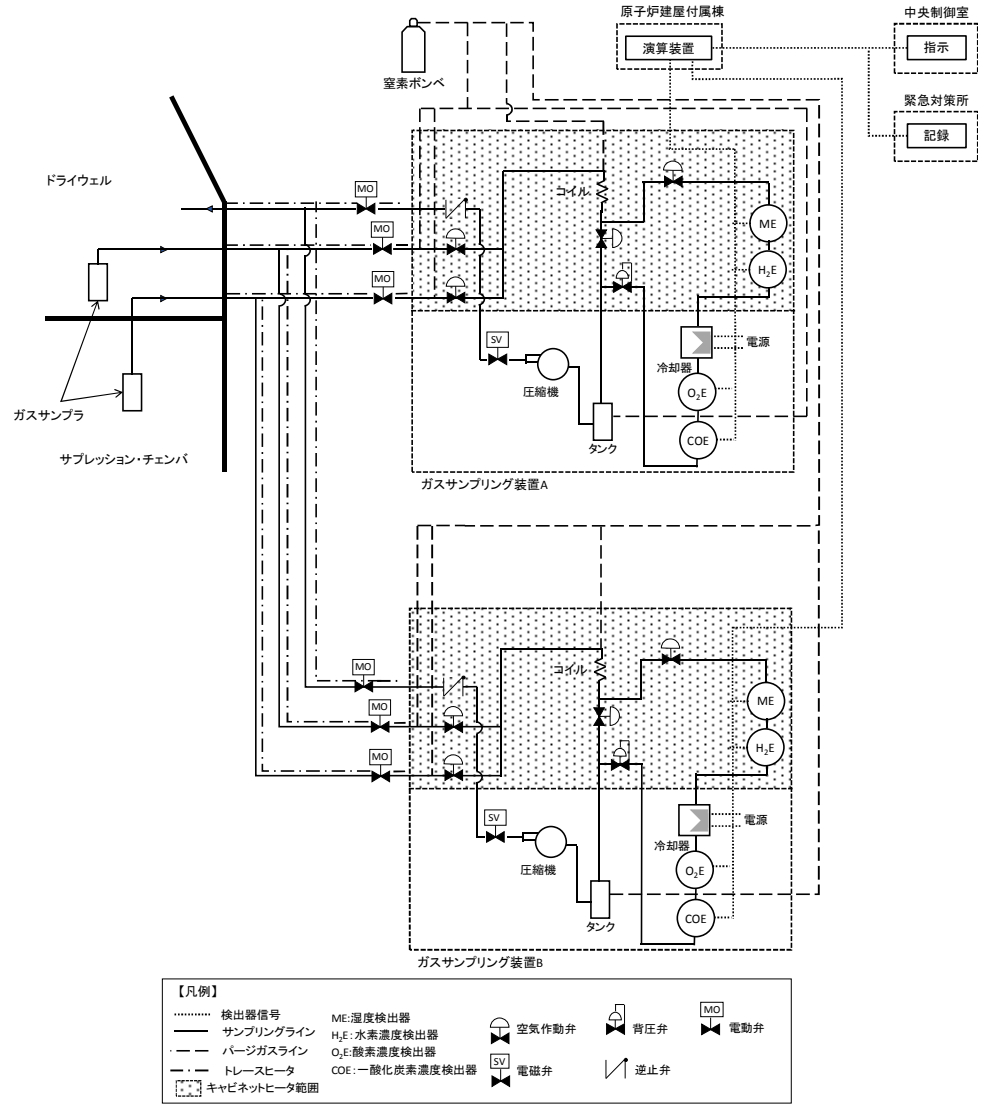


図 2.1.4-1　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）系統概要図

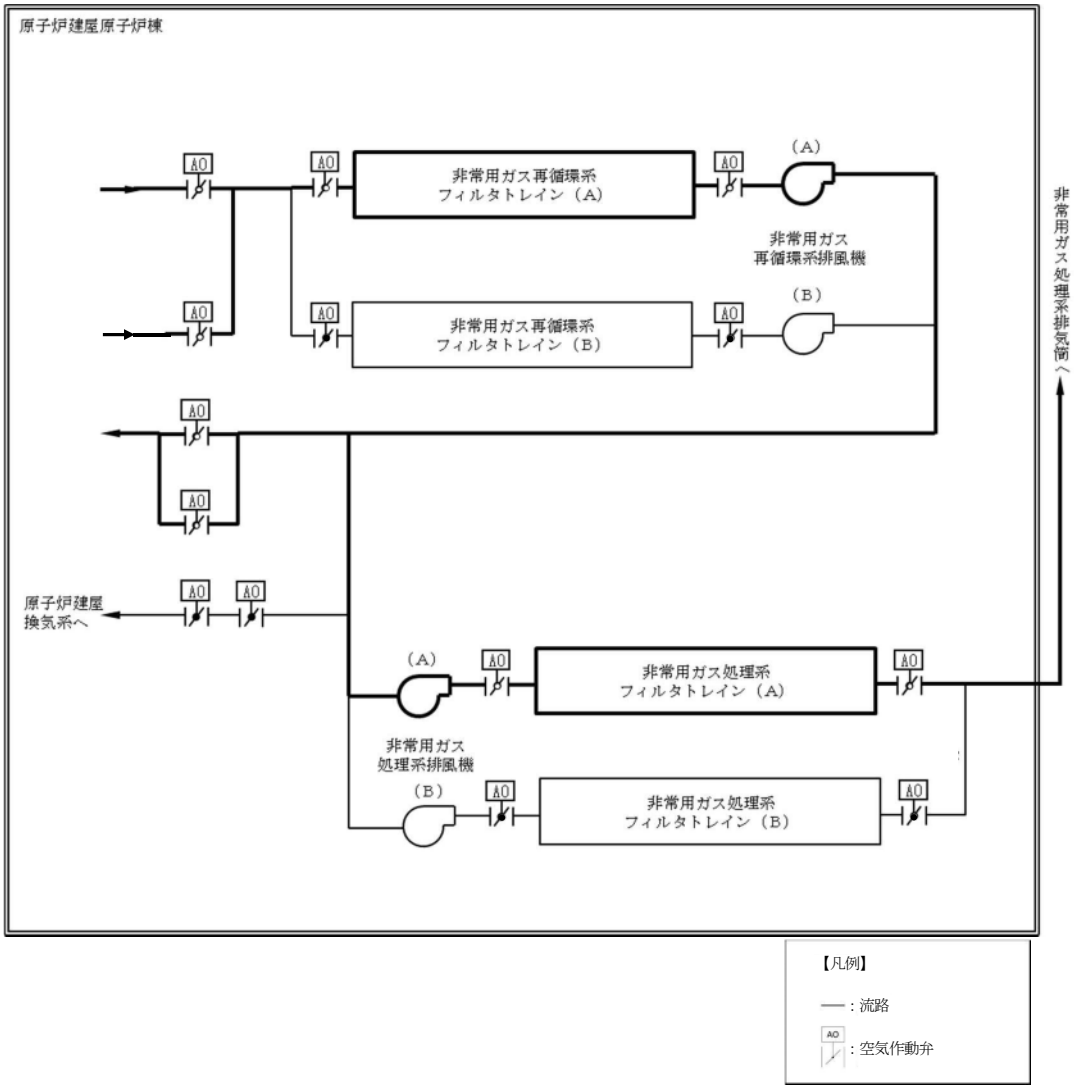


図2.2.1-1　原子炉建屋ガス処理系　系統概略図

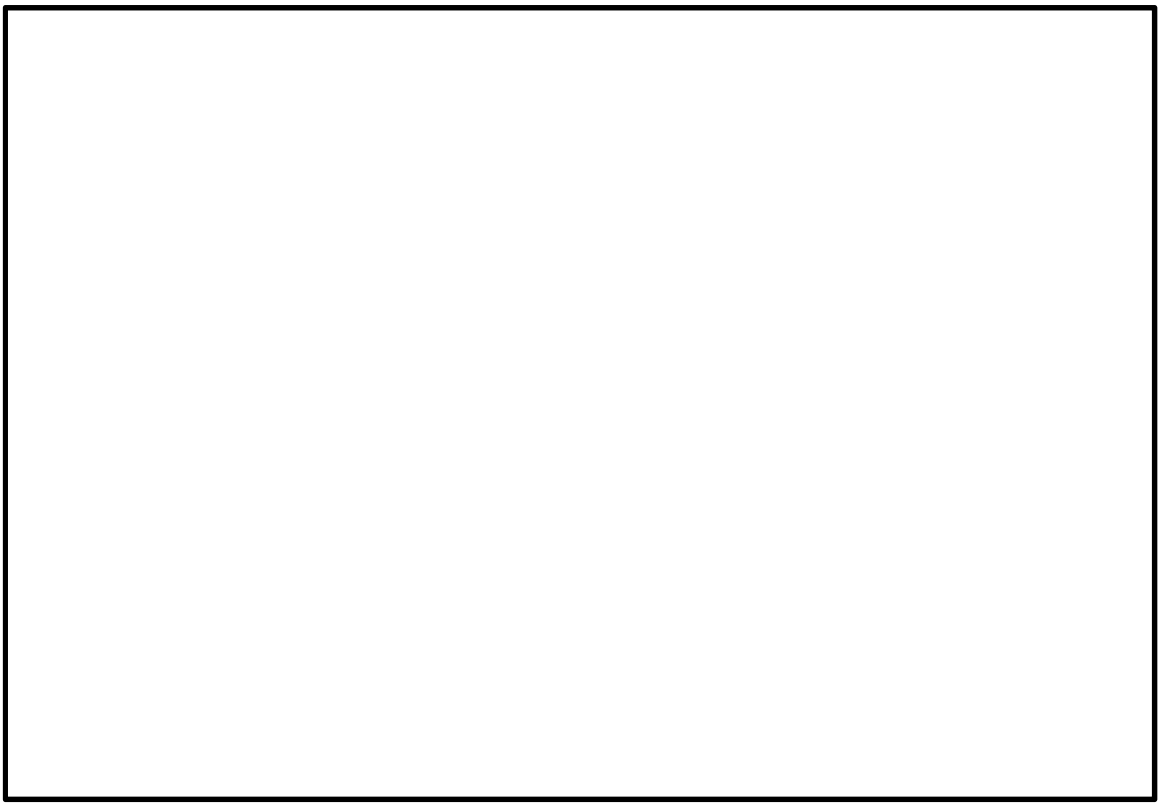


図 2.2.2-1　静的触媒式水素再結合器概略設置図

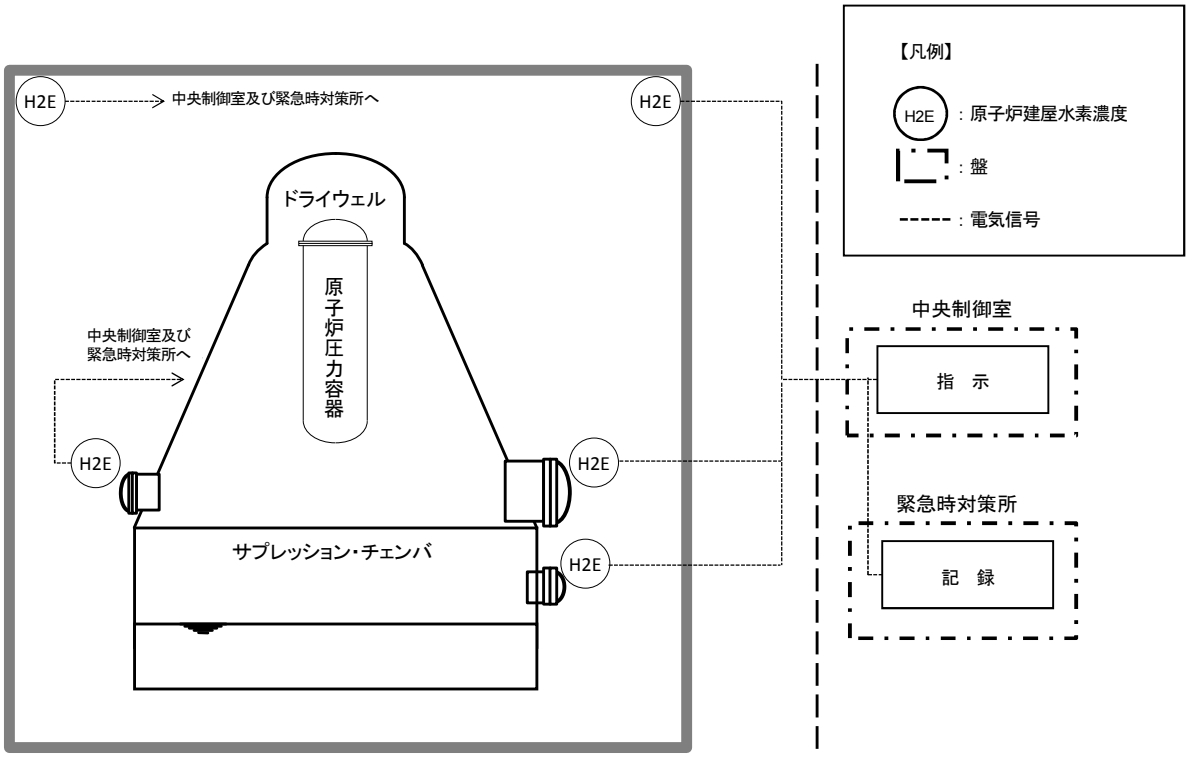


図 2.2.3-1　原子炉建屋水素濃度の系統概要図

3.　原子炉格納施設の水素濃度低減性能の評価

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度低減性能については，当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし，当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは，設置（変更）許可における「添付書類十　可燃性ガスの発生」において確認している。

また，窒素供給装置による原子炉格納容器内の水素低減性能の評価については，当該機器を設置（変更）許可における評価を踏まえた設計とし，当該機器が水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることは，設置（変更）許可における「添付書類十　7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における「添付書類十　7.2.1.2　代替循環冷却系を使用する場合」において確認している。

静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟の水素濃度低減性能の評価については，別添 1 における水素濃度及び酸素濃度の評価において確認している。

4.　原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計

4.1　原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.1.1　可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系は，完全に独立した 100 ％容量のもの 2 系統から構成され，各系統はブロワ，加熱器，再結合器，冷却器等から構成される設計とする。

設置（変更）許可において実施している評価を踏まえ，原子炉冷却材喪失事故時 30 分以内に

中央制御室より手動で起動し，約3時間のウォームアップ運転後に処理が開始される設計とする。

可燃性ガス濃度制御系は，熱反応式再結合装置であるため，再結合器のガス温度によって性能が決まることから，再結合器出口のガス温度を検出し，温度指示制御器によって加熱器への電流を制御することで，再結合器出口のガス温度を一定温度に制御できる設計とする。

4.1.2　窒素供給装置

窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

供給量としては，設置（変更）許可における評価に用いた原子炉格納容器への供給量が 400 m^3/h であることから，1台あたり 200 m^3/h を供給可能な設計とし，2台使用する設計とする。これにより，原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の不確かさを考慮しても，水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持できる設計とする。

窒素供給装置は，重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを1セット2台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計4台を保管する。

窒素供給装置用電源車は，窒素供給装置1セット2台への電源供給に必要な容量を有するものを1セット1台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

4.1.3　格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，圧力開放板，配管・弁類，計測制御装置等によって構成する。また，格納容器圧力逃がし装置のうち，フィルタ装置は，フィルタ容器，スクラビング水，金属フィルタ及びよう素除去部から構成する。

格納容器圧力逃がし装置は，水素及び酸素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1)　放射性物質低減機能

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器に発生するガスを，フィルタ装置を通して大気に逃がすことで，放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100 TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては，上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため，粒子状放射性物質除去効率 99.9 %以上の性能を有する装置を採用する。

また，フィルタ装置は，ガス状放射性よう素の除去効率として，無機よう素は 99 %以上，有機よう素は 98 %以上の性能を有する。

(2) 水素爆発を防止する機能

格納容器圧力逃がし装置は，可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス(窒素)に置換した状態で待機し，格納容器圧力逃がし装置の使用後には，窒素供給装置を用いて系統内を不活性ガスにて置換する。これにより，排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5 vol%未満で管理することで，格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用により原子炉格納容器内及びスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の量は微量であること，また格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することから，格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については，ベントラインを設置し，可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

4.1.4 格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的として，原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する水素検出器及び酸素検出器にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定できる設計とする。

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置は，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを圧縮機により吸い込み，測定に影響を与える蒸気凝縮が生じないようサンプリング系統及びサンプリング装置内にトレースヒータ及キャビネットヒータを設置し温度調節を行う設計とする。

サンプリング装置内は温度・圧力制御され，湿度検出器によりサンプリングガスの湿度を測定した後，水素検出器をとおり原子炉格納容器内（ドライウェル，サプレッション・チェンバ）の水素濃度を測定する。さらに湿度検出器及び水素検出器を通ったサンプリングガスを冷却器にて一定温度に冷却後，酸素検出器により酸素濃度を測定する。ウェット条件における出力にあたっては酸素濃度に対して，ドライ条件における出力にあたっては水素濃度に対して湿度検出器測定値による補正を行い，中央制御室にウェット条件及びドライ条件の値が同時に出力される設計とする。

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。また，原子炉格納容器の水素爆発を防止するための格納容器ベントの判断等に使用する（格納容器ベント基準：格納容器内酸素濃度4.3 vol%（ドライ条件））。なお，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の最大計測誤差

は，ドライ条件において±0.6 vol%であり，プラス側の誤差を考慮しても可燃限界である酸素濃度（5 vol%）に対して0.1 vol%の余裕を有している。

4.2 原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度低減設備

4.2.1 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は，水素排出設備として放射性物質低減機能及び水素爆発を防止する機能を有する設計とする。

(1) 放射性物質低減機能

非常用ガス再循環系は，100 %のもの2系統から構成され，各系統は，湿分除去装置，電気加熱器，前置フィルタ，粒子用高効率フィルタ，よう素用チャコールフィルタ，排風機等で構成し，1系統で原子炉建屋内のガスを1日当り5回循環処理する能力を有する。

この系のよう素用チャコールフィルタは，有機よう素の吸着除去が可能なようにＫＩ，ＮａＩを添着した活性炭を用い，よう素除去効率は90 %以上の性能を有する。粒子用高効率フィルタは，1段で固体状核分裂生成物を99 %以上除去できる性能を有し，これをチャコールフィルタの前後に1段ずつ設置する。また，前置フィルタは，粒子用高効率フィルタの目詰りを防止するため，比較的径の大きなゴミ類を除去するために設置する。よう素用チャコールフィルタが高湿度ガスのため効率低下をきたすことを防止するため，湿分除去装置を設けて湿分を除去するとともに，電気加熱器によりチャコールフィルタに入るガスの相対湿度を80 %以下にする設計とする。

非常用ガス再循環系フィルタトレインの構成を図4.2.1-1に示す。

非常用ガス処理系は，非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後，排気筒高さから大気中へ放散させる系である。この系は，100 %容量のもの2系統から構成され，各系統は，電気加熱器，よう素用チャコールフィルタ，粒子用高効率フィルタ，排風機等で構成し，1系統で原子炉建屋を水柱約6 mmの負圧に保ちながら原子炉建屋内ガスの約100 %を1日で処理する能力を有する。

この系のよう素用フィルタは，溶接シール式の深層チャコールフィルタで厚さ約15 cmあり，系統よう素除去効率は97 %以上の性能を有する。

この系は，非常用ガス再循環系で処理したガスが入るので，湿分，比較的径の大きいゴミ類はガス中に存在しないため，湿分除去装置，前置フィルタは設けていない。また，粒子用高効率フィルタは，チャコールフィルタの後に1段設置する設計とする。

非常用ガス処理系フィルタトレインの構成を図4.2.1-2に示す。

(2) 水素爆発を防止する運用

原子炉建屋ガス処理系は，原子炉格納容器が健全である場合，水素排出設備として十分な性能を有しているものの，原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し，原子炉建屋ガス処理系の水素排出能力を超える場合には，原子炉建屋の水素濃度が上昇し，原子炉建屋ガス処理系系統

内で水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある。そのため，原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し，原子炉建屋水素濃度が 2 vol%*に到達した場合，原子炉建屋ガス処理系を停止する運用とすることで，動的機器を含む系統内での水素爆発を防止する。

注記　＊：ＧＯＴＨＩＣ解析によって，原子炉格納容器が健全である場合の原子炉建屋原子炉棟における最大水素濃度が約 0.3 vol%程度であること，原子炉建屋水素濃度の最大計測誤差が±0.25 vol%であること及び静的触媒式水素再結合器は，水素濃度 1.5 vol%までに起動することから，原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し，原子炉建屋ガス処理系系統内での水素爆発のおそれがあることの判断基準として，原子炉建屋水素濃度 2 vol%を設定している。

4.2.2　静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器は，評価に用いる性能と，水素を継続的に低減させるための配置を考慮して以下のとおり設計する。

また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器の動作状況を温度上昇により確認できるよう設計する。

仕様について表 4.2.2-1 に，容量設定の条件を表 4.2.2-2 に示す。

(1)　静的触媒式水素再結合器の性能

a.　性能評価式

静的触媒式水素再結合器は，水素処理容量 0.5 kg/h（1 基当たり）（水素濃度 4 vol%，大気圧，温度 100 ℃において）を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する設計とする。具体的には，メーカによる開発試験に基づく，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式についての検証を確認した仕様と同等の型式品を設置する設計とする。また，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じ設計とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88 枚）に対して，東海第二発電所で使用する静的触媒式水素再結合器の触媒カートリッジ枚数は，22 枚であることから，スケールファクタ「22／88（=0.25）」を考慮して設置する設計とする。

静的触媒式水素再結合器の詳細な性能評価式の検証については，別添 1 別紙 1「ＰＡＲの性能確認試験について」に示す。

b.　環境条件の配慮

炉心損傷を伴う重大事故等時において，原子炉格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生するため，これらが原子炉建屋原子炉棟 6 階へ漏えいした場合においても，所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

具体的には、国際的なプロジェクト試験等での以下のような環境条件への適用試験を踏まえた設計とする。

粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建屋原子炉棟 6 階への漏えい量が十分に小さいことに加え，粒子状放射性物質の影響を受

けても所要の性能が発揮される型式品を設置する設計とする。

蒸気環境下による性能への影響については，国際的なプロジェクト試験により，ドライ条件と水蒸気濃度 50 vol%の条件下における性能比較を実施した評価試験を実施しており，性能に与える影響がないことを確認している。

ガス状よう素による性能への影響については，開発試験により性能低下が確認されているが，メーカの提示する性能評価式に対して，試験で得られたガス状よう素による性能低下を考慮した反応阻害物質ファクタを考慮する設計としている。

原子炉建屋原子炉棟 6 階の環境は，国際的なプロジェクト等の試験環境と同等以下であることから，これらの試験で有効性が確認された型式品を設置する設計とする。

蒸気環境条件の試験については，別添 1 別紙 1「ＰＡＲの性能確認試験について」に，ガス状よう素の影響については，別添 1 別紙 2「反応阻害物質ファクタについて」に詳細を示す。

(2) 静的触媒式水素再結合器の基数及び配置

静的触媒式水素再結合器は，以下の考えに基づき，設置（変更）許可における基数（24 基）を設置することとし，配置においては，静的触媒式水素再結合器の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう 3 m 以上の離隔距離を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では，原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟 6 階まで上昇し，原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞留することが想定されるため，原子炉建屋原子炉棟 6 階に 24 基を分散して設置する設計とする。設置箇所の概略配置図を図 4.2.2-1 に，設置概要図を図 4.2.2-2 に示す。

静的触媒式水素再結合器の温度上昇による周辺機器への悪影響について，別添 1 別紙 3「ＰＡＲの周辺機器に対する悪影響防止について」に示す。

(3) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，中央制御室にて動作状況を温度上昇により確認できるよう，原子炉建屋原子炉棟内に設置されている静的触媒式水素再結合器（2 基）に熱電対を入口側と出口側に取り付ける設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図について図 4.2.2-3 に示す。

静的触媒式水素再結合器は，触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため，水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇することから，静的触媒式水素再結合器に温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，静的触媒式水素再結合器による水素処理が行われていることを確認することができる設計とする。図

4.2.2-4 に熱電対の取り付け位置を示す。

静的触媒式水素再結合器の動作時に想定される範囲の温度は，触媒カートリッジの出入口温度を測定した試験結果より，可燃限界水素濃度である水素濃度4 vol%程度で約170 Kである。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，これを包含する0～300 ℃とすることで，有意な温度上昇を確認できる設計とし，重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。なお，静的触媒式水素再結合器のハウジング内流路影響の観点から，水素濃度低減性能へ影響を及ぼさないよう熱電対シースを十分小さくする設計とする。

仕様について表4.2.2-3に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の詳細について，別添1別紙4「ＰＡＲ動作監視装置について」に示す。

(4) 静的触媒式水素再結合器の性能確認方法

静的触媒式水素再結合器は，設置（変更）許可における評価に用いた水素処理容量0.5 kg/h/（1基当たり）（水素濃度4 vol%，大気圧，温度100 ℃において）を満足する性能評価式を持つ型式品を設置する。

静的触媒式水素再結合器は，重大事故等時の環境においても所要の性能が発揮される型式品であることを確認する。

よって，静的触媒式水素再結合器は，静的触媒式水素再結合器の動作性能である性能評価式が水素処理容量0.5 kg/h（1基当たり）（水素濃度4 vol%，大気圧，温度100 ℃において）を満足するものであるかどうかを設計として確認し，その後，設置する静的触媒式水素再結合器の性能に係る影響因子を確認する手段として以下の確認を行うことで，静的触媒式水素再結合器が性能評価式（水素処理容量0.5 kg/h/（1基当たり）（水素濃度4 vol%，大気圧，温度100 ℃において））のとおり性能が発揮されていることを確認する。

a. 機能・性能検査

原子炉停止中に検査装置にて触媒カートリッジの水素処理性能を確認する。

b. 外観検査

原子炉停止中に静的触媒式水素再結合器のハウジングが設計通りの外観であることを確認する。

触媒カートリッジは有意な変形，傷等の有無について確認する。また，員数について，規定の枚数がハウジングに収納されていることを確認する。

触媒カートリッジの表面に異常がないことを確認する。

c. 仕様確認（質量測定）

設置段階において，触媒充てん前後のカートリッジ質量を測定し，触媒充てん量を確認する。

詳細な静的触媒式水素再結合装置の性能確認方法について，別添1別紙5「ＰＡＲの性能維

持管理について」に示す。

4.2.3　原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は，炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できるように，原子炉建屋原子炉棟6階において，0～10 vol％を計測可能な設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は，水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近に位置的分散を考慮して設置するとともに，原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階にも設置し，水素の早期検知及び滞留状況把握のため，0～20 vol％を計測可能な設計とする。原子炉建屋水素濃度は，触媒式及び熱伝導式であり，同一目的の水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための監視設備である熱電対式の静的触媒式水素再結合器動作監視装置とは多様性を有した計測方式とする。また，原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近，2階及び地下1階に設置する原子炉建屋水素濃度に対して，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は原子炉建屋原子炉棟6階両壁面付近に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度をトレンドにて連続的に監視できる設計とする。また，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するための原子炉建屋ガス処理系の停止の判断等に使用する。（原子炉建屋ガス処理系の停止基準：原子炉建屋水素濃度2 vol％）なお，原子炉建屋水素濃度の最大計測誤差が±0.25 vol％であり，プラス側の誤差を考慮しても水素の可燃限界濃度（4 vol％）に対して1.75 vol％の余裕を有している。

4.3　水素濃度低減設備に係る電源

(1)　可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系の電源については，非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

(2)　窒素供給装置

窒素供給装置の電源については，重大事故等対処設備である窒素供給装置用電源車から給電が可能な設計とする。

(3)　格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(4)　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の電源については，重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

(5) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系の電源については，非常用ディーゼル発電機に加えて，常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

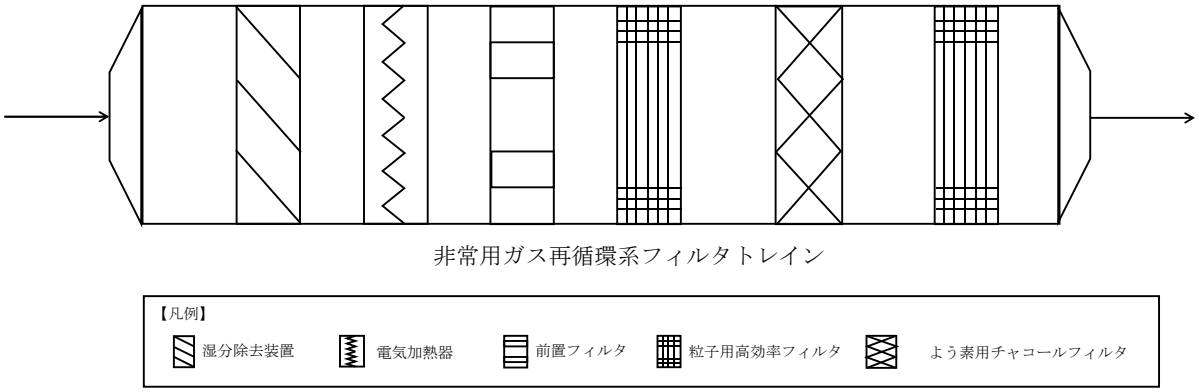
(6) 静的触媒式水素再結合器

静的触媒式水素再結合器の電源については，水素と酸素を触媒反応によって再結合できる装置であり，駆動用の電源は不要である。

また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については，常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電が可能な設計とする。

(7) 原子炉建屋水素濃度

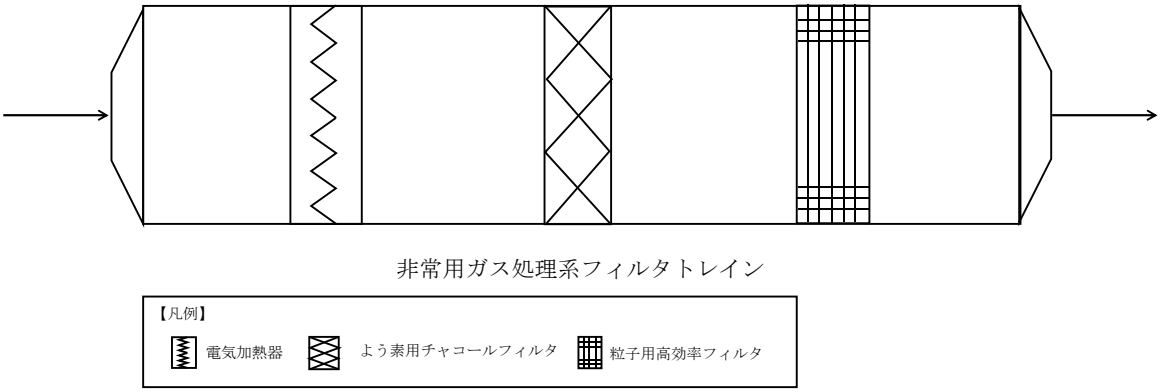
原子炉建屋水素濃度のうち，原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。



非常用ガス再循環系フィルタトレイン

基　数　　2（うち1は予備）
容　量　　約17000 m³/h（1基当たり）
チャコール層厚さ 約50 mm
よう素除去効率　90 %以上（系統効率）
粒子除去効率　 99.97 %以上（直径0.5 μm以上の粒子）

図 4.2.1-1 非常用ガス再循環系フィルタトレインの構成



非常用ガス処理系フィルタトレイン

基　数　　2（うち1は予備）
容　量　　約3570 m³/h（1基当たり）
チャコール層厚さ 約150 mm
よう素除去効率　97 %以上（系統効率）
粒子除去効率　 99.97 %以上（直径0.5 μm以上の粒子）

図 4.2.1-2 非常用ガス処理系フィルタトレインの構成

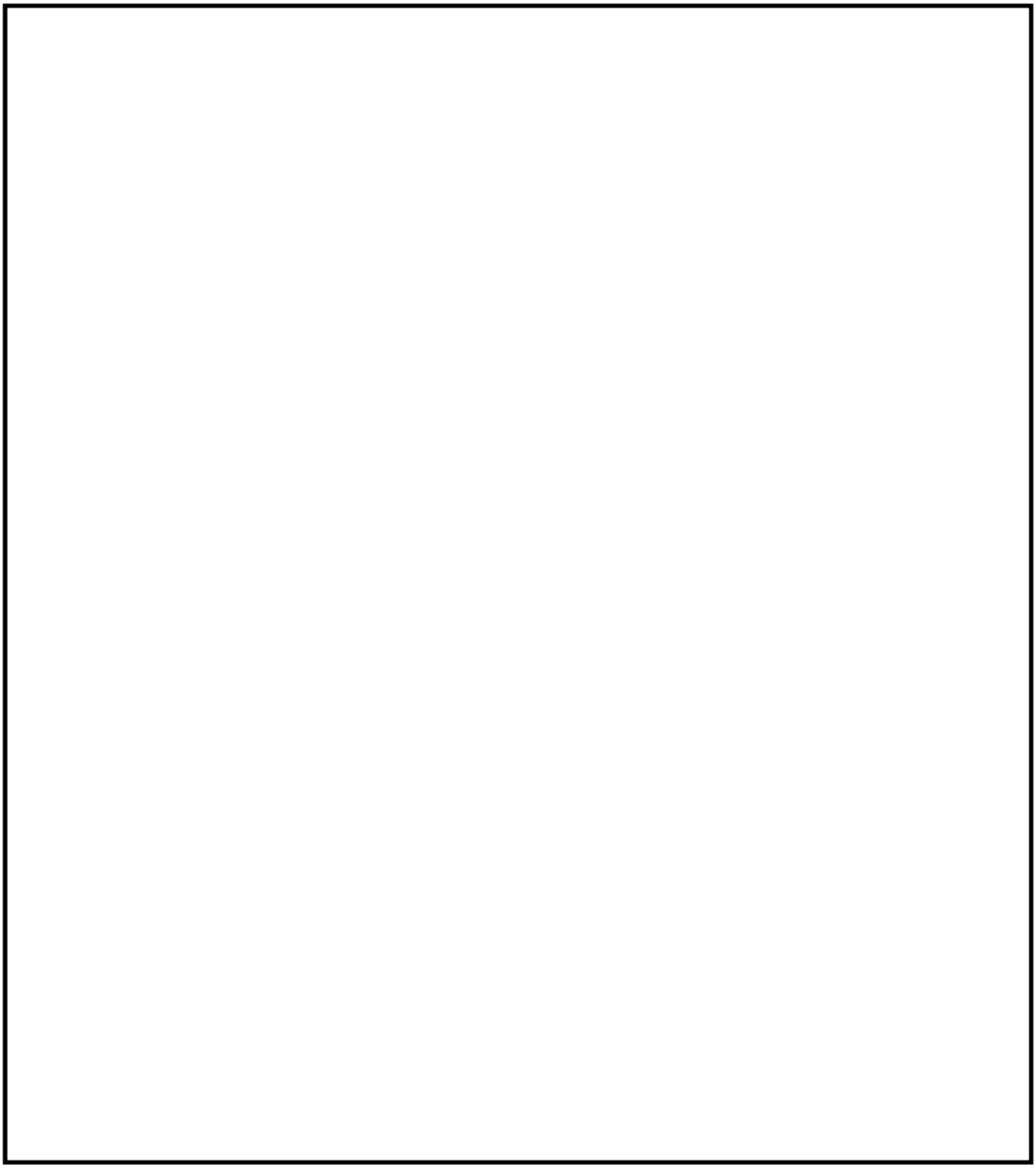


図4.2.2-1　静的触媒式水素再結合器概略設置図（1／2）

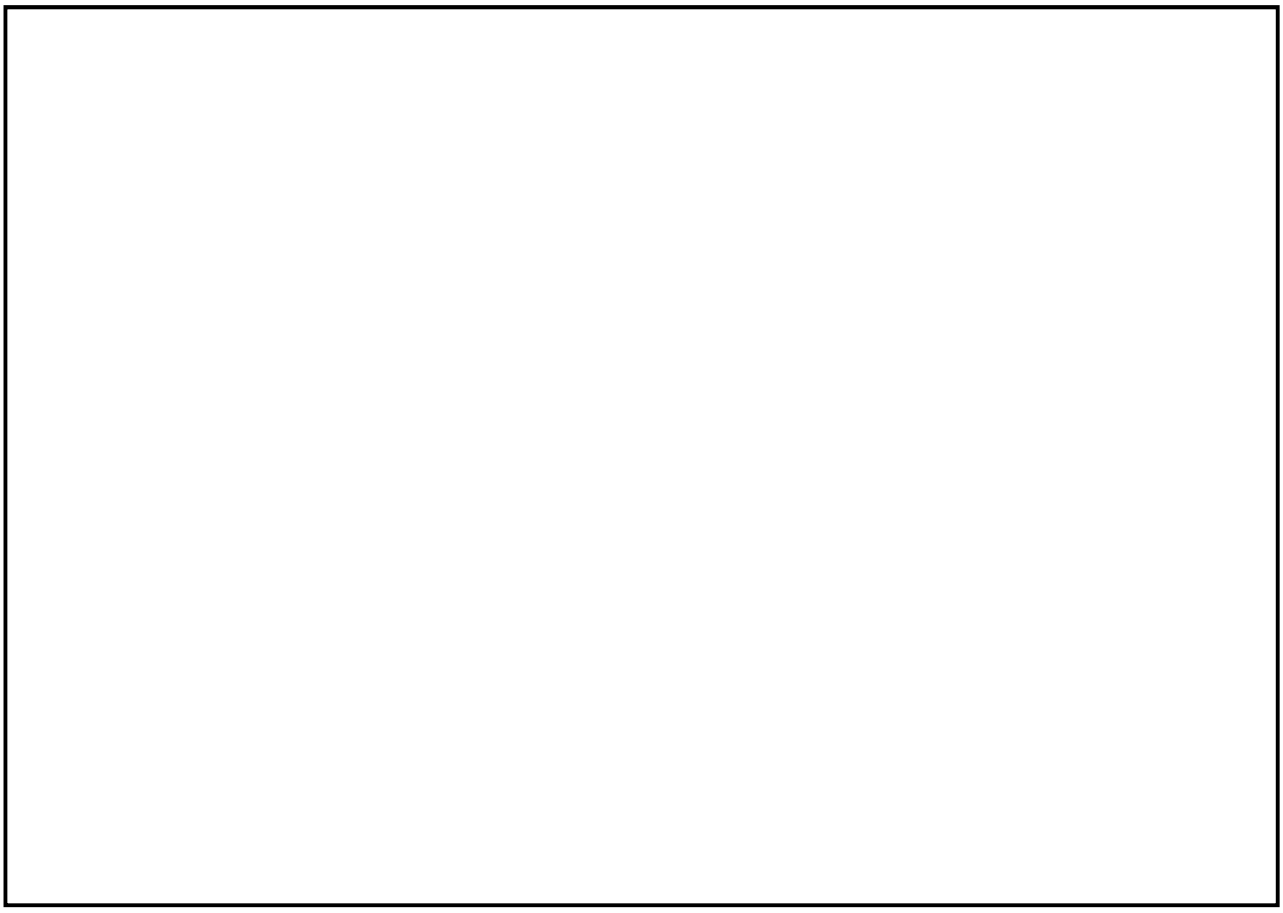


図4.2.2-1　静的触媒式水素再結合器概略設置図（2／2）

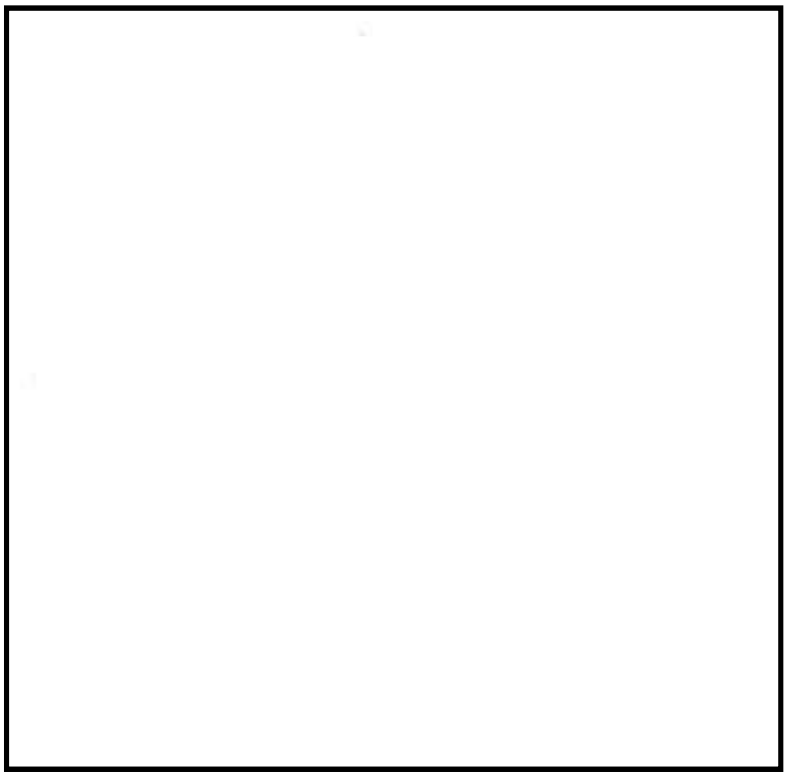


図4.2.2-2　静的触媒式水素再結合器設置概要図

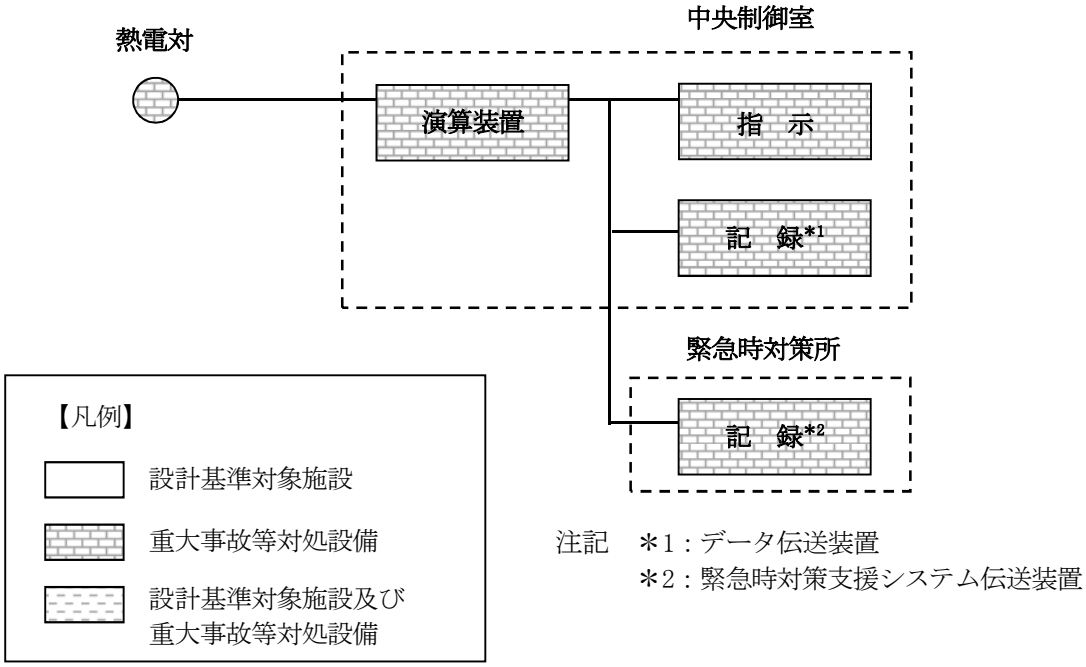


図4.2.2-3　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

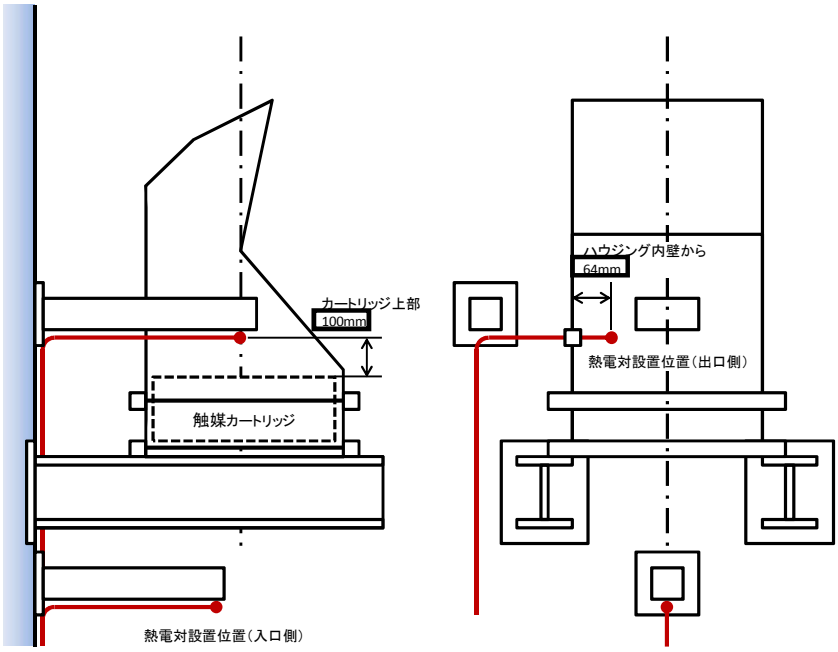


図 4.2.2-4　静的触媒式水素再結合器への熱電対取付位置概要図

表4.2.2-1　静的触媒式水素再結合器設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50 kg/h（1基当たり） （水素濃度4 vol%，大気圧，温度100 ℃において）
静的触媒式水素再結合器 設置基数	24基
設置箇所	原子炉建屋原子炉棟6階（オペレーティングフロア）

表4.2.2-2　水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度　C_{H2}	水素の可燃限界濃度4 vol%未満に低減するため，4 vol%とする。
圧力　P	重大事故等発生時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01×10^5 Pa）とする。
温度　T	保守的に100 ℃（373.15 K）とする。

表 4.2.2-3　静的触媒式水素再結合器の動作監視装置の仕様

検出器の種類	計測範囲	個　数	取付箇所
熱電対	0 ℃～300 ℃	4*	原子炉建屋 原子炉棟6階

注記　＊：2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個設置

別添１

静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の設計

目次

1. 概要 ····· 別添1-1
1.1 設置目的 ····· 別添1-1
2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ····· 別添1-1
2.1 水素濃度制御設備 ····· 別添1-1
2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様 ····· 別添1-1
2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針 ····· 別添1-4
2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様 ····· 別添1-6
2.2 水素排出設備 ····· 別添1-8
2.2.1 水素排出設備の主要仕様 ····· 別添1-8
2.3 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動 ····· 別添1-11
2.3.1 解析条件 ····· 別添1-19
2.3.2 解析結果 ····· 別添1-29
2.4 水素濃度監視設備 ····· 別添1-35
2.4.1 水素濃度監視設備の概要 ····· 別添1-35
2.4.2 水素濃度監視設備の主要仕様 ····· 別添1-35
2.5 引用文献 ····· 別添1-42

別紙

別紙1 ＰＡＲの性能確認試験について ····· 別添1-43
別紙2 反応阻害物質ファクタについて ····· 別添1-59
別紙3 ＰＡＲの周辺機器に対する悪影響防止について ····· 別添1-63
別紙4 ＰＡＲ動作監視装置について ····· 別添1-67
別紙5 ＰＡＲの性能維持管理について ····· 別添1-72

1. 概要

1.1 設置目的

炉心の著しい損傷が発生した場合において，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため，水素濃度制御設備，水素排出設備及び水素濃度監視設備を設置する。

(1) 水素濃度制御設備

水素濃度制御設備として静的触媒式水素再結合器（以下「ＰＡＲ」という。）を設置し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。ＰＡＲは，触媒カートリッジ及びハウジングで構成し，駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

ＰＡＲには静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「ＰＡＲ動作監視装置」という。）を設置する。ＰＡＲ動作監視装置は，中央制御室等にて監視可能であり，代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(2) 水素排出設備

水素排出設備として原子炉建屋ガス処理系を設置し，原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした水素を排出することで原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減し，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに，放射性物質を低減できる設計とする。原子炉建屋ガス処理系は，非常用ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備から給電が可能な設計とする。

(3) 水素濃度監視設備

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として原子炉建屋水素濃度を設置し，想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は，中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能であり，代替電源設備から給電が可能な設計とする。

2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

2.1 水素濃度制御設備

2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため，水素濃度制御設備としてＰＡＲを設置する。なお，設置するＰＡＲは，国際的な性能試験の実績があり，欧米で納入実績のあるＮＩＳ社製のＰＡＲを採用する。

ＰＡＲは，触媒反応を用いて水素と酸素を再結合させて，雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり，触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは，ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充てんしており，空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用しており，表面には疎水コーティングを施すことにより，高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素，酸素を触媒に接触し易くしている。

ハウジングは，ステンレス鋼製であり，触媒カートリッジを内部に収納し，触媒カートリッ

ジを水素処理に適切な間隔に保持し，水素処理に適切なガスの流れとなるよう設計されている。

ＰＡＲは，周囲の水素の濃度上昇に応じて結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を結合させ，その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し，結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び結合反応により生じた水蒸気は，ＰＡＲの上方の排気口より空間内に拡散する。

したがって，ＰＡＲは，電源及び起動操作を必要とせず，水素，酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

ＰＡＲ主要仕様を表2.1.1-1，ＰＡＲ概要図を図2.1.1-1に示す。

表2.1.1-1　ＰＡＲ主要仕様

(1)　ハウジング

全高　[redacted]

幅　[redacted]

奥行　[redacted]

材料　　ステンレス鋼 [redacted]

(2)　触媒カートリッジ

全高　[redacted]

幅　[redacted]

奥行　[redacted]

材料　　ステンレス鋼 [redacted]

数量　　22枚（ＰＡＲ1基当たり）

(3)　触媒

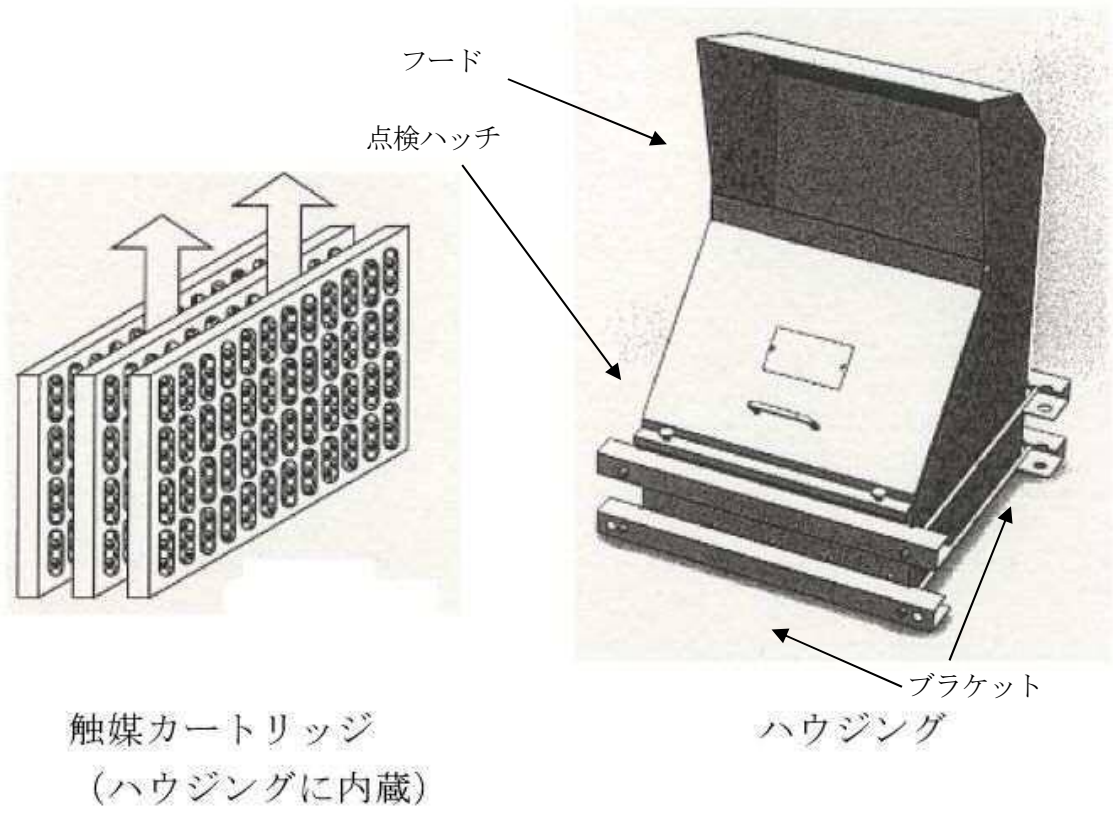
触媒基材　アルミナ

触媒　　パラジウム

(4)　水素処理容量　約0.50 kg/h（1基当たり）

（水素濃度4 vo1%，大気圧，温度100 ℃において）

(5)　最高使用温度　300 ℃



触媒

図2.1.1-1　ＰＡＲ概要図

2.1.2　水素濃度制御設備の設計方針

ＰＡＲは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器から，多量の水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする過酷な状態を想定した場合に，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は，事故シナリオに依存するが，有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大ＬＯＣＡ）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」を選定）を踏まえた条件において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で，更に過酷な条件を想定して，ＰＡＲの設計を実施する。

(1)　水素漏えい条件

水素漏えい条件は，表2.1.2-1に示すとおり，有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

表2.1.2-1　ＰＡＲ設計条件における水素漏えい条件

項目	ＰＡＲ設計条件	【参考】有効性評価結果 （雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損））
水素発生量	約1400 kg （ＡＦＣ（燃料有効部被覆管） 100 %相当）	約700 kg （ジルコニウムー水反応，金属腐食， 水の放射線分解考慮）
格納容器漏えい率	10 %/day（一定）	約1.3 %/day（最大）

a.　水素発生量について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））では，事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始し，直ちに炉心が冷却されるため，発生水素量は，ジルコニウムー水反応，金属腐食及び水の放射線分解での水素発生量を考慮しても約700 kgとなるが，更に過酷な条件として，約1400 kg（ＡＦＣ（燃料有効部被覆管）100 %相当）が発生するものとしてＰＡＲを設計する。

b.　格納容器漏えい率について

重大事故等発生時に原子炉格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は，以下のＡＥＣ（Atomic Energy Commission）の式から設定する。重大事故等発生時は，原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため，2Pdにおける格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時条件として200 ℃，2Pd，ＡＦＣ100 %相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：39 %，窒素：21 %，水蒸気：40 %）を踏まえると，ＡＥＣの式から約1.4 %/dayとなる。この値は，有効性評価結果を包含した条件であるが，更に過酷な条件として10 %/dayの漏えい率を仮定し，ＰＡ

Ｒを設計する。

（ＡＥＣの式）

$$L = L_o \cdot \sqrt{\frac{(Pt - Pa) \cdot Rt \cdot Tt}{(Pb - Pa) \cdot Rb \cdot Tb}}$$

Ｌ　：格納容器漏えい率

Ｌｏ：設計漏えい率

Ｐｔ：格納容器内圧力

Ｐａ：格納容器外圧力

Ｐｂ：格納容器設計圧力

Ｒｔ：事故時の気体定数

Ｒｂ：空気の気体定数

Ｔｔ：格納容器内温度

Ｔｂ：格納容器設計温度

2.1.3　水素濃度制御設備の設計仕様

ＰＡＲ設計方針に基づき設定したＰＡＲの設計仕様を表2.1.3-1に示す。

表2.1.3-1　ＰＡＲ設計仕様

項目	仕様
水素処理容量	0.50 kg/h（1基当たり） （水素濃度4 vol%，大気圧，温度100 ℃において）
ＰＡＲ設置基数	24 基
設置箇所	原子炉建屋原子炉棟6階 （オペレーティングフロア）

(1)　水素処理容量について

ＰＡＲの水素処理容量は，以下の基本性能評価式によって表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{\square} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots\cdots \text{式（2.1）}$$

ＤＲ　：水素処理容量［kg/h（1基当たり）］

Ａ　：定数 [redacted]

C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度［vol%］

Ｐ　：圧力［10^5 Pa］

Ｔ　：温度［K］

ＳＦ　：スケールファクタ［－］

式（2.1）は，メーカによる開発試験を通じて，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり，水素処理容量は，単位時間当たりＰＡＲ内部を通過し，酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88枚）に対して，実機で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。東海第二発電所で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数は，22枚であり，スケールファクタは，「22／88（=0.25）」となる。

これらに表2.1.3-2の条件を設定し，ＰＡＲ1基当たりの水素処理容量は，0.50 kg/h（1基当たり）（水素濃度4 vol%，大気圧，100 ℃）とする。

NT2 補① V-1-8-2 R2

表2.1.3-2　水素処理容量設定の条件

項目	設定の条件
水素濃度　C_{H2}	水素の可燃限界濃度4 vol%未満に低減するため，4 vol%とする。
圧力　P	重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01×10^5 Pa）とする。
温度　T	保守的に100 ℃（373.15 K）とする。

(2)　ＰＡＲ設置基数

ＰＡＲの実機設計においては，ＰＡＲの設置環境を踏まえ，式（2.1）に反応阻害物質ファクタ（F_i）を乗じた式（2.2）を用いる。

反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素によるＰＡＲの性能低下を考慮したものであり，東海第二発電所の実機設計における水素処理容量は，ＰＡＲの水素処理容量（0.50 kg/h（1基当たり））に0.5を乗じた0.25 kg/h（1基当たり）とする。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{\square} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{式（2.2）}$$

ＤＲ　：水素処理容量［kg/h（1基当たり）］

Ａ　：定数 □

C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度［vol%］

Ｐ　：圧力［10^5Pa］

Ｔ　：温度［K］

ＳＦ　：スケールファクタ［=0.25］

F_i　：反応阻害物質ファクタ［=0.5］

これに第2.1.2-1表で設定したＰＡＲ設計条件を踏まえ，ＰＡＲを24基設置する。

ＰＡＲ設置基数＝水素発生量×格納容器漏えい率／24［h/day］／設計水素処理容量

＝1400［kg］×10［%/day］／24［h/day］／0.25［kg/h（1基当たり）］

＝23.3［基］

2.2 水素排出設備

2.2.1 水素排出設備の主要仕様

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系フィルタトレイン，非常用ガス再循環系フィルタトレイン，配管・弁類，計測制御装置等で構成する。

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の破損を防止するとともに，放射性物質を低減できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し，非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して，排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで，原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，放射性物質低減機能として負圧達成機能及び負圧維持機能をもち，原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素等を含む空気を滞留しないよう，非常用ガス処理系排気筒から排出する設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の主要仕様を以下に示す。また，概要図を図 2.2.1-1 に，排気筒及び非常用ガス処理系排気筒の位置関係を図 2.2.1-2 に示す。

(1) 非常用ガス処理系

a. 非常用ガス処理系排風機

台数　　2（うち 1 は予備）

容量　　約 3570 m^3/h（1 台当たり）

取付箇所　　原子炉建屋原子炉棟 5 階

b. 非常用ガス処理系フィルタトレイン

型式　　電気加熱器，粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型

基数　　2（うち 1 は予備）

容量　　約 3570 m^3/h（1 基当たり）

チャコール層厚さ　約 150 mm

よう素除去効率　　97 %以上（系統効率）

粒子除去効率　　99.97 %以上（直径 0.5 μm 以上の粒子に対して）

(2) 非常用ガス再循環系

a. 非常用ガス再循環系排風機

台数　　2（うち1は予備）

容量　　約17000 m^3/h（1台当たり）

取付箇所　　原子炉建屋原子炉棟5階

b. 非常用ガス再循環系フィルタトレイン

型式　　電気加熱器，粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型

基数　　2（うち1は予備）

容量　　約17000 m^3/h（1基当たり）

チャコール層厚さ　約50 mm

よう素除去効率　　90 %以上（系統効率）

粒子除去効率　　99.97 %以上（直径0.5 μm以上の粒子に対して）

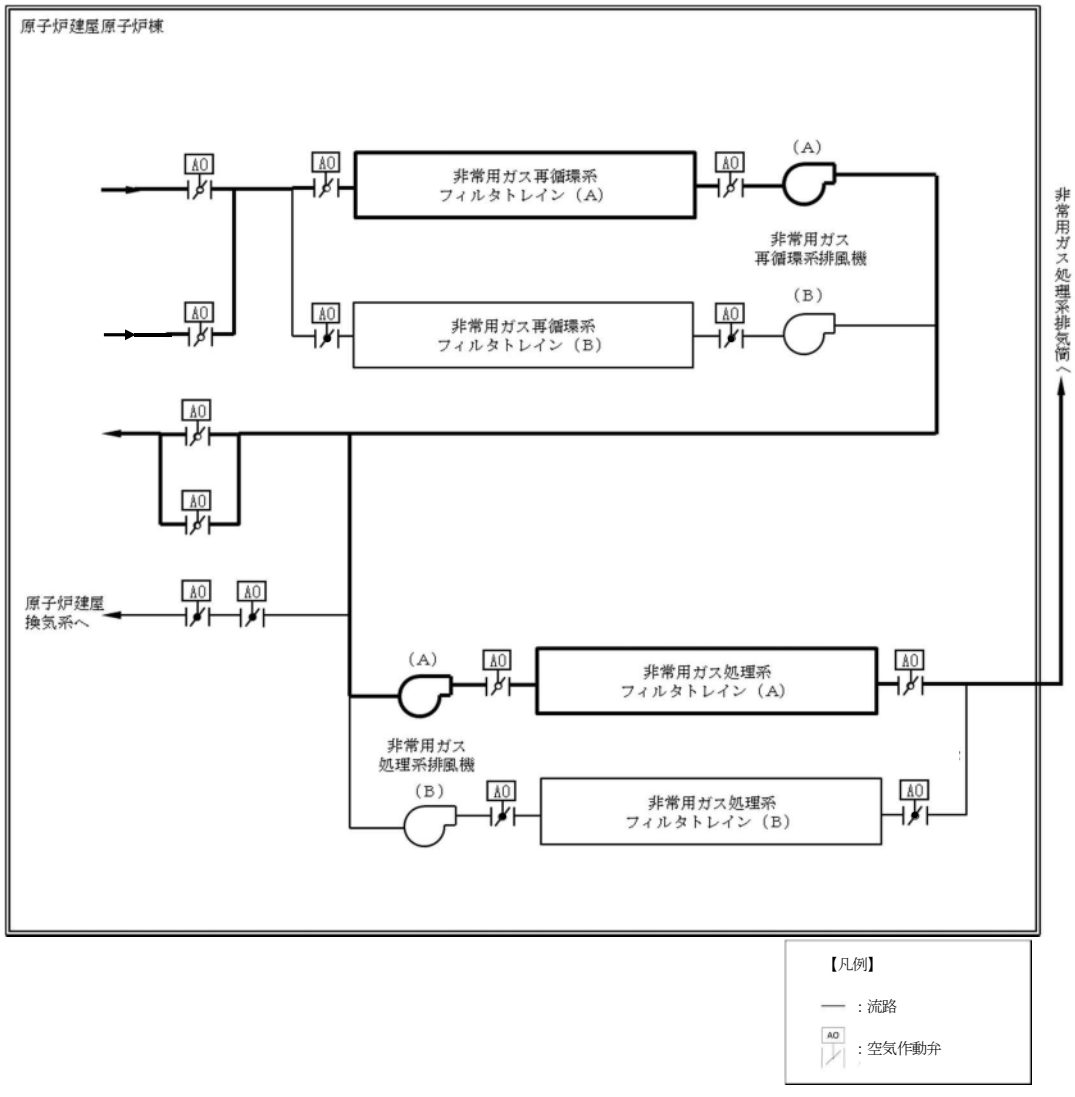


図 2.2.1-1　原子炉建屋ガス処理系　系統概略図

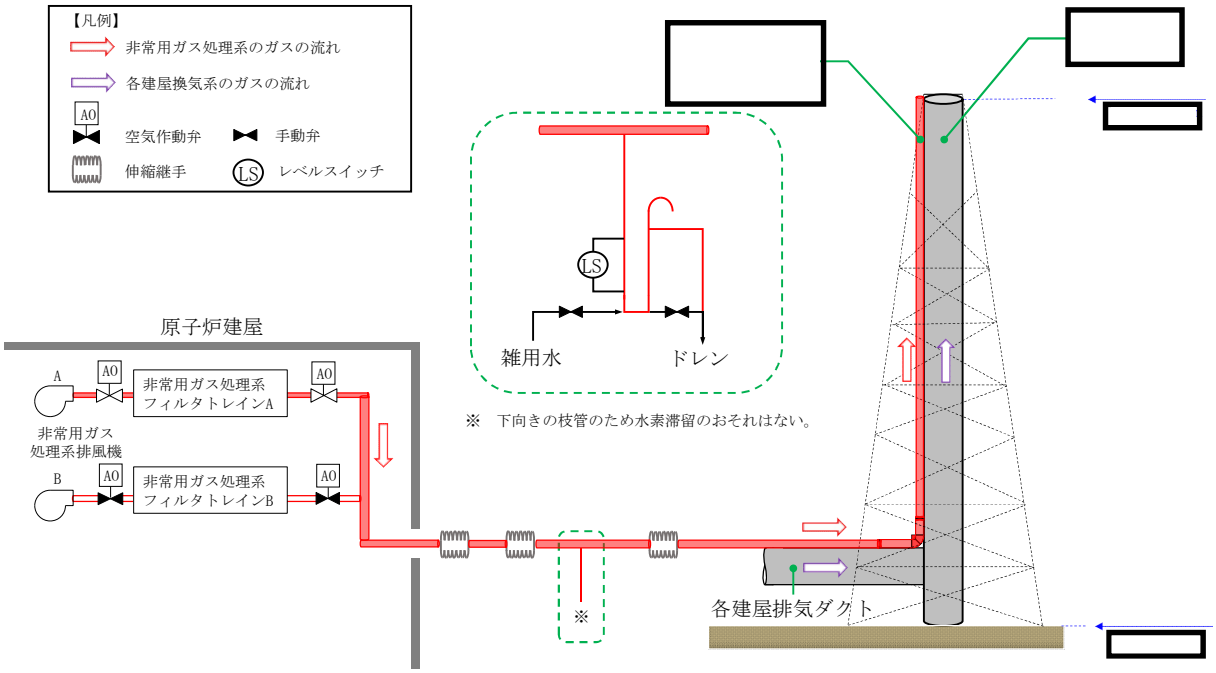


図 2.2.1-2　排気筒及び非常用ガス処理系排気筒の位置関係

2.3　原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

ＰＡＲ及び原子炉建屋ガス処理系の効果について，ＧＯＴＨＩＣコードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。

解析条件を表 2.3-1 から表 2.3-4 に，原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを図 2.3-1 及び図 2.3-2 に，解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟 6 階のＰＡＲの配置を図 2.3-3 に示す。

ＰＡＲを設置している原子炉建屋原子炉棟 6 階においては，132　個のサブボリュームに分割し，設置位置に該当する各ボリュームにＰＡＲを模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については，自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

表 2.3-1　ＰＡＲの解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-22) (1)水素処理容量 ＤＲ	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{\square} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ ＤＲ：水素処理容量　(kg/h（1 基当たり）) Ａ　：定数 □ (m³/h) C_{H2}：水素濃度　(%) Ｐ　：圧力　(10^5 Pa) Ｔ　：温度　(K) ＳＦ：スケールファクタ	—
	(2)反応阻害物質 ファクタ $F_{inhibit}$	製造上の性能のばらつき，プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3)低酸素ファクタ F_{lowO2}	低酸素ファクタは，以下のとおりとする。ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ C_{O2}：酸素濃度　(vol%)	—
	(4)起動水素濃度 C_{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値。	1.5 vol%
	(5)起動酸素濃度 C_{O2on}	同上	2.5 vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない。	—
2	ＰＡＲ基数	実際の設置基数	24 基
3	ＰＡＲ設置位置	図 2.3-3 参照	—

表 2.3-2　マルチノードモデルの解析条件（1／2）

No	項目	入力値	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件		
	(1)圧力（初期条件）	大気圧	6 階中心高さにおける圧力を 101.325 kPa とし，他階は 6 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2)温度（初期条件）	40 ℃	想定される高めの温度として設定
	(3)組成（初期条件）	相対湿度 100 %の空気	同上
	(4)空間容積（固定）	6 階:22330 m^3 5 階(西側):2070 m^3 5 階(東側):2490 m^3 4 階(西側):2410 m^3 4 階(東側):3660 m^3 3 階(西側):2610 m^3 3 階(東側):2970 m^3 2 階(西側):1260 m^3 2 階(東側):2130 m^3 1 階(西側):1510 m^3 1 階(東側):1480 m^3 地下 1 階(西側):1560 m^3 地下 1 階(東側):1500 m^3 地下 2 階(西側):1210 m^3 地下 2 階(北東側):390 m^3 地下 2 階(南東側):380 m^3	入力値は，容積×0.7 とする。（躯体分，機器配管分を差し引いた値）
	(5)開口面積（固定）	表 2.3-3 参照	垂直方向の開口として模擬する箇所は，大物搬入口及び各階段とする。
2	圧力境界条件 （外部・外気への漏えい）		
	(1)圧力（固定）	101.325 kPa	大気圧
	(2)温度（固定）	40 ℃	想定される高めの温度として設定
	(3)酸素濃度（固定）	21 vol%	乾燥空気の組成
	(4)窒素濃度（固定）	79 vol%	同上
3	流出条件（外部への漏えい）		
	(1)位置	6 階	

表 2.3-2　マルチノードモデルの解析条件（2／2）

No	項目	入力値	備考
4	放熱条件 (1)内壁熱伝達率 （原子炉建屋燃料取替床 －壁面）	凝縮熱伝達及び自然対流 熱伝達を考慮	ＧＯＴＨＩＣコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル:ＤＬＭ－ＦＭ ・自然対流熱伝達モデル：垂直平板(壁)，水平平板(天井)
	(2)壁厚さ（固定）	壁[redacted]mm 天井:[redacted]mm	躯体図より算出
	(3)壁内熱伝導率（固定）	1.5 W/m/K	コンクリートの物性
	(4)壁の比熱（固定）	1 kJ/kg/K	同上
	(5)壁の密度（固定）	2400 kg/m^3	同上
	(6)外壁熱伝達率 （壁面－外気）	6 W/m^2/K	建物内温度 200 ℃(流入気体温度)，外気温 40 ℃における自然対流熱伝達率を使用
	(7)外気温（固定）	40 ℃	同上
	(8)放熱面積（固定）	東西壁:1579.4 m^2 南北壁:1475.2 m^2 天井:1933.8 m^2	躯体図より算出

表 2.3-3　開口面積

（単位：m^2）

フロア	大物 搬入口	北東部 階段	北西部 階段	西部 階段	西部 階段1	北部 階段	南西部 階段	東部 階段	南部 階段
6階床									
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

注記　＊：大物搬入口ハッチを撤去することから，大物搬入口ハッチがない場合の開口面積を考慮

表 2.3-4　原子炉建屋ガス処理系の解析条件

フロア	非常用ガス再循環系吸込み（排気）流量 [m^3/h]	非常用ガス再循環系戻り（給気）流量 [m^3/h]
6階	4250	4765
5階（西側）	－	497
5階（東側）	－	315
4階（西側）	－	664
4階（東側）	－	1152
3階（西側）	－	580
3階（東側）	4250	493
2階（西側）	－	1024
2階（東側）	4250	935
1階（西側）	－	261
1階（東側）	－	261
地下1階（西側）	－	782
地下1階（東側）	4250	782
地下2階（西側）	－	445
地下2階（北東側）	－	335
地下2階（南東側）	－	141
合計*	17000	13430

注記　＊：非常用ガス再循環系吸込み流量と戻り流量の差分が非常用ガス処理系単体の定格流量（17000 － 13430 ＝ 3570 m^3/h）

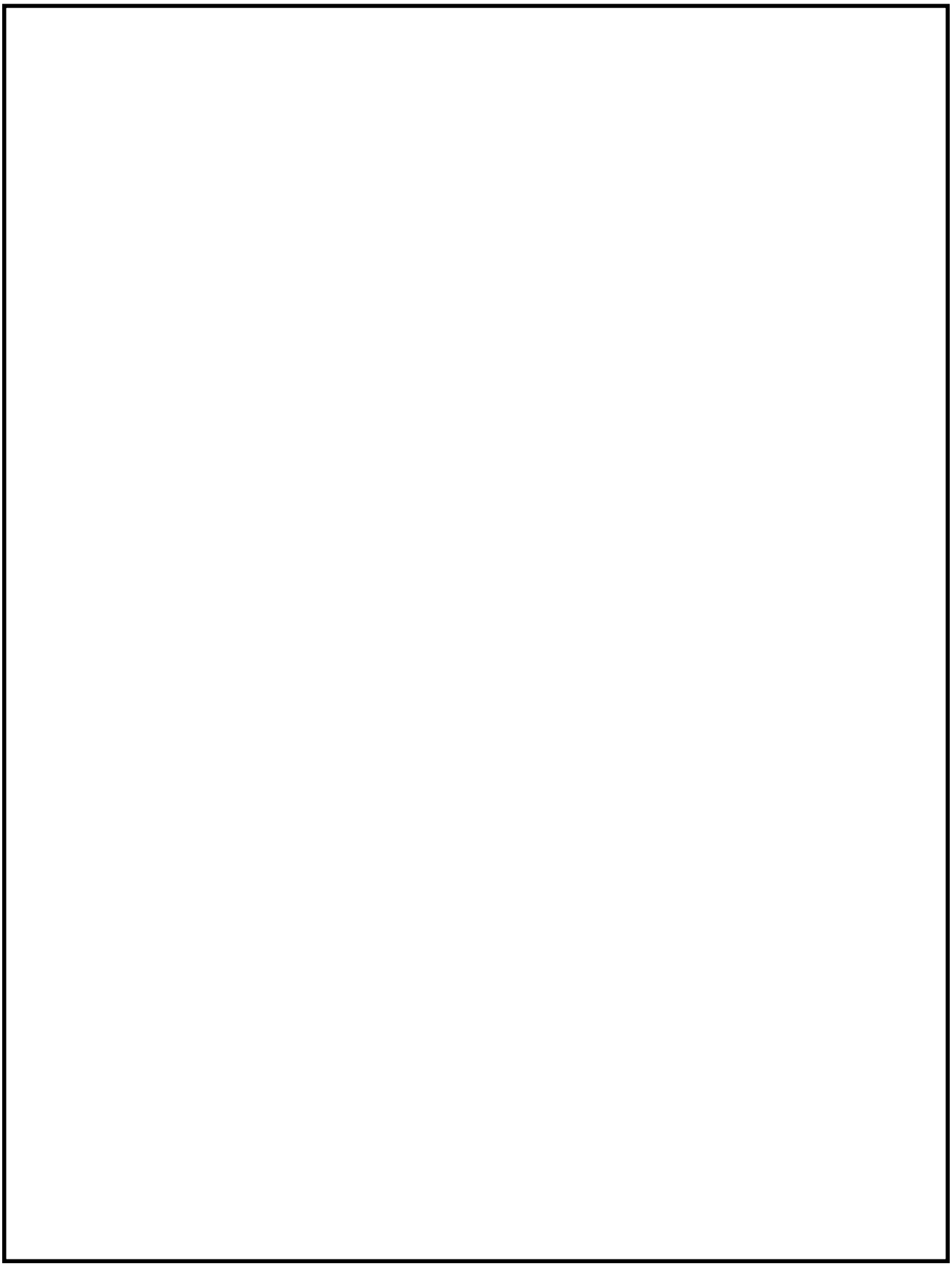


図 2.3-1　ＧＯＴＨＩＣ解析モデル　ノーディング図

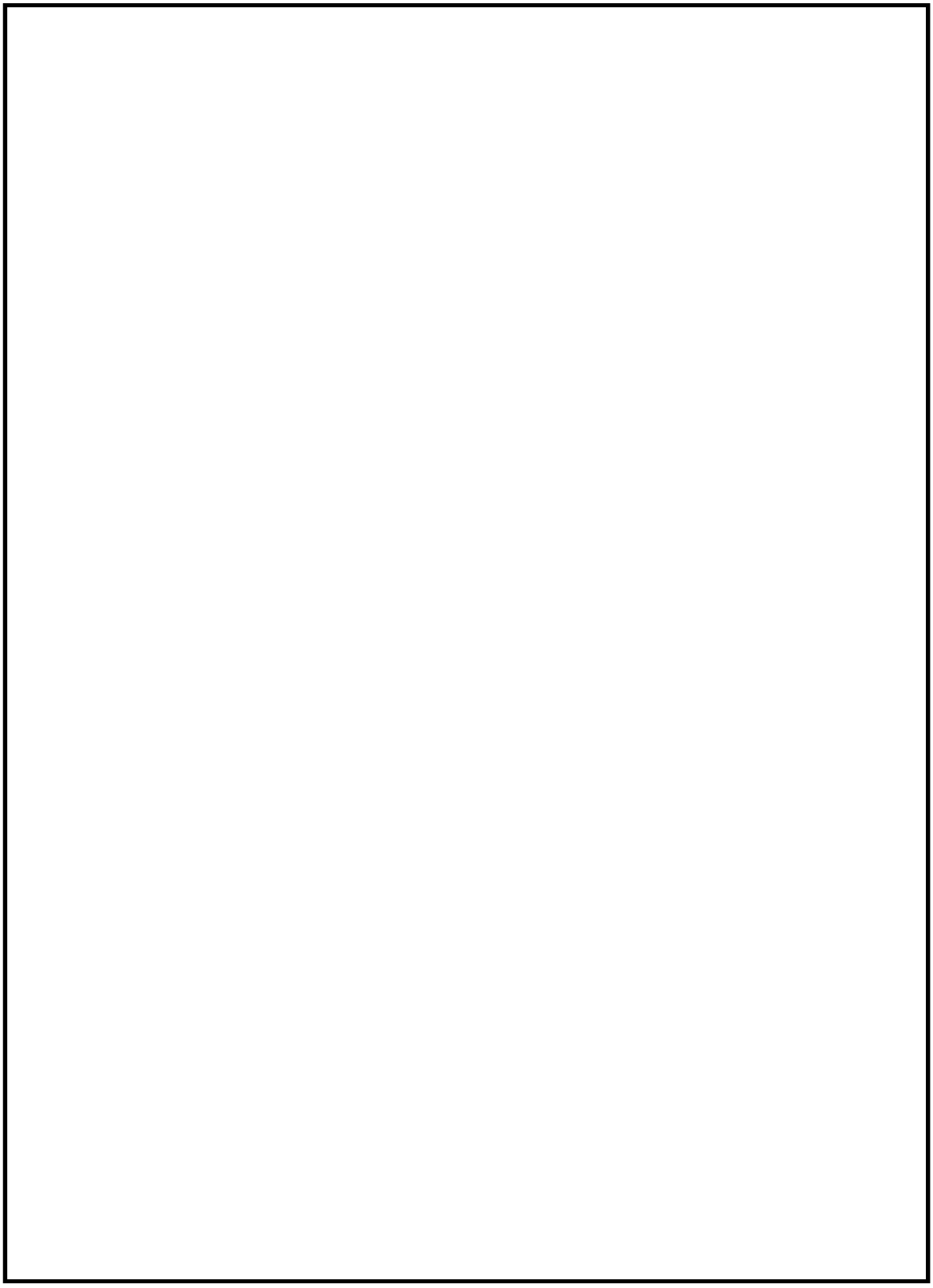


図 2.3-2　6 階サブボリューム分割図

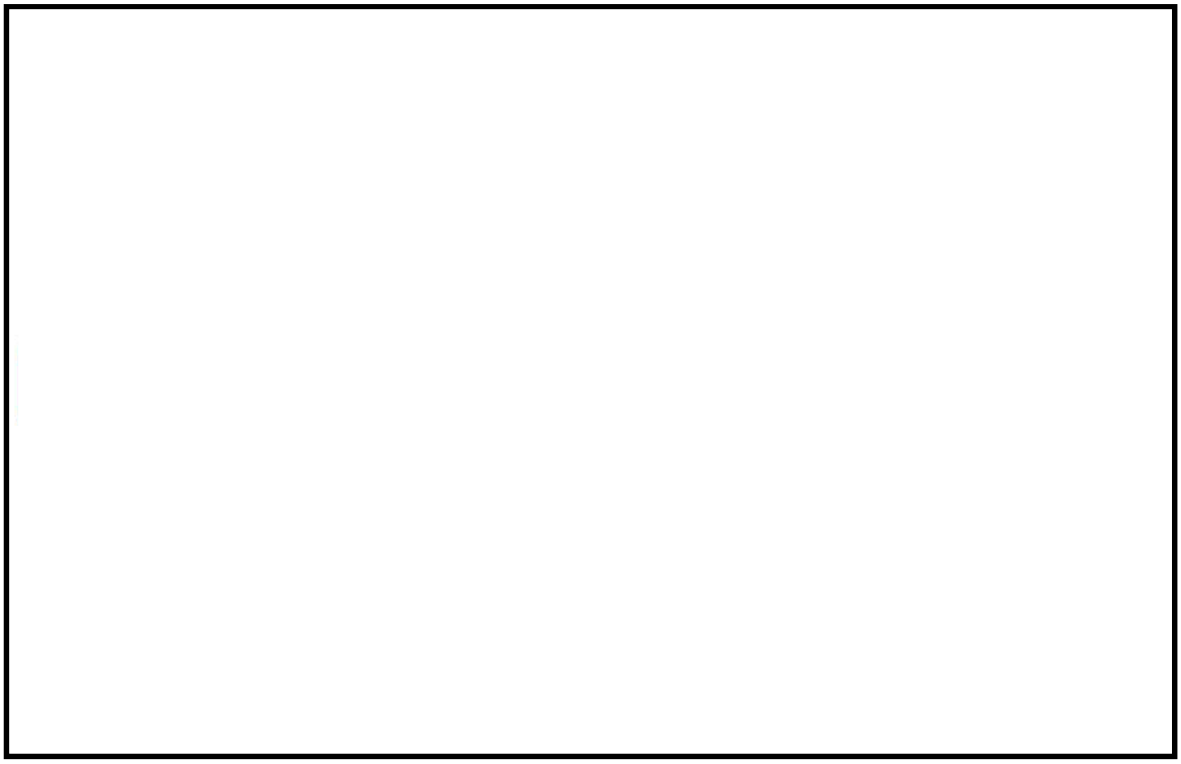


図 2.3-3　ＰＡＲ設置箇所

2.3.1　解析条件

(1)　原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として，「a.設計条件」又は「b.有効性評価シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

a.　設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表2.3.1-1に示す。格納容器ベントは，想定せず，格納容器漏えい率は，10 %/dayとする。漏えいするガスの組成は，格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を図2.3.1-1に示す。

b.　有効性評価シナリオ包絡条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を表2.3.1-2に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，図2.3.1-2から図2.3.1-9に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用できない場合における原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。漏えい量については，原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器ガス濃度から，ＡＥＣの式を用いて設定する。ガス濃度については，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお，漏えい率が1.0 %/dayを超過する場合は，これを包絡する1.5 %/dayを設定し，1.0 %/day未満である場合には，1.0 %/dayを設定する。

表 2.3.1-1　設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力［kPa［gage］］	620	
温度［℃］	200	
水素分率［vol%］	39	格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，全て水蒸気に置き換わる条件とする。
水蒸気分率［vol%］	40	
窒素分率［vol%］	21	
格納容器漏えい率［%/day］	10	

表 2.3.1-2　有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項　目	ドライウェル				サプレッション・チェンバ			
	0～3h	3～30h	30～110h	110～168h	0～3h	3～30h	30～110h	110～168h
圧力［kPa［gage］］	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度［℃］	210	200	171		210	200	171	
水素分率［vol%］	41	28	34	29	30		11	
水蒸気分率［vol%］	59	72	66	71	70		89	
格納容器漏えい率［%/day］*	1.5		1.0		1.5		1.0	
備　考	6階及び2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

注記　＊：漏えい率は，ＡＥＣの式より算出

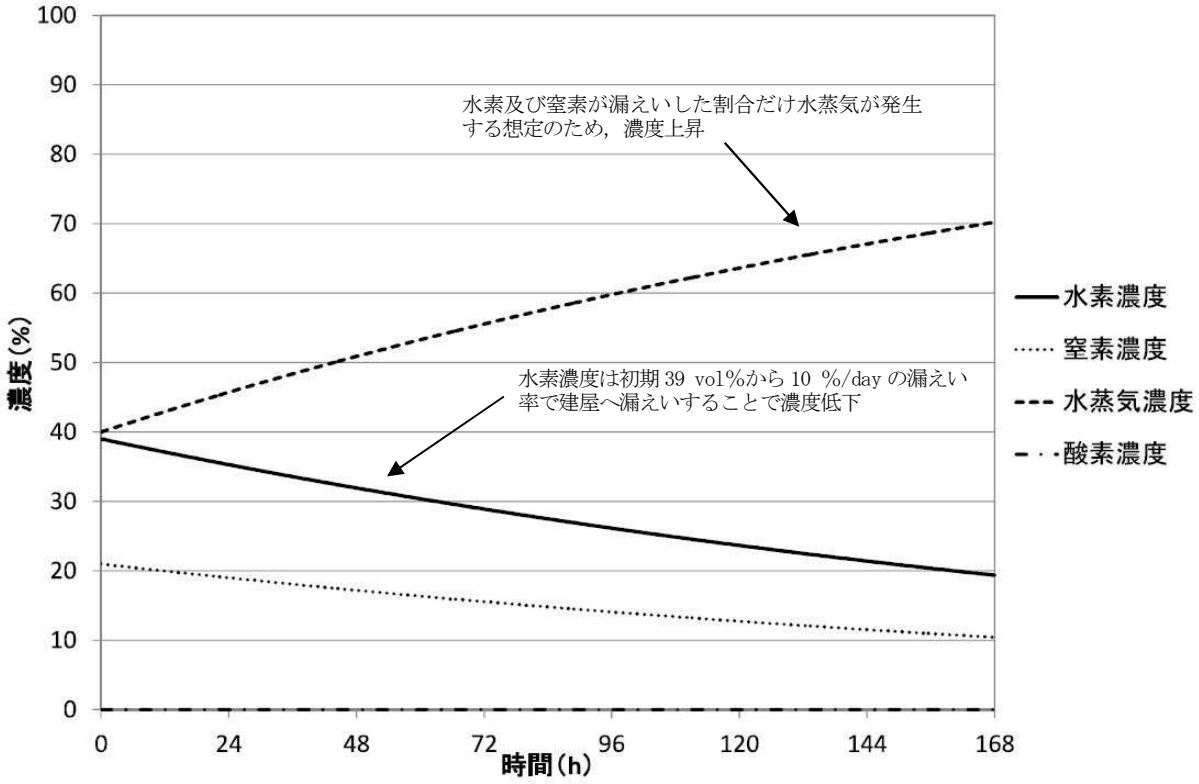


図 2.3.1-1　漏えいガス組成の時間変化（設計条件）

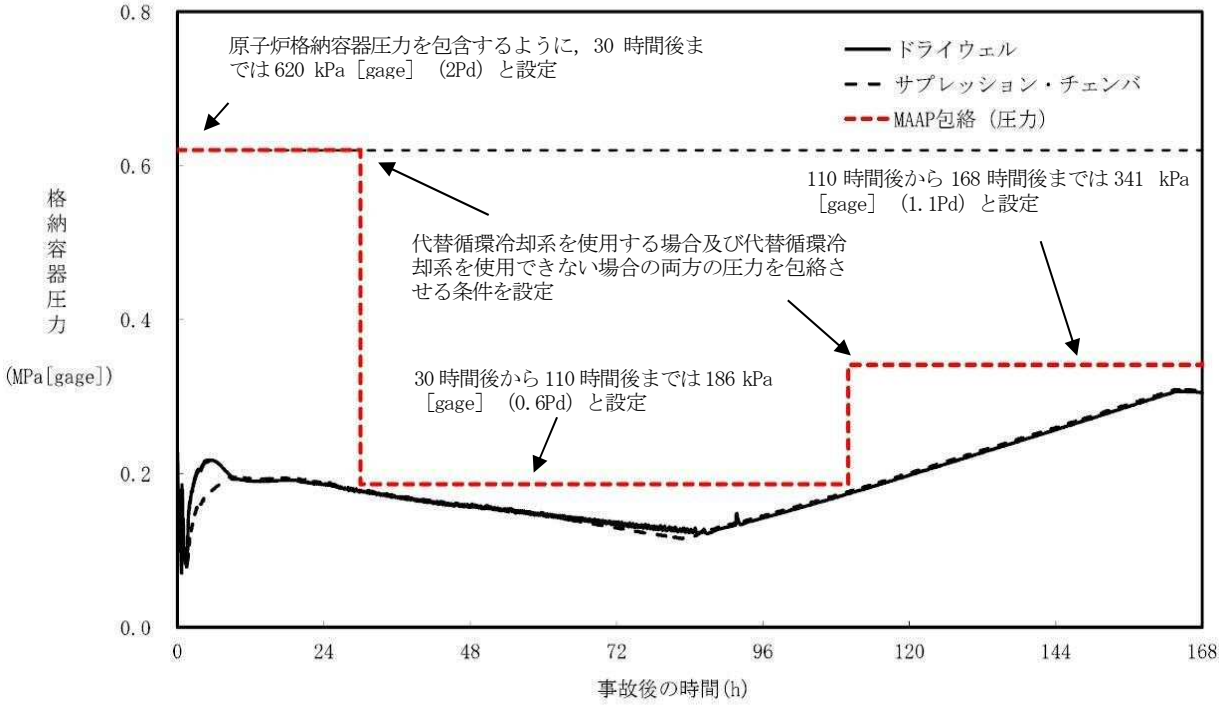


図 2.3.1-2　格納容器圧力（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用する場合）

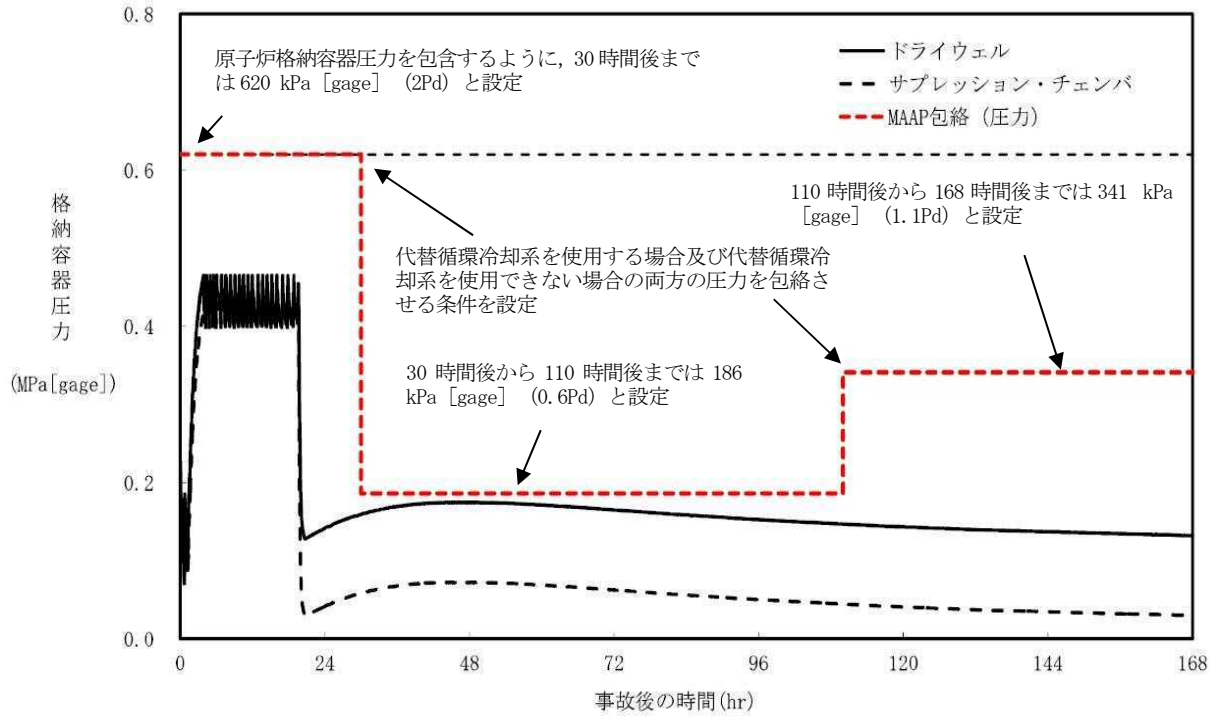


図 2.3.1-3　格納容器圧力（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用できない場合）

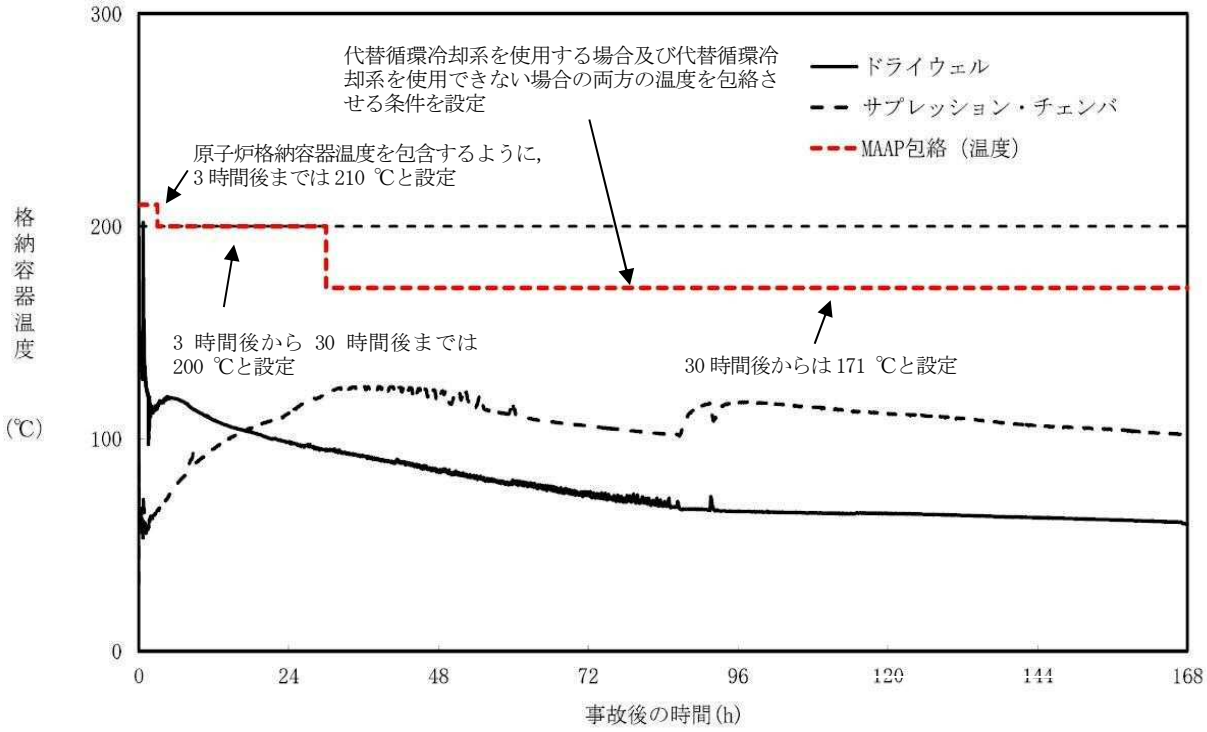


図 2.3.1-4　格納容器温度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用する場合）

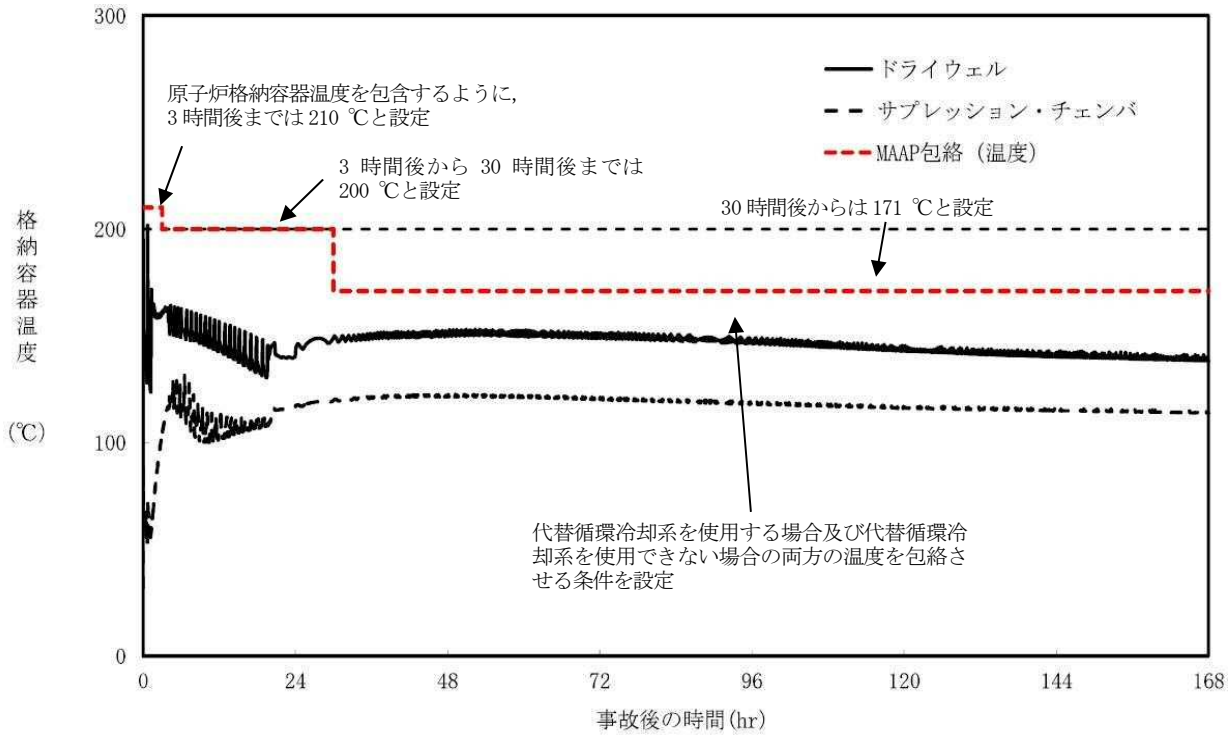


図 2.3.1-5　格納容器温度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用できない場合）

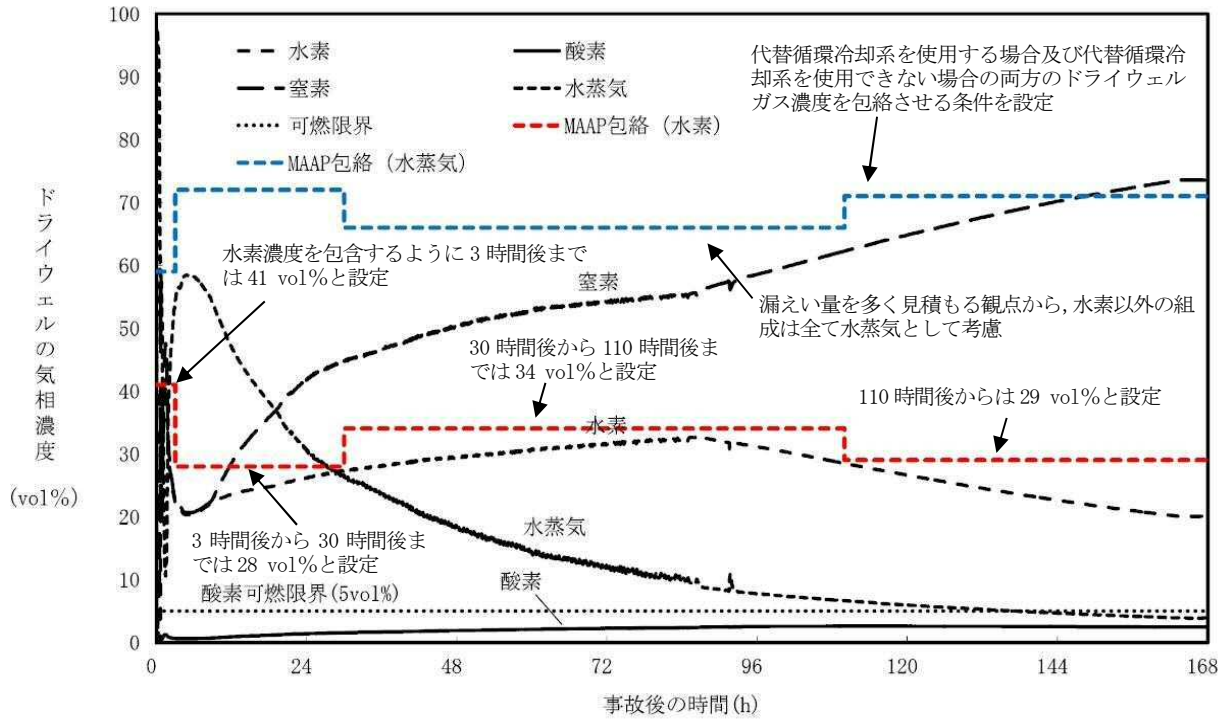


図 2.3.1-6　ドライウェルガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用する場合）

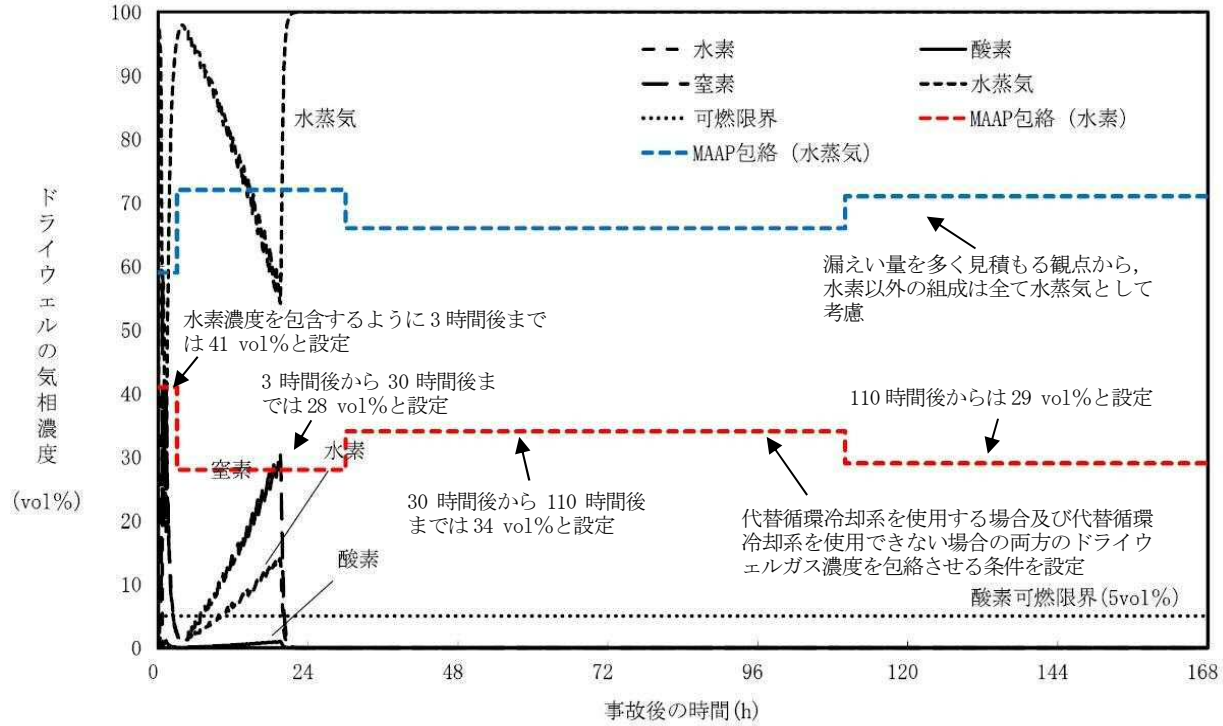


図 2.3.1-7　ドライウェルガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用できない場合）

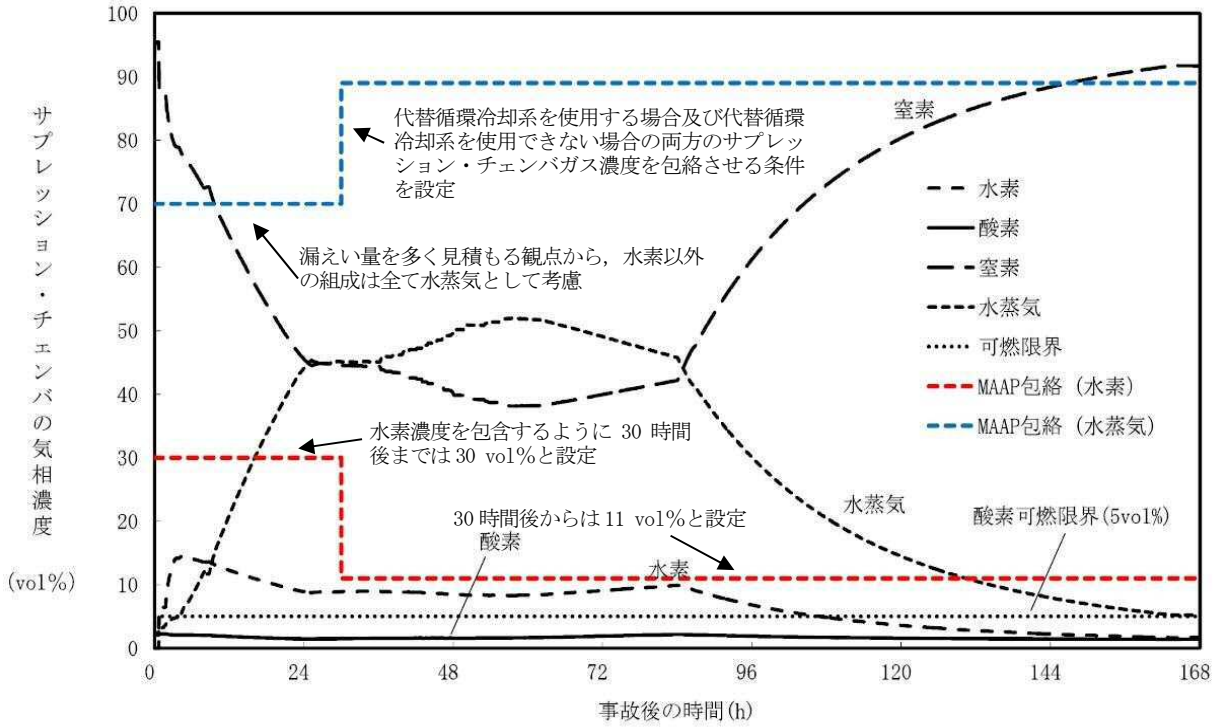


図 2.3.1-8　サプレッション・チェンバガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用する場合）

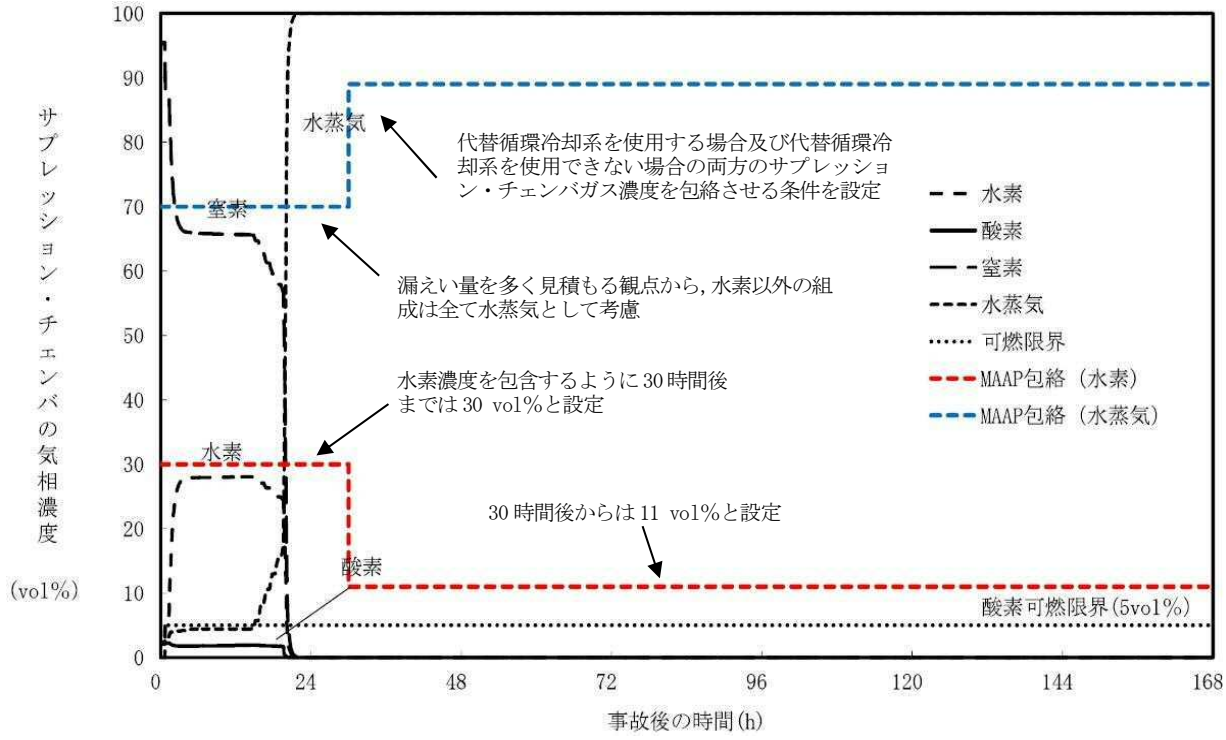


図 2.3.1-9　サプレッション・チェンバ組成（有効性評価シナリオ包絡条件）
（代替循環冷却系を使用できない場合）

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は，以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋原子炉棟 6 階）

・ドライウェル機器ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）

・ＣＲＤ搬出ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）

・所員用エアロック（原子炉建屋原子炉棟 2 階東側）

・サプレッション・チェンバアクセスハッチ（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側）

原子炉建屋原子炉棟 6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合，各フロアの漏えい量は，全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を表 2.3.1-3 に示す。

部屋の位置を図 2.3.1-10，図 2.3.1-11 に示す。

表 2.3.1-3　水素漏えい量の分配条件

漏えい フロア		漏えい箇所	口径 [mm]	周長［mm］*1	周長割合*2	漏えい量 割合*3	漏えいの対象とする局所エリア
6階		原子炉格納容器 トップヘッド フランジ					—
2階	西側	ドライウェル機器 ハッチ					ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋
		CRD搬出 ハッチ					
	東側	所員用 エアロック					所員用エアロックのある部屋
地下 1階	西側	サプレッション・ チェンバ アクセスハッチ					サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋

注記　*1：所員用エアロックの周長は，エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は，漏えい箇所の口径［mm］から周長［mm］（口径［mm］×円周率）を算出する。

*2：周長割合は，漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値にて算出する。

*3：各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

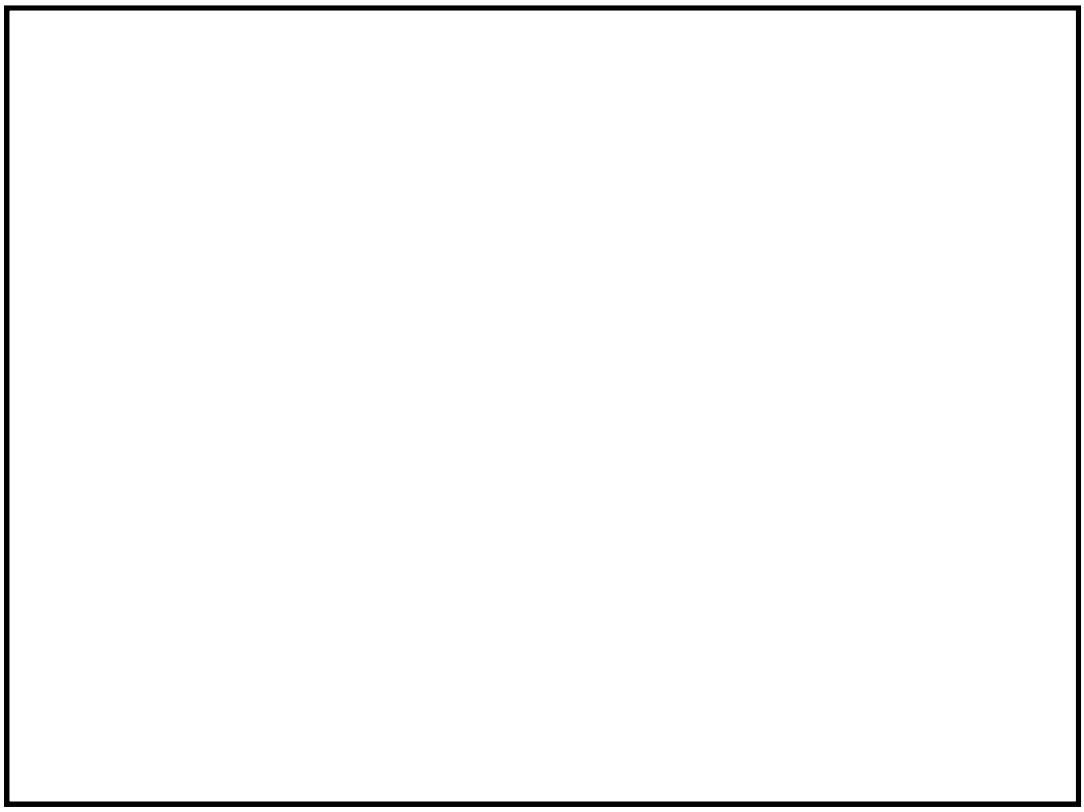


図 2.3.1-10　原子炉建屋原子炉棟 2 階

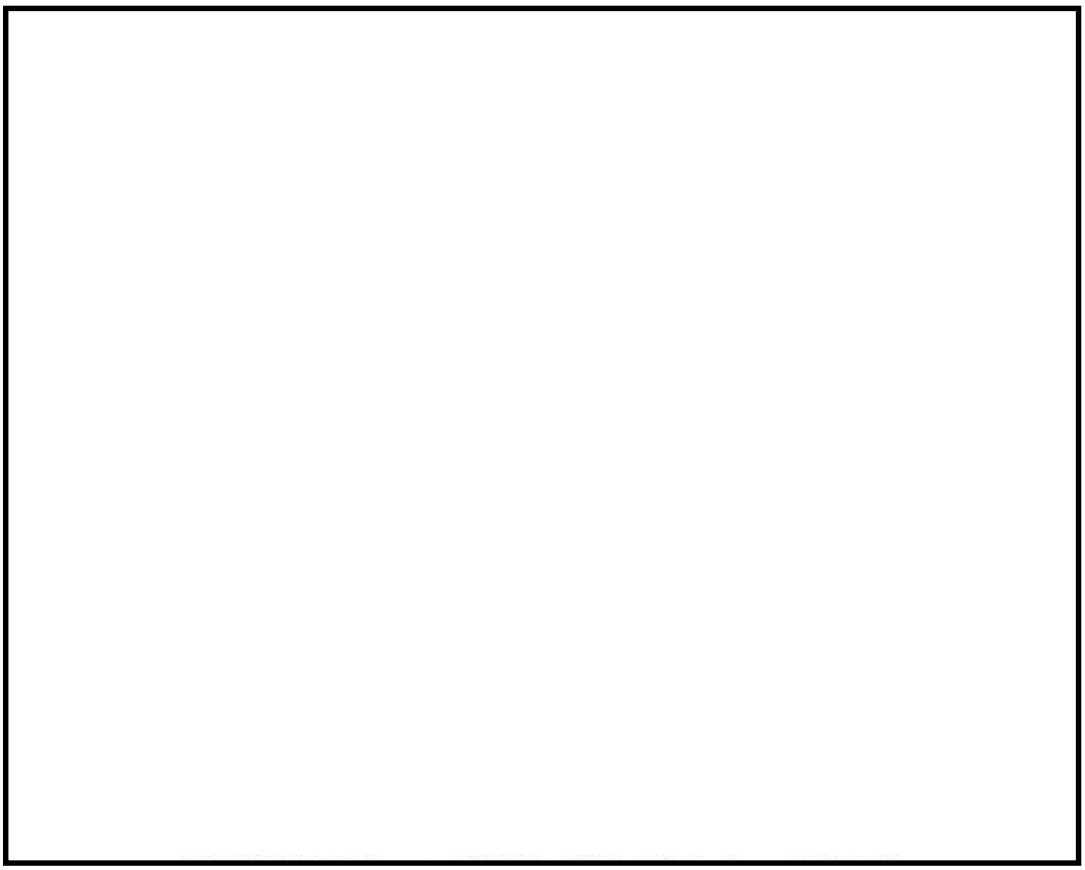


図 2.3.1-11　原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

2.3.2　解析結果

2.3.1 に示した解析条件の組合せから，表 2.3.2-1 に示す 2 ケースを選定し，解析を行った。

表 2.3.2-1　解析ケース

	ケース 1 （重大事故等時の建屋水素濃度確認）	ケース 2 （設計裕度の確認）
モデル	原子炉建屋原子炉棟　全階を模擬したモデル	
シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件
漏えい箇所	6 階，2 階，地下 1 階	6 階
格納容器 漏えい率	ＡＥＣの式から設定	10 %/day
原子炉建屋ガス処理系	2 時間後から起動	停止

ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階（2 階，地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は，表 2.3.1-2 に示す有効性評価包絡条件とし，原子炉建屋ガス処理系が事象発生 2 時間後から起動することを想定する。

ケース 2：ＰＡＲの設計裕度の確認を行うため，ケース１のシナリオに対して十分保守的に設定したＰＡＲ設計条件（10 %/day）を用いて，全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟 6 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また，原子炉建屋ガス処理系の効果も期待しない。

(1) ケース 1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2.3.2-1 に示す。

また，原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素の成層化を確認するため，原子炉建屋原子炉棟 6 階を 132 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.3.2-2 に示す。

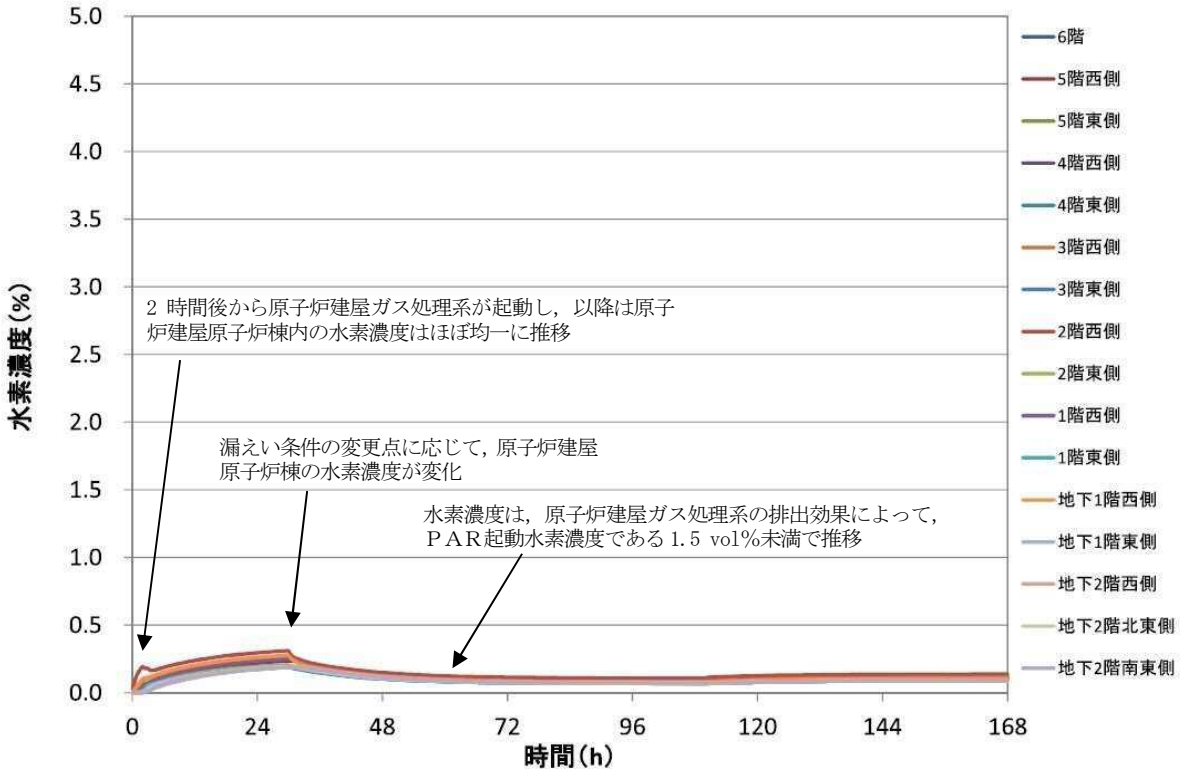


図 2.3.2-1　ケース 1　水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

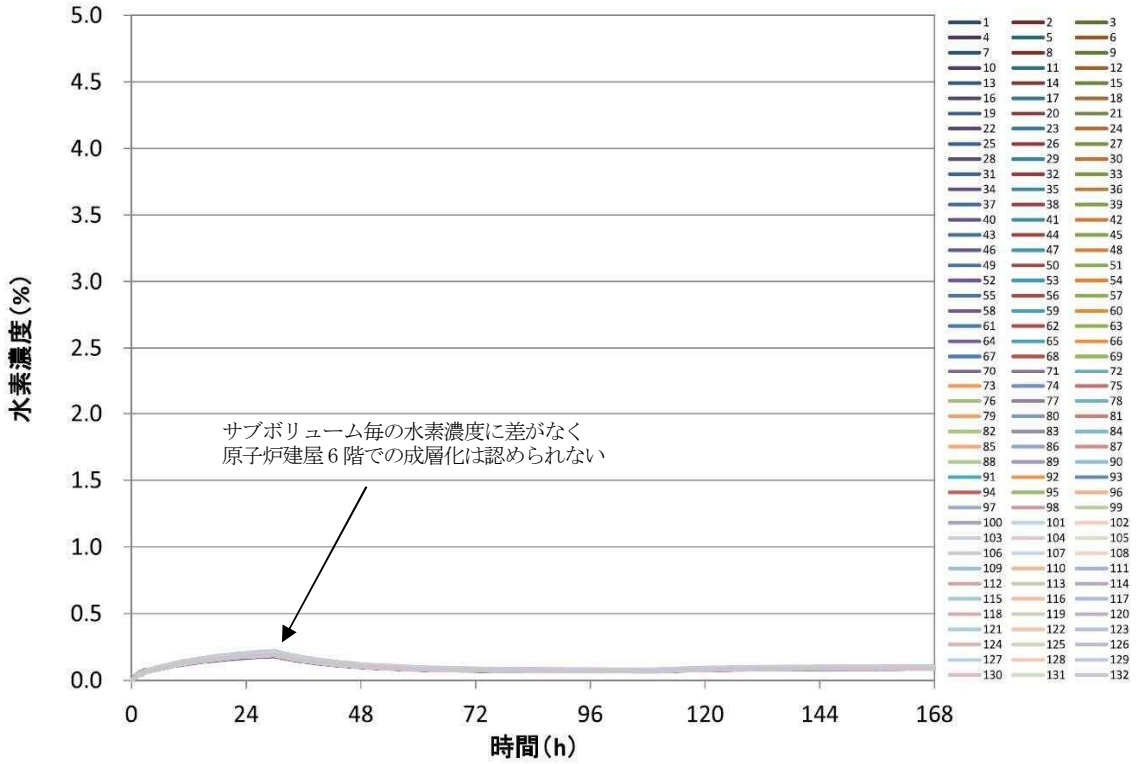


図 2.3.2-2　ケース 1　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

下層階から漏えいした水素は，大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また，原子炉建屋ガス処理系の排出効果によって，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は，ＰＡＲ起動水素濃度である 1.5 vol%未満となる結果となった。

(2)　ケース 2

設計裕度の確認を行うため，格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件であるＰＡＲ設計値（水素発生量ＡＦＣ100　%相当及び格納容器漏えい率 10　%/day）を用いて評価した水素が全量ＰＡＲ設置エリアである原子炉建屋原子炉棟 6 階のみから漏えいするとして，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2.3.2-3 に示す。

また，酸素濃度の時間変化を図 2.3.2-4 に，サブボリューム別の水素濃度の時間変化を図 2.3.2-5 に示す。

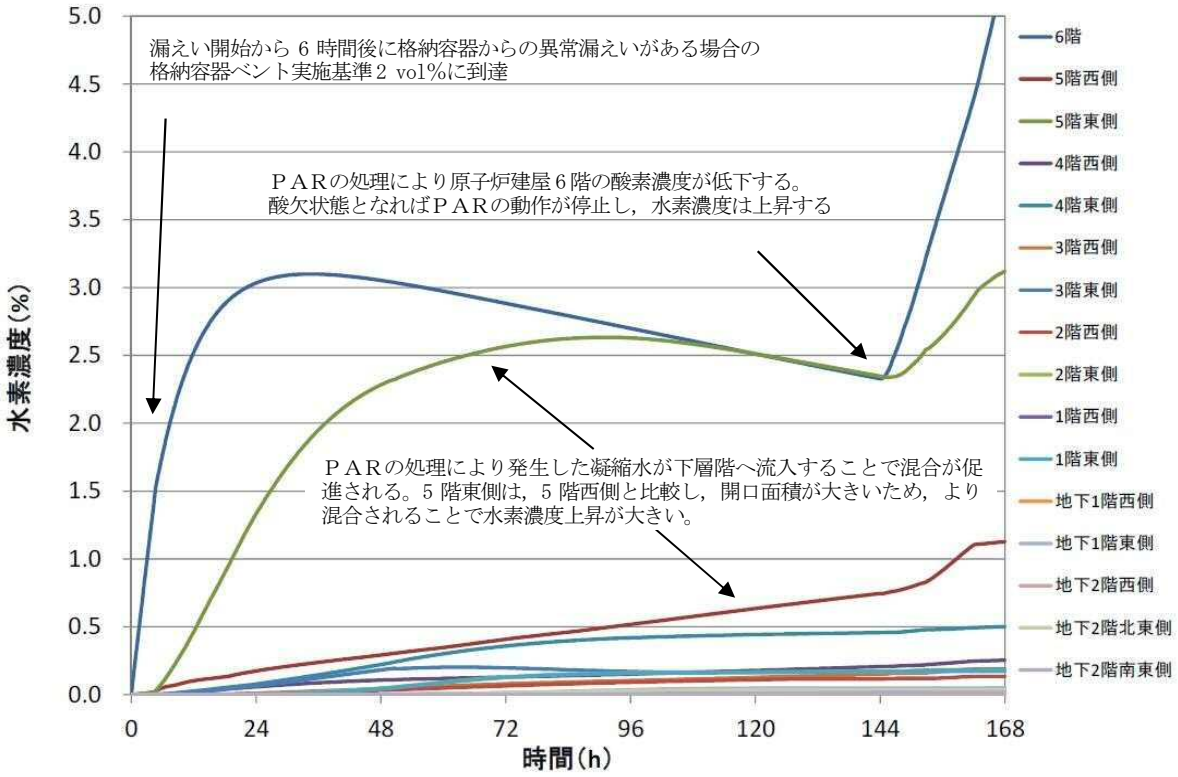


図 2.3.2-3　ケース 2　水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

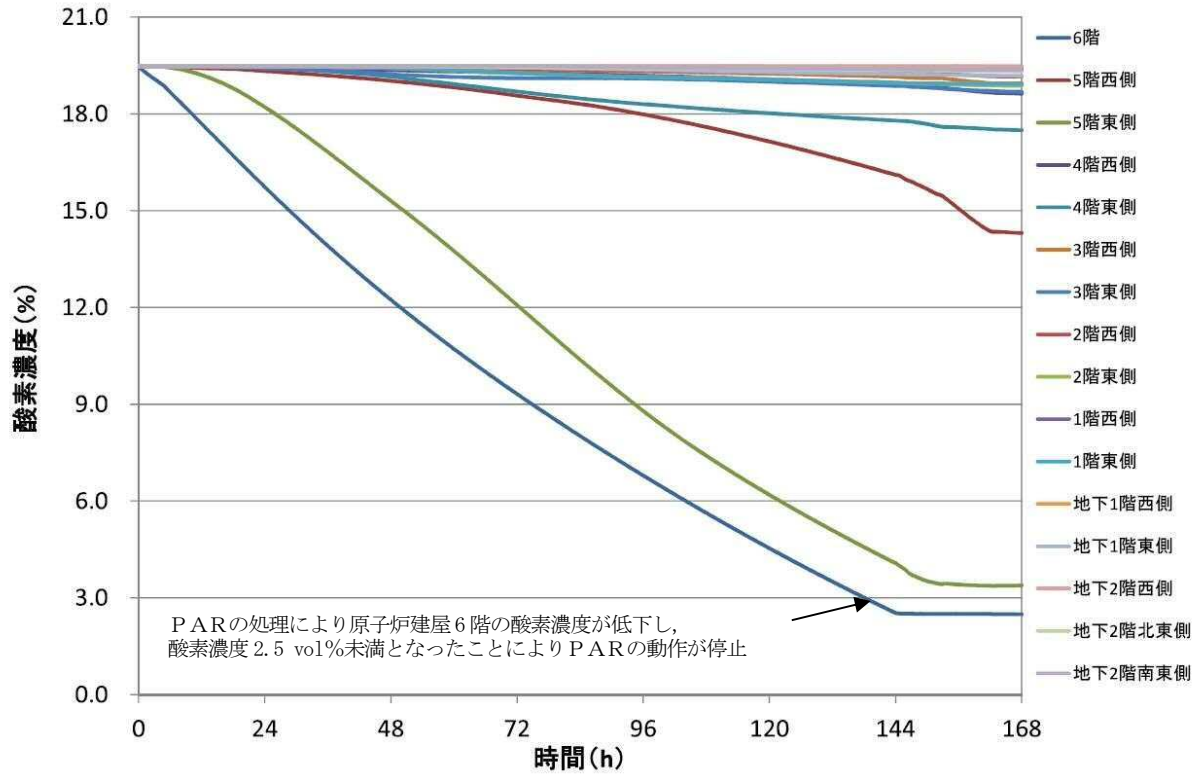


図 2.3.2-4　ケース 2　酸素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

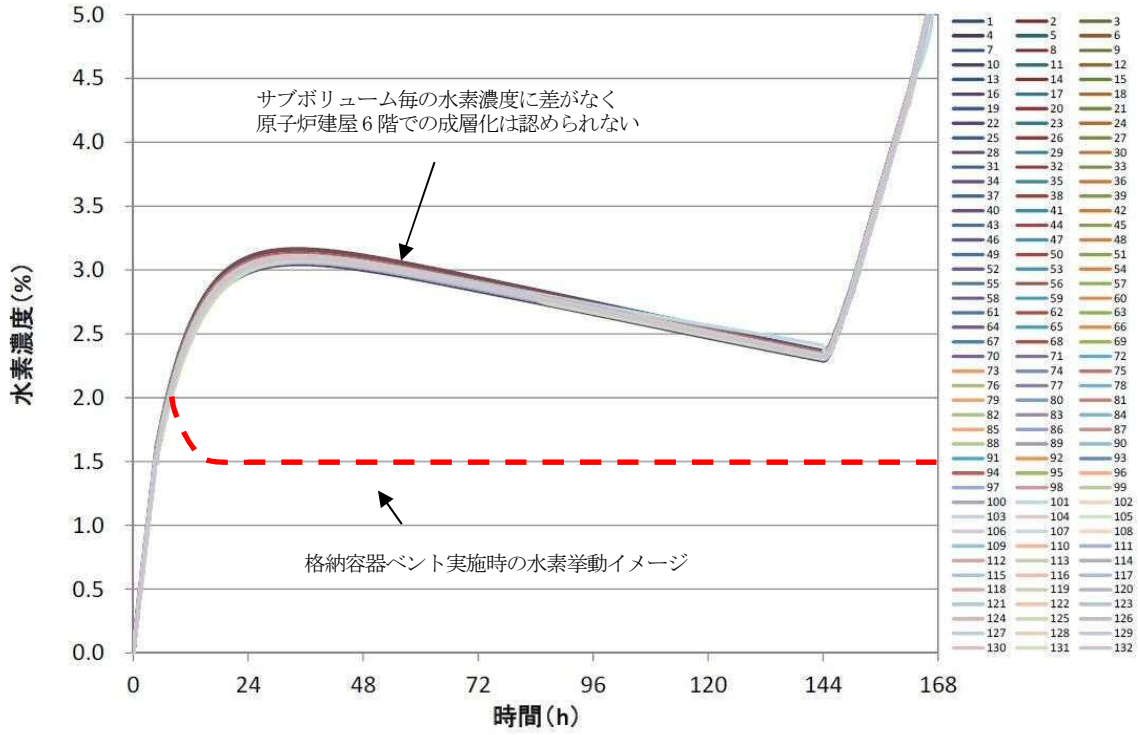


図 2.3.2-5　ケース２　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

図 2.3.2-3 に示すとおり，設計条件の水素発生量に対してＰＡＲによる水素処理が効果を発揮し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの，図 2.3.2-4 に示すとおり，事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素濃度が 2.5 vol%未満となり，ＰＡＲの起動酸素濃度を下回ることで処理が停止した以降は，水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても，酸素濃度が可燃限界未満であることから，水素燃焼が発生することはない。さらに，図 2.3.2-6 に示すとおり，原子炉建屋水素濃度が 2 vol%に到達した場合，原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており，格納容器ベントを実施することによって，原子炉格納容器内はほぼ蒸気雰囲気となることで，原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする気体もほぼ蒸気となることから，図 2.3.2-5 に示すイメージのように，水素濃度はＰＡＲ起動水素濃度まで低下する。また，格納容器ベント実施後において，原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇する要因がないことから，水素濃度が可燃限界に到達することはない。

また，図 2.3.2-5 に示すとおり，原子炉建屋原子炉棟 6 階は，均一化されており，成層化しないことが確認された。

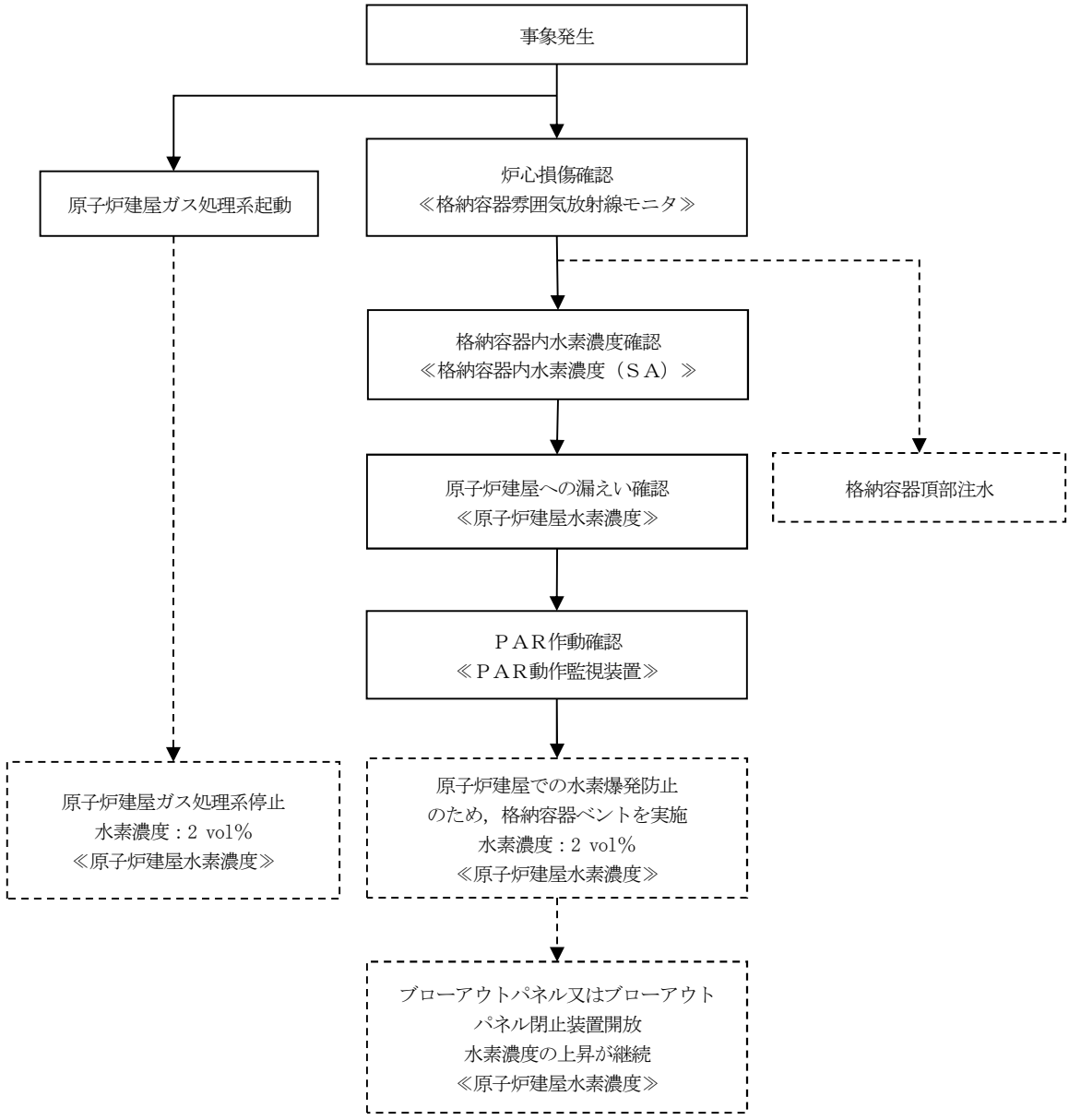


図 2.3.2-6　建屋水素対策フロー

2.4　水素濃度監視設備

2.4.1　水素濃度監視設備の概要

想定される事故時に，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備として，水素濃度計を設置する。

水素濃度は，中央制御室及び緊急時対策所にて監視可能であり，代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し，滞留することが予想される。ＰＡＲは，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲにより上昇気流が発生し，原子炉建屋原子炉棟6階の水素は，自然対流により拡散される。これらを考慮し，設置位置は，水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟 6階の天井付近とする。（図2.4-1参照）

なお，局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから，局所エリアに漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し，事故時の監視性能を向上させる。（図2.4-2,図2.4-3参照）

これにより，原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と，水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟6階での濃度の両方が監視できることとなり，原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。

2.4.2　水素濃度監視設備の主要仕様

(1)　機器仕様

a.　原子炉建屋水素濃度（6階）

種　　類：触媒式水素検出器

計測範囲：0～10 vol%

個　　数：2個

b.　原子炉建屋水素濃度（2階，地下1階）

種　　類：熱伝導式水素検出器

計測範囲：0～20 vol%

個　　数：3個

(2)　配置場所

水素濃度検出器の配置場所を図 2.4-1 から図 2.4-3 に示す。

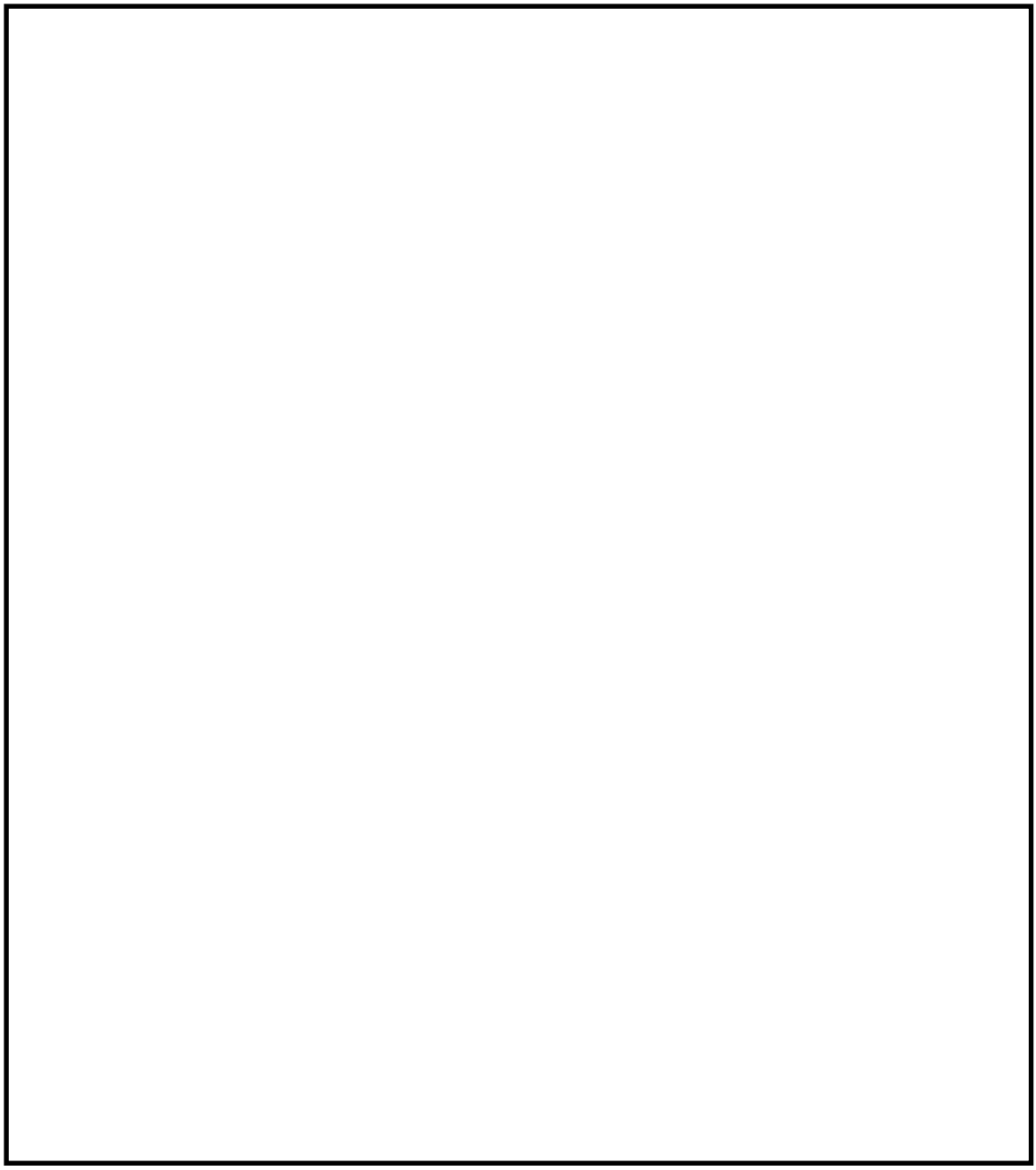


図 2.4-1　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 6 階）

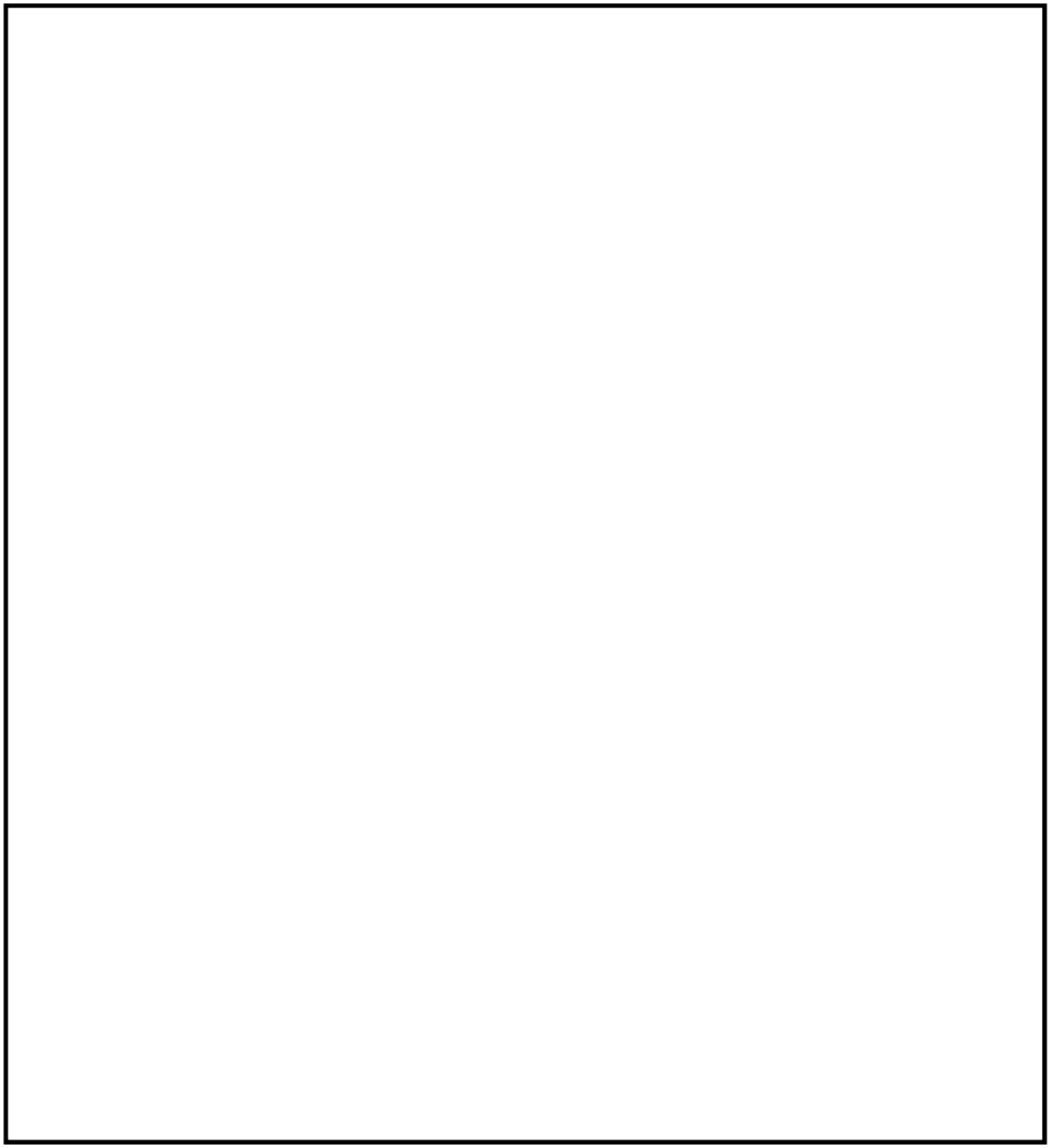


図 2.4-2　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟 2 階）

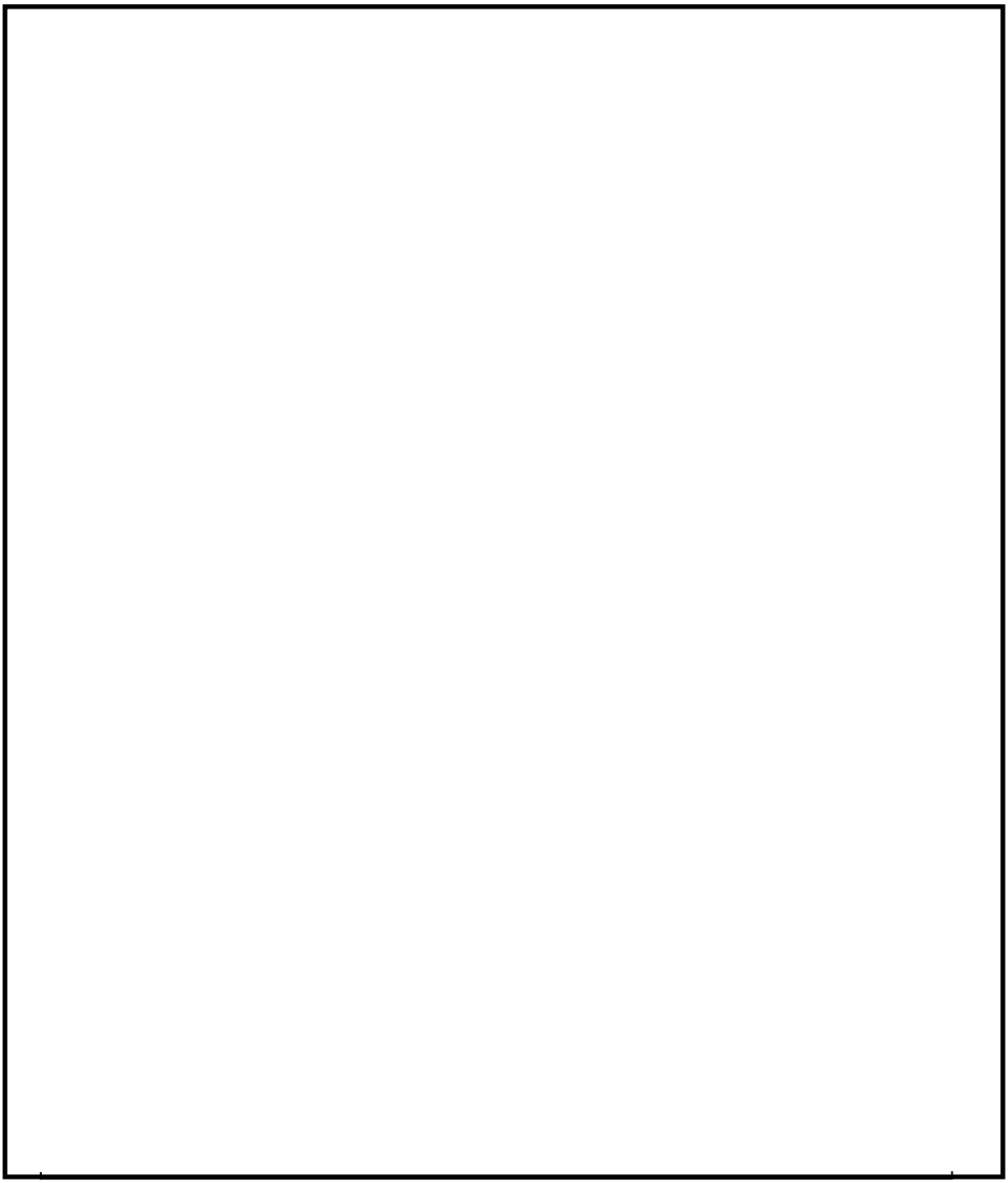
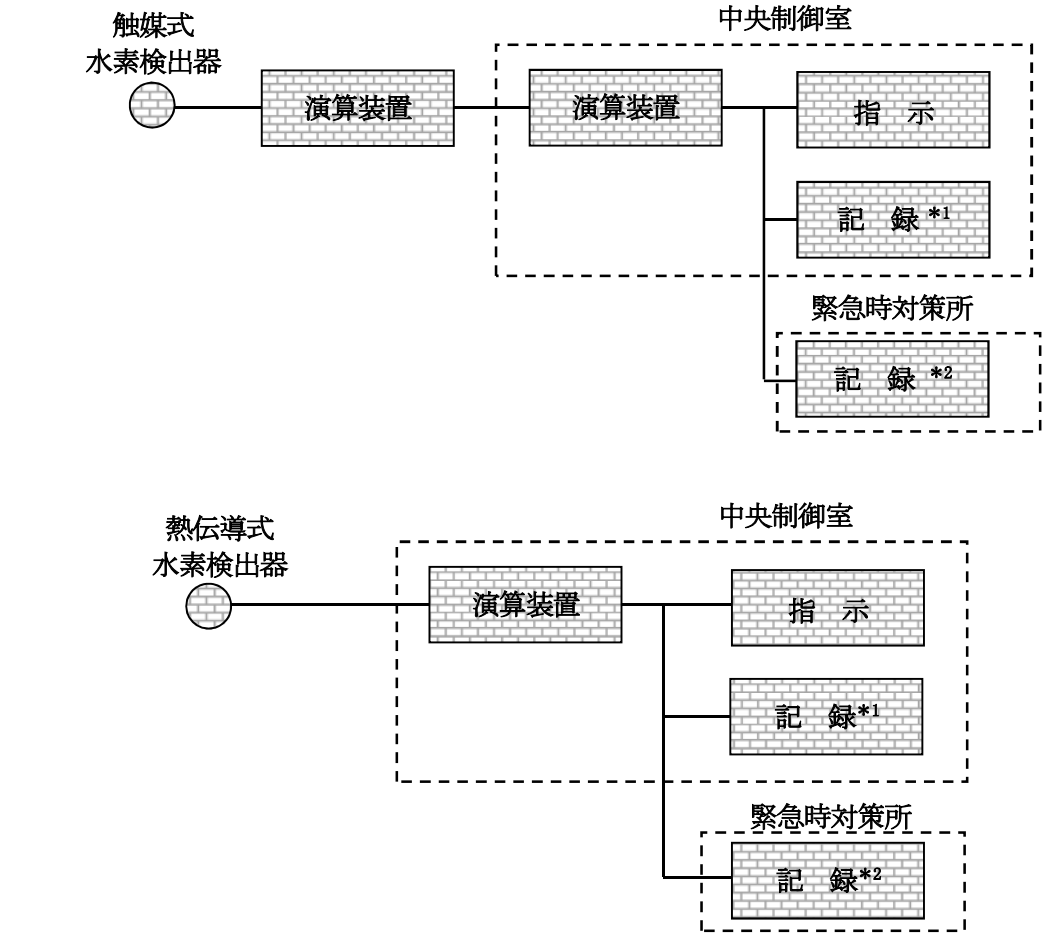


図 2.4-3　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉棟地下 1 階）

(3)　システム構成

a.　原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室及び緊急時対策所に指示し，記録する。概略構成図を図2.4-4に示す。



注記　＊1：データ伝送装置
＊2：緊急時対策支援システム伝送装置

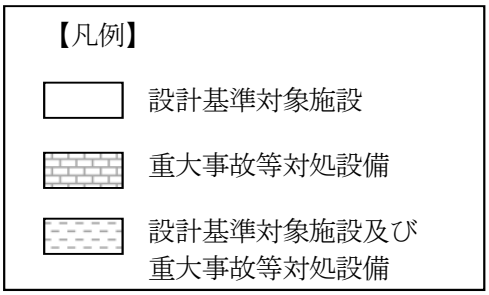


図 2.4-4　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(4) 代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は，代替電源設備から給電が可能な設計としている(図 2.4-5，図 2.4-6 参照）。

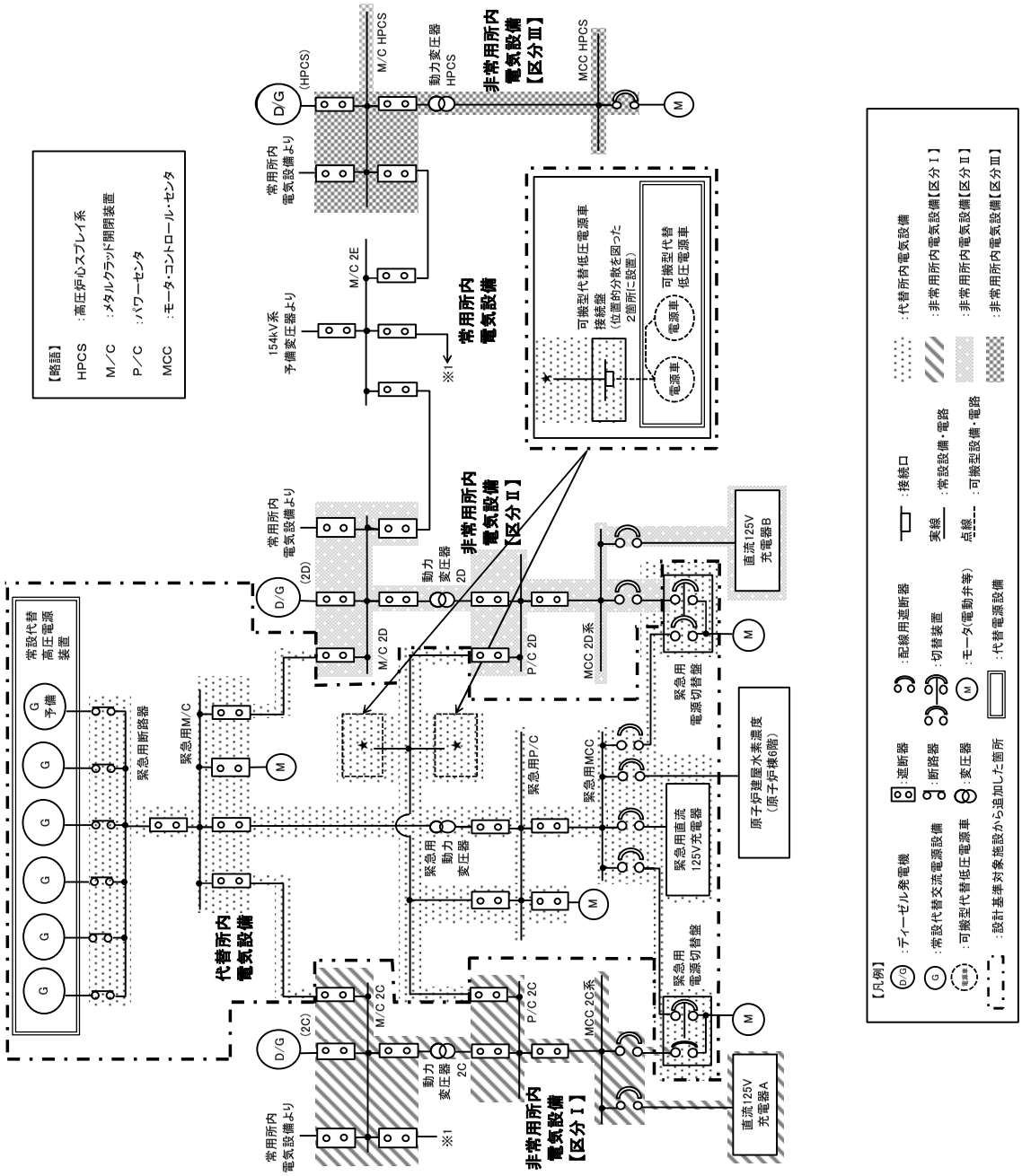


図 2.4-5 単線結線図（交流電源設備）

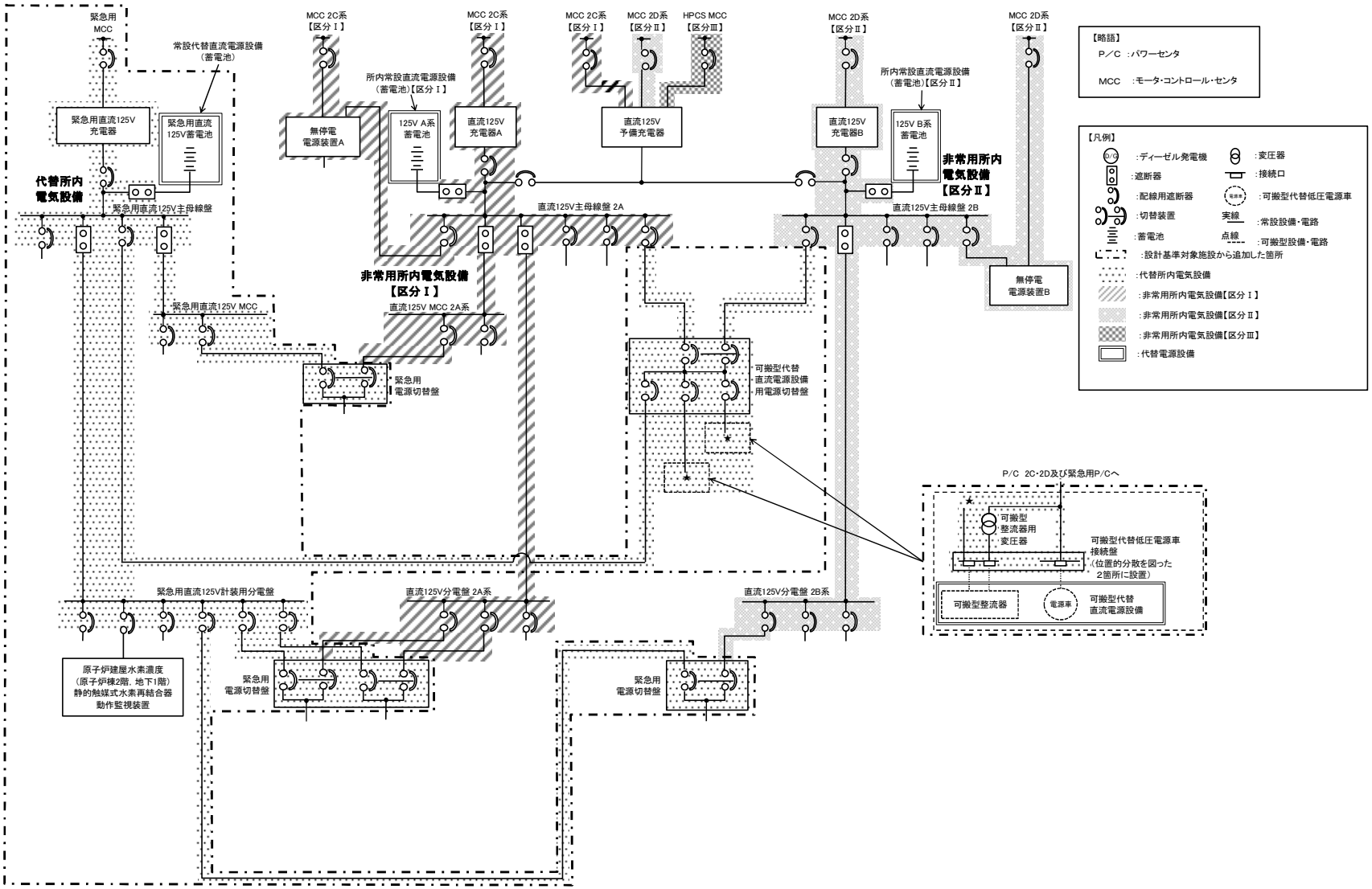


図 2.4-6 単線結線図（直流電源設備）

2.5 引用文献

(1) Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei versuchiedenen Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991)

(2) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)

(3) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Program Description, EPRI (1997)

(4) Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)

(5) K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vol.112, (1995)

(6) OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

(7) Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

(8) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

ＰＡＲの性能確認試験について

メーカによる開発試験によりＰＡＲの基本性能評価式が設定され，様々な環境下でのＰＡＲの性能確認のため，国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出，様々な環境下におけるＰＡＲの性能評価等を示す。

1. 基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定，ＰＡＲ設置位置の違いによる性能評価を目的とし，ＰＡＲ開発試験として，Battelle MC試験が実施されている。

試験条件を表1-1，試験体概要を図1-1に示す。複数の部屋に区画された試験装置内にＰＡＲを設置したのち，水素を注入し，各部屋での水素濃度等を測定している。

図1-2は，Ｒ５の部屋にＰＡＲを設置し，雰囲気を蒸気条件にしたのちにＲ５の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を図1-3に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により，水素濃度分布は，ほぼ均一になっていることが分かる。得られた試験結果をもとに，ＰＡＲの入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を図1-4に示す。再結合効率は，約85 ％（0.846）となっている。

基本性能評価式は，この試験を通じて設定されており，以下に導出過程を示す。

メーカにおいて，ＰＡＲへの流入量と水素濃度の相関は，以下の式で表されると仮定している。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b} \quad \cdots\cdots \text{式(1)}$$

Q　　：ＰＡＲへの流入量（m^3/s）

C_{H2}　　：水素濃度（vol%）

a　　：定数

b　　：定数

単位時間当たりの水素処理容量は，単位時間当たりにＰＡＲへ流入する水素量とＰＡＲの性能を示す再結合効率により表され，以下となる。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta \quad \cdots\cdots \text{式(2)}$$

ＤＲ　　：水素処理容量（kg/s）

γ　　：水素密度（kg/m^3）

η　　：再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は，以下となる。

$$DR = \frac{d\,C_{H2}}{d\,t} \cdot V_C \cdot \gamma \quad \cdots\cdots \text{式(3)}$$

$\frac{d\,C_{H2}}{d\,t}$ ：水素濃度変化率

Ｖｃ ：試験容器体積（m^3）

式(2)及び(3)より，試験におけるＰＡＲへの流入量は，水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{d\,C_{H2}}{d\,t} \cdot V_C \Big/ \left(\frac{C_{H2}}{100} \cdot \eta \right) \quad \cdots\cdots \text{式(4)}$$

式(4)による流入量と，その時の水素濃度のデータより，式(1)の定数a，bは，フィッティングにより決定される。

a＝[　　]

b＝[　　]

式(1)，(2)より水素処理速度は，以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \quad \cdots\cdots \text{式(5)}$$

ここで，水素密度は気体の状態方程式に従い，次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}} \quad \cdots\cdots \text{式(6)}$$

Ｐ：圧力（10^5 Pa）

Ｔ：温度（K）

R_{H2}：水素の気体定数（10^5 J/kg・K）

式(5)，(6)により，ＰＡＲの水素処理容量は，次式で表される。

$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100} \right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \quad \cdots\cdots \text{式(7)}$$

$\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A =$ [　　]　，　$b+1 =$ [　　]

式(7)にスケールファクタを乗じたものが別添1　2.1.3の式（2.1）に示すＰＡＲの基本性能評価式となる。

表1-1　試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		[　　]mm］（プロトタイプ）
試験条件	温度	85～95 ℃
	圧力	1 bar
	水蒸気濃度	40～50 vol%
	水素濃度	3～5 vol%

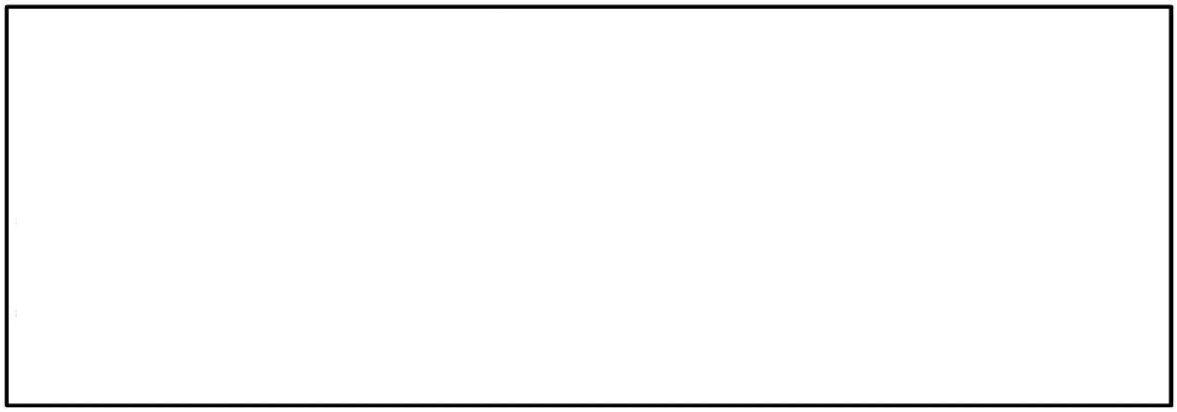


図1-1　試験体概要図

図1-2　試験概要

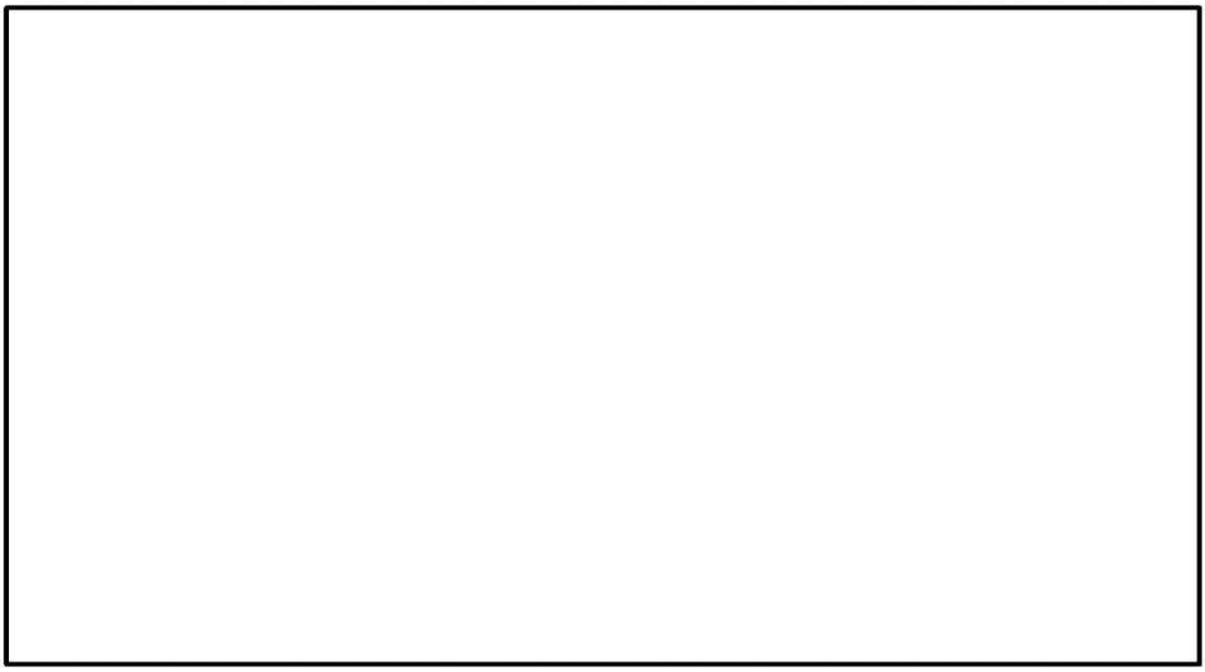


図1-3　試験結果（各部屋の水素濃度変化）

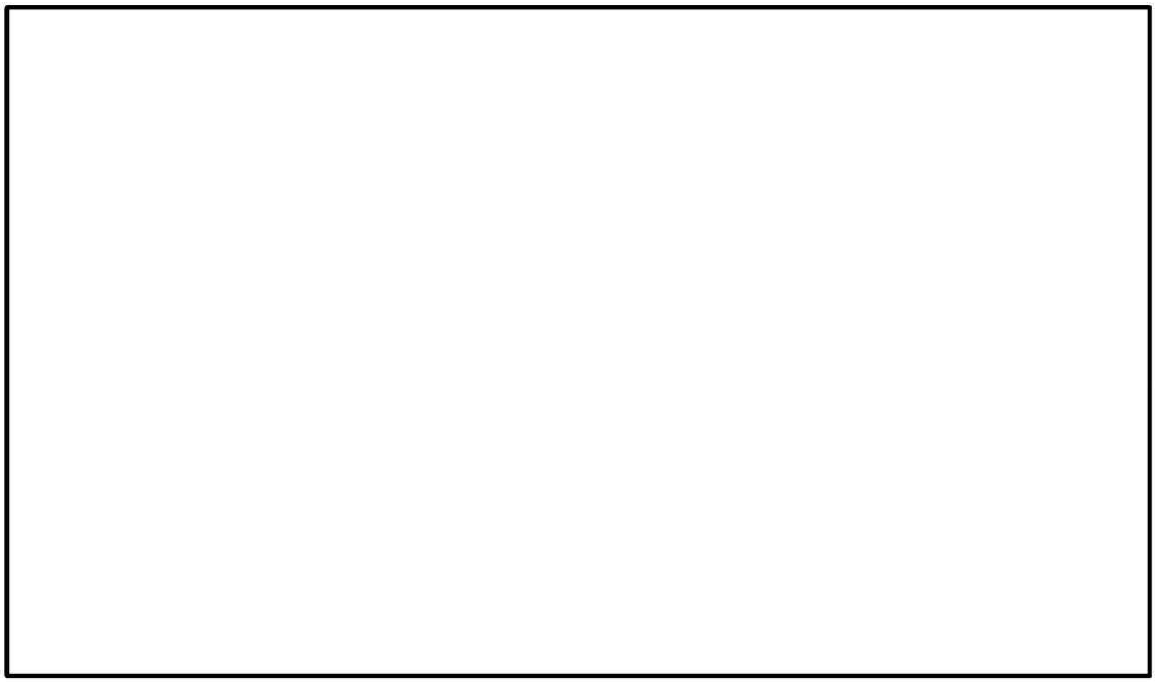


図1-4　試験結果（再結合効率の算出）

2. 雰囲気の違いによるＰＡＲの性能影響

ＥＰＲＩ（米国電力研究所）とＥＤＦの合同により，ＣＥＡ（フランス原子力庁）のCadarache研究所のＫＡＬＩ施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，ＫＡＬＩ試験が実施されている。試験条件を表2-1に，試験体の概要を図2-1に，試験装置の概要を図2-2に示す。

表2-1　試験条件

試験名称		ＫＡＬＩ試験
試験体		テストタイプ（試験用触媒カートリッジ5枚）
試験条件	温度	30～115 ℃
	圧力	1.3～3.25 bar
	水蒸気濃度	0～50 vol%
	水素濃度	1～8 vol%

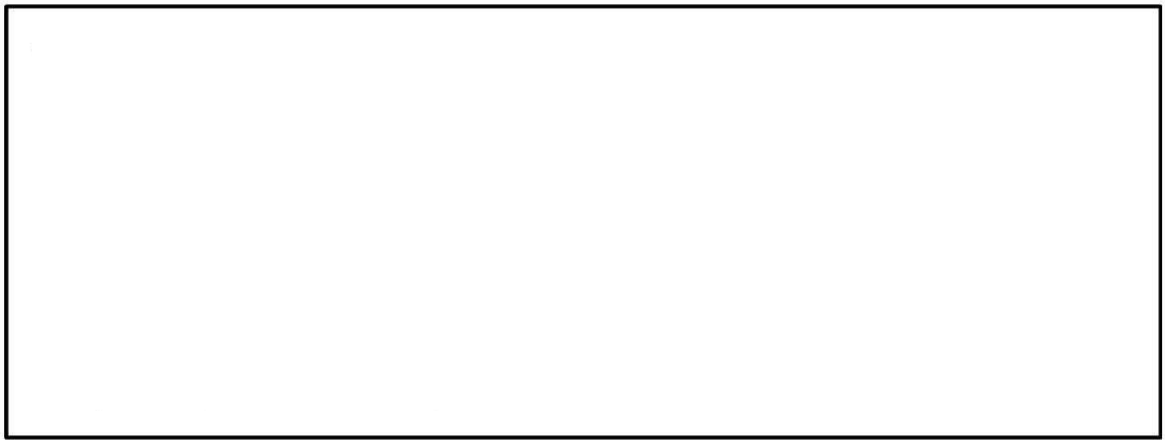


図2-1　試験体概要

図2-2　試験装置概要

2.1　蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を表2.1-1に，試験結果を図2.1-1に示す。ドライ条件下と比べて，水蒸気濃度50 vol%の条件下において，ＰＡＲの性能は，同等であり，蒸気による影響はないと考えられる。

表2.1-1　試験条件（蒸気環境による影響）

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	蒸気濃度
N8／2	30 ℃	3.25 bar	4 vol%	0 vol%
N9／2	114 ℃	3.25 bar	4 vol%	50 vol%

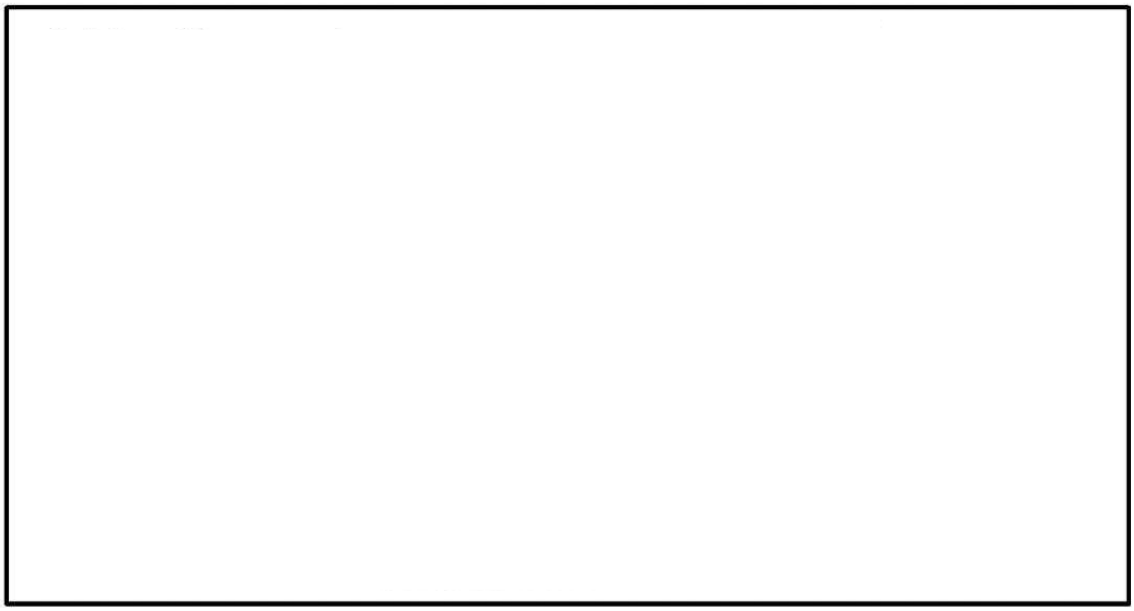


図2.1-1　試験結果（蒸気環境下での影響）

水蒸気濃度 50 vol%において，ＰＡＲの性能に影響がないことから，重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50 vol%に満たないことを確認する。重大事故等時に原子炉格納容器から 10 %/day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を図2.1-2 に示す。

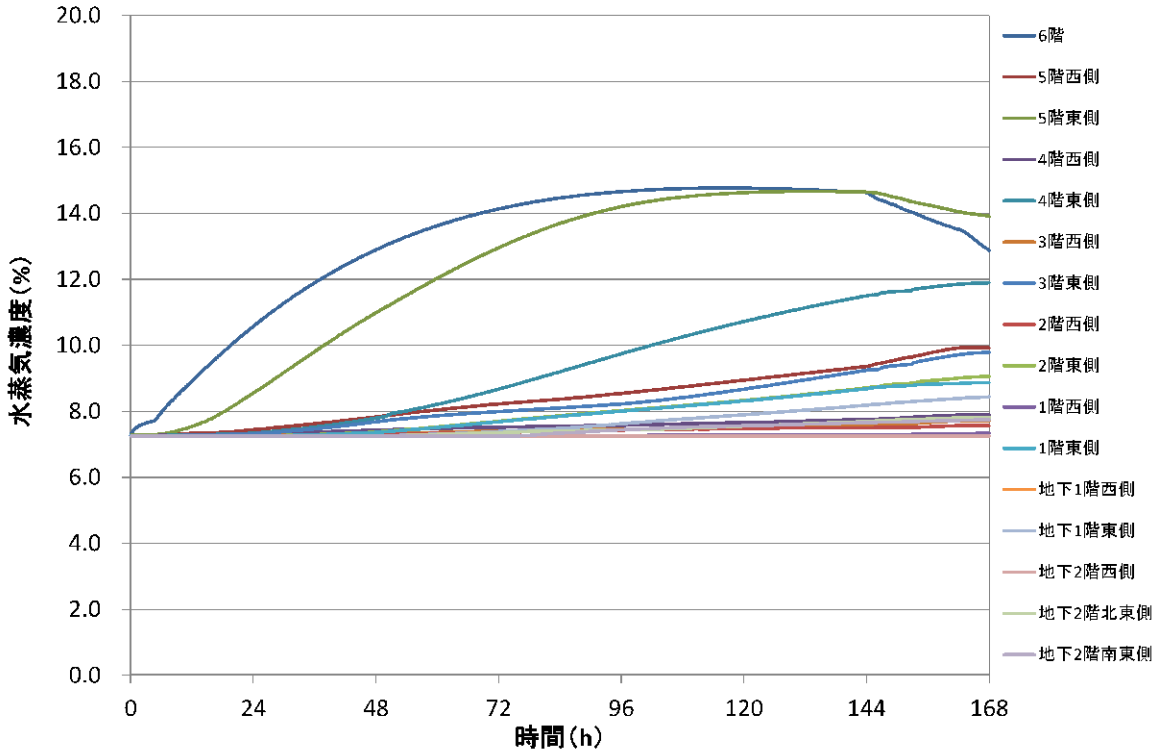


図 2.1-2　原子炉建屋原子炉棟 6 階水蒸気濃度（10 %/day 漏えい条件）

図 2.1-2 のとおり，重大事故等時において，水蒸気濃度は，50 vol%に達することはなく，水蒸気による影響はないと考えられる。

また，使用済燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，蒸気により水素は，希釈され，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考える。

(1)　蒸気環境下における疎水コーティングの有無が与える影響

蒸気環境下において，疎水コーティングの有無がＰＡＲの処理能力に与える影響については，ＮＲＣ（米国原子力規制委員会）の委託により Sandia 国立研究所（ＳＮＬ）にて実施されたＳＮＬ試験にて確認されている。試験条件を表 2.1-2，試験結果を図 2.1-3 に示す。

表2.1-2　ＳＮＬ試験の試験条件

試験番号	圧力 (bar)	温度 (℃)	水蒸気濃度 (%)	スケール	疎水コーティング
ＰＡＲ-8R	2	102	54	1／8	無

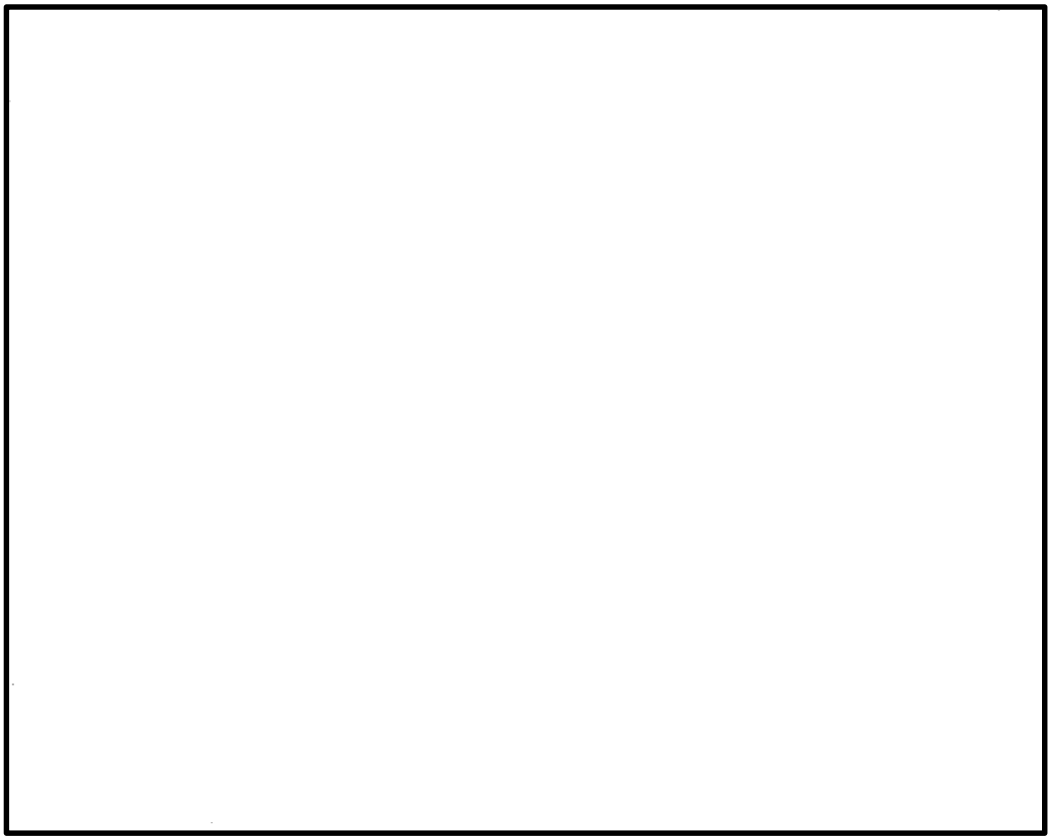


図 2.1-3　試験結果（高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無の影響）

表 2.1-2 に示すとおり，ＰＡＲ-8R については，1／8 スケール，高水蒸気濃度環境下及び疎水コーティングを施していない状態での試験であるが，図 2.1-3 に示すとおり，0.5 kg/h 以上の処理容量を有している。なお，図 2.1-3 に示す試験のうち，ＰＡＲ-12 及びＰＡＲ-13 については，疎水コーティングを施した状態での試験である。

以上のことから，高水蒸気濃度環境下における疎水コーティングの有無がＰＡＲによる水素処理に与える影響はない。

2.2　低酸素環境下での影響

ＫＡＬＩ試験において，低酸素濃度条件下での影響について確認されており，試験条件を表2.2-1に，試験結果を図2.2-1に示す。試験条件としては，初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており，図2.2-1に示すように，酸素濃度が低い場合，水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから，ＰＡＲの性能が低下していることが分かる。また，N4／2の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合，N6／22及びN13／7の試験結果と相違ないことからも，低酸素環境下ではＰＡＲの性能が低下するといえる。

東海第二発電所の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。

表2.2-1　試験条件（酸素濃度による影響）

試験ケース	温度	圧力	初期水素濃度	初期酸素濃度
N4／2	30 ℃	1.3 bar	8 vol%	3.8 vol%
N6／22	30 ℃	1.3 bar	4 vol%	20.1 vol%
N13／7	30 ℃	1.3 bar	5 vol%	20 vol%

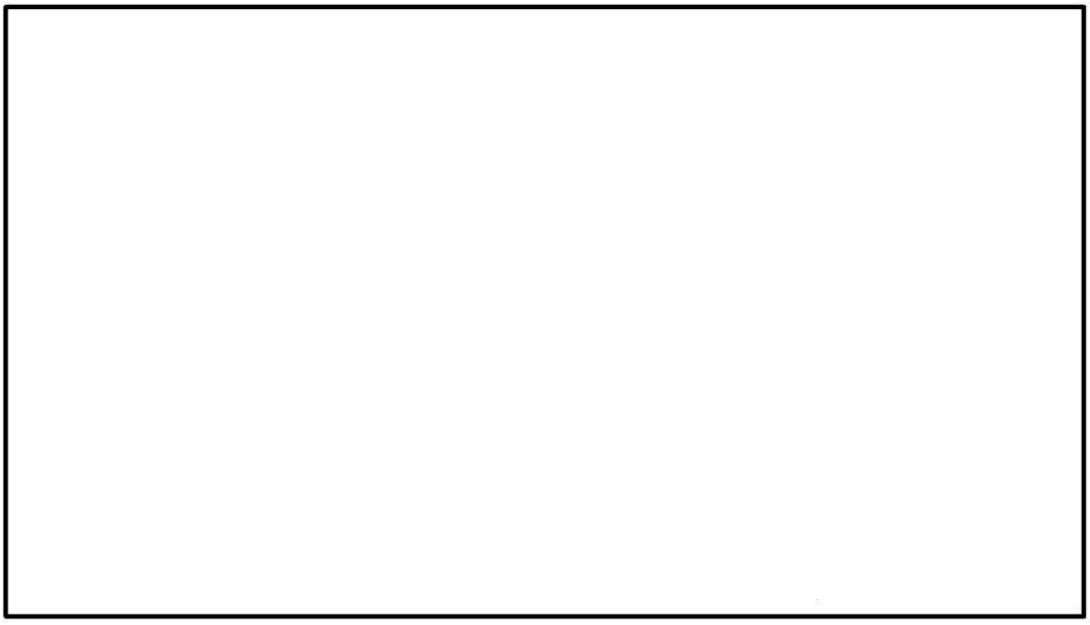


図2.2-1　試験結果（酸素濃度による影響）

3. スケールファクタの妥当性

触媒カートリッジ88枚相当の試験体（1／1スケール）を用いたBattelle MC試験結果に基づき基本性能評価式が設定され，その後，触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が44枚（1／2スケール），22枚（1／4スケール），11枚（1／8スケール）である小型化されたＰＡＲが開発された。

これらの小型ＰＡＲは，単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう，ハウジングの開口面積の比も1／2，1／4，1／8としていることから，水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとして，スケールファクタが設定されている。また，試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも，触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで，同様にスケールファクタは，ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式(7)）にこのスケールファクタを乗じたものが小型ＰＡＲの基本性能となる。

ＫＡＬＩ試験では，小型ＰＡＲよりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を図3-1に示す。図中の点線は，基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し，スケールファクタ（1／40）を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において，試験結果と基本性能評価式（点線）はよく合っており，スケールファクタが妥当であることを示している。

Battelle MC試験，ＫＡＬＩ試験及び東海第二発電所で使用するＰＡＲの仕様の比較を表3-1に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり，違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから，スケールファクタとしては0.025～1の範囲であれば適用可能と考える。東海第二発電所で使用するＰＡＲは，1／4スケールでこの範囲内にあることから，スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。

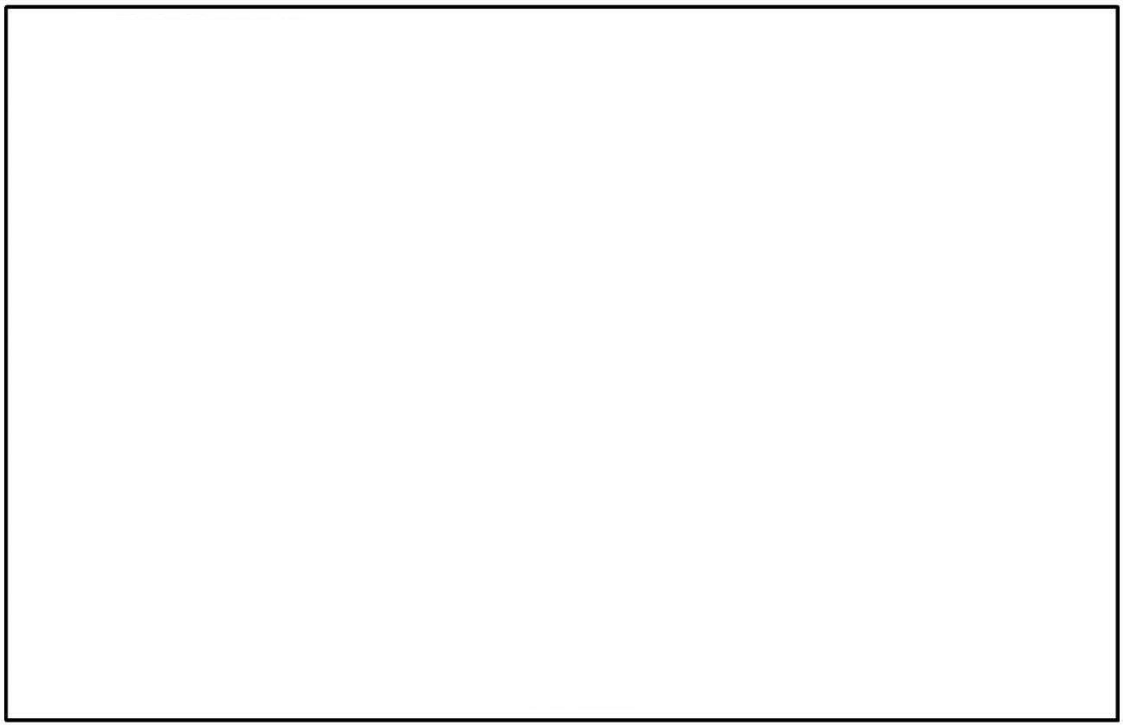


図3-1　ＫＡＬＩ試験結果と基本性能評価式との比較

表3-1　ＰＡＲの仕様比較

	Battelle MC試験	ＫＡＬＩ試験	東海第二
ＰＡＲモデル	ＰＡＲ-88	試験用ＰＡＲ	ＰＡＲ-22
触媒カートリッジ枚数	88枚	5枚(縮小)	22枚
ハウジング開口面積	7568 cm^2	190 cm^2	1892 cm^2
スケールファクタ	1	0.025	0.25
延長チムニの有無	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)	なし (標準チムニ)

4.　ＰＡＲの反応開始遅れの影響

ＰＡＲの結合反応の開始水素濃度について，ＳＮＬ試験にて確認されている。表4-1に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず，水素濃度1 vol％未満でＰＡＲによる結合反応を開始している。

ＧＯＴＨＩＣによる原子炉建屋原子炉棟の水素濃度解析においては，ＰＡＲによる反応開始水素濃度を1.5 vol％に設定しており，ＰＡＲの起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから，ＰＡＲの反応開始遅れの影響はないと考える。

表4-1　ＳＮＬ試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧力 (bar)	温度 (℃)	水蒸気濃度 (％)	酸素濃度 (％)	反応開始水素濃度 (mol％)
ＰＡＲ-1	2	22	0	21	0.3
ＰＡＲ-2	2	22	0	21	0.15
ＰＡＲ-3	2	102	52	10	0.4

5.　ＰＡＲの最高使用温度

東海第二発電所で設置するＰＡＲハウジング部の最高使用温度は，ＴＨＡＩ試験の結果に基づき設定している。ＴＨＡＩ試験は，ＯＥＣＤ／ＮＥＡのＴＨＡＩ PROJECTにて，各メーカのＰＡＲの性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を図5-1に示す。

図5-2に示すとおり，ＴＨＡＩ試験ではＰＡＲ各部の温度を測定しており，ＰＡＲの最高使用温度を設定する上では，ＰＡＲ内部を通過するガス温度のうち，触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では，注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後，水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ，ＰＡＲ各部の温度の時間変化を確認している。図5-3は，ＰＡＲ入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので，図5-4は，各部の温度履歴をＰＡＲ入口水素濃度に対して図示したものである。

試験開始から115～130分の水素濃度が一定の時は，発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時は反応熱が低下するが，各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

図5-3及び図5-4より，ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点（359 KTF gas2）でも，水素濃度4 vol％の温度は，水素濃度低下時においても300 ℃を下回っていることが分かる。

したがって，東海第二発電所に設置するＰＡＲの最高使用温度を300 ℃とすることは妥当と考えられる。

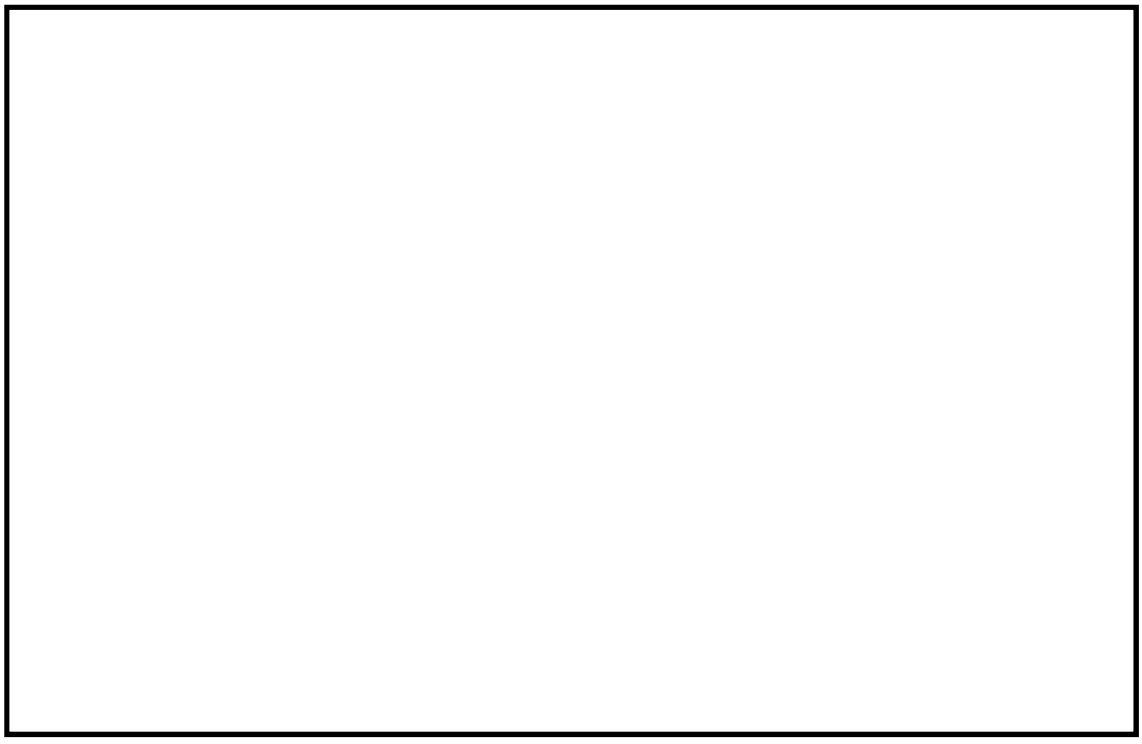


図5-1　試験装置及び試験体の概要



図5-2　試験体の温度計測点

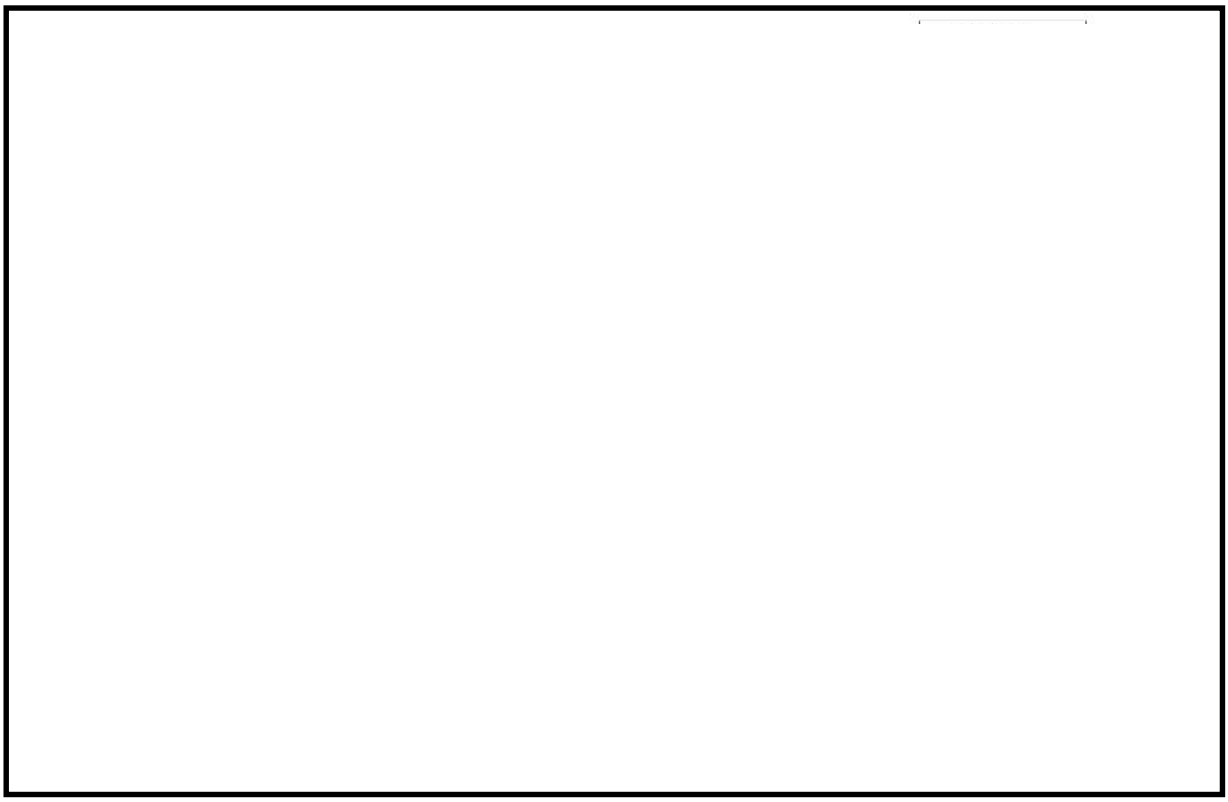


図5-3　温度及びＰＡＲ入口水素濃度の時間変化

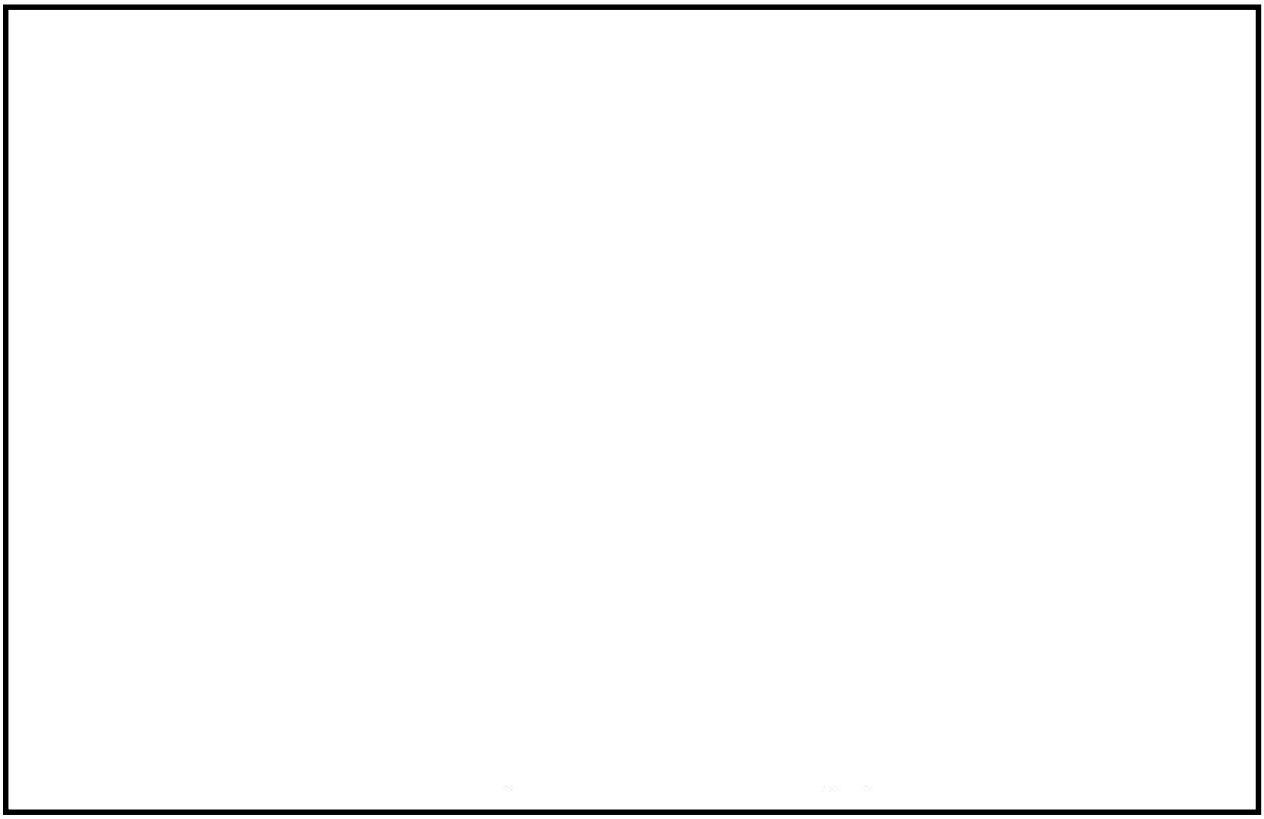


図5-4　温度及びＰＡＲ入口水素濃度の関係

6.　チムニの影響について

水素低減性能試験において，ＰＡＲにチムニ(煙突)を取り付けることにより，水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合，高さ500 ㎜の煙突が取り付けられた場合，高さ1000 ㎜の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について，製造メーカ社内の試験プログラムの中で確認されており，煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500 ㎜の煙突が取り付けられた場合は1.15程度，高さ1000 ㎜の煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。

東海第二発電所に設置するＰＡＲの水素処理容量は，表3-1に示すとおり，延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため，チムニの影響がないことを確認している。

7. 引用文献

(1) Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei versuchiedenen Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991)

(2) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)

(3) Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)

(4) Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)

(5) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

(6) K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vol.112, (1995)

(7) OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故等時において，原子炉格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟6階へ漏えいした場合，ＰＡＲの性能に影響を与える可能性があるため，影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建屋原子炉棟6階への漏えい量は十分小さく，ＰＡＲに対する放射線量が上昇する等の影響はないと考えられる。なお，ＰＡＲは，[redacted]の線量下においても所要の性能を発揮できる設計としており，重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟の1.7×10^{3}Gy程度の環境において，性能が低下することはない。

また，別紙1に示したように，蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。

したがって，影響因子としてはガス状よう素を対象とし，以下のとおりＰＡＲの性能への影響を評価する。

1. ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は，約24.4 kgであり，ＮＵＲＥＧ－１４６５に基づき，原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61 %，Regulatory Guide 1.195に基づき，無機よう素生成割合を91 %，有機よう素生成割合を4 %とする。また，原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については，ＣＳＥでの実験結果に基づきDF200を考慮する。

このとき，原子炉格納容器漏えい率を一律10 %/dayとして原子炉建屋原子炉棟6階へ全量漏えいすると仮定した場合，ガス状よう素は，約21 mg/m^{3}となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を表1-1に，試験結果を図1-1に示す。試験は，蒸気環境下において空間に対するよう素割合約300 mg/m^{3}で実施しており約25 %性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて東海第二発電所で想定されるガス状よう素濃度は，十分に小さく，影響は小さいと考えるが，よう素環境下でのＰＡＲの性能低下を考慮し，反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお，反応阻害は，よう素が触媒に付着することで起こるものであり，スケールファクタが変わっても，ＰＡＲ内部の流速は一律であり，付着するよう素の割合は変わらないため，ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

表1-1　試験条件（よう素の影響）

温　　度	圧　　力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度
120 ℃	2 bar	4 vol%	50～70 vol%	300 mg/m^3

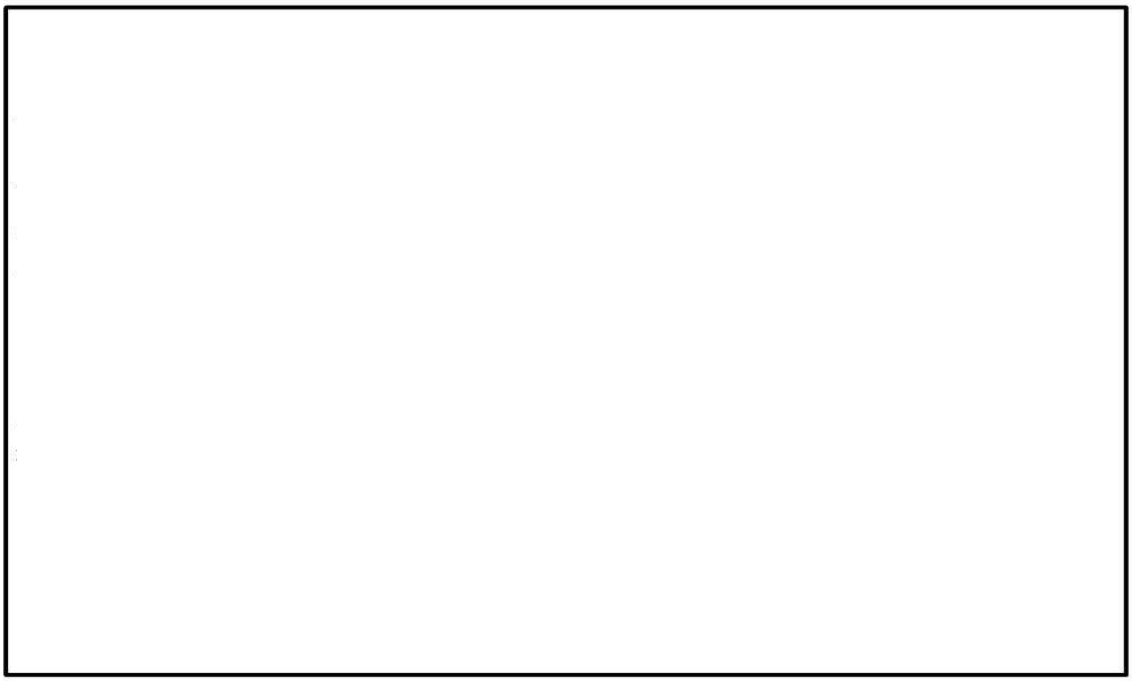


図1-1　試験結果（よう素の影響）

本試験は，表1-1に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度及び圧力の影響について示す。

触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図1-2参照）。水蒸気濃度及び圧力は，パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，基本的には水蒸気濃度と圧力は，よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「別紙1 2.1 蒸気環境下での影響」のとおり，有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また，本試験条件は，東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はない。

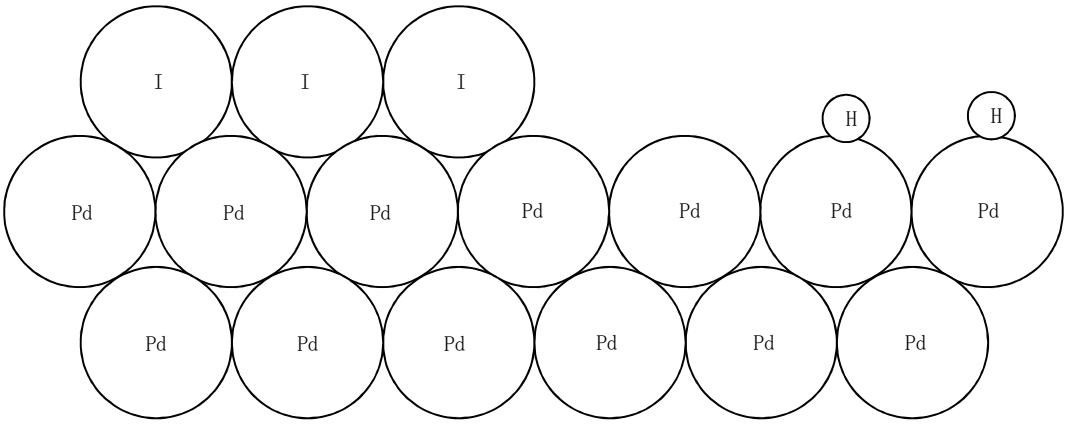


図1-2　パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方，温度については，触媒周りの温度が200 ℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（図1-3参照）。これは，温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。

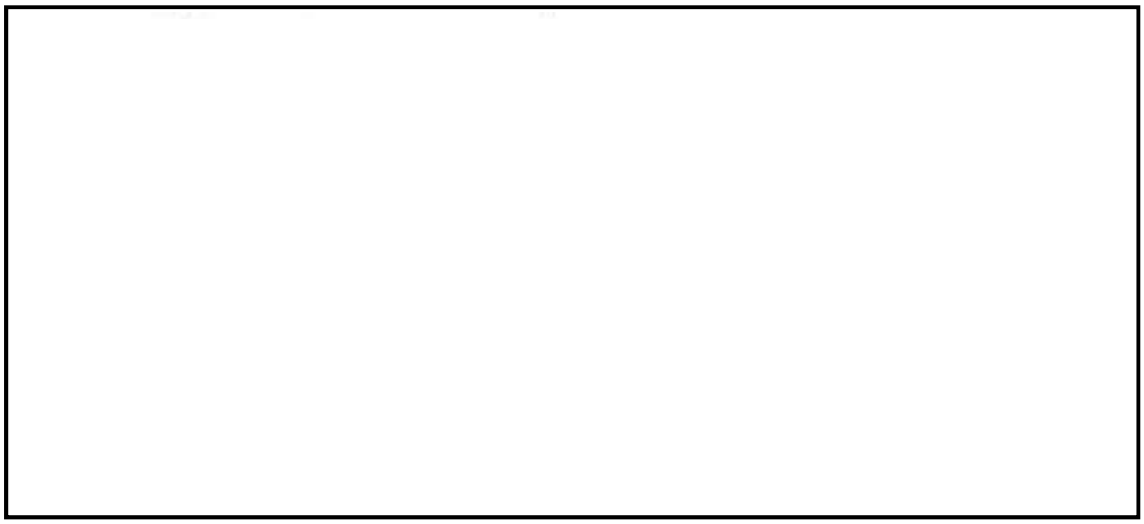


図1-3　再結合効果と温度の関係

ＰＡＲは，再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は200 ℃を超える高温状態になる。ＮＩＳ社製ＰＡＲ触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は，再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は，再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果に示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。

2.　引用文献

(1)　Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

ＰＡＲの周辺機器に対する悪影響防止について

ＰＡＲは，水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に悪影響を与えないためのＰＡＲの設置方針を検討した。ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に悪影響を与える項目としては，「1. ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「2. ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。

1. ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価

ＰＡＲハウジングが最高使用温度である300 ℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

周辺機器の温度は，原子炉建屋原子炉棟6階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は，以下のユルゲスの式より計算する。

$$h = 5.6 + 4.0u$$

ここで，ｕ［m/s］は，気流速度である。ＰＡＲが起動する設計条件の10 %/dayのケースにおける気流速度の最大値が約0.6 m/sであることを踏まえて，想定する気流速度の範囲を0～1.5 m/sと仮定し，熱伝達率を計算すると5.6～11.6 W/（m^2・K）となる。したがって，熱伝達率は，5.6 W/（m^2・K）及び11.6 W/（m^2・K）の2ケースで評価を行った。

評価結果を図1-1に示す。いずれのケースもＰＡＲから0.1 m離れると周辺機器の表面温度は，最高使用温度である300 ℃を十分下回ることから，隣接するＰＡＲに対して悪影響を与えることはない。また，評価結果の厳しい5.6 W/（m^2・K）の場合であっても，ＰＡＲから0.8 m離れたところで100 ℃を下回り，1 mの地点では83 ℃まで低下する。さらに，2 mの地点でＰＡＲの輻射熱の影響はほぼなくなることから，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，ＰＡＲ周囲（排気口方面除く）には，2 m以上の離隔距離を設けることとする。なお，ＰＡＲ同士の離隔については，上記のとおり，隣接するＰＡＲへの悪影響は考えられないこと及び原子炉格納容器から10 %/dayの漏えいを考慮したＧＯＴＨＩＣコードによる解析においても，原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度は最大3 vol%程度であることから，ＰＡＲの最高使用温度300 ℃を超えるおそれがないため，離隔を設ける対象外とする。

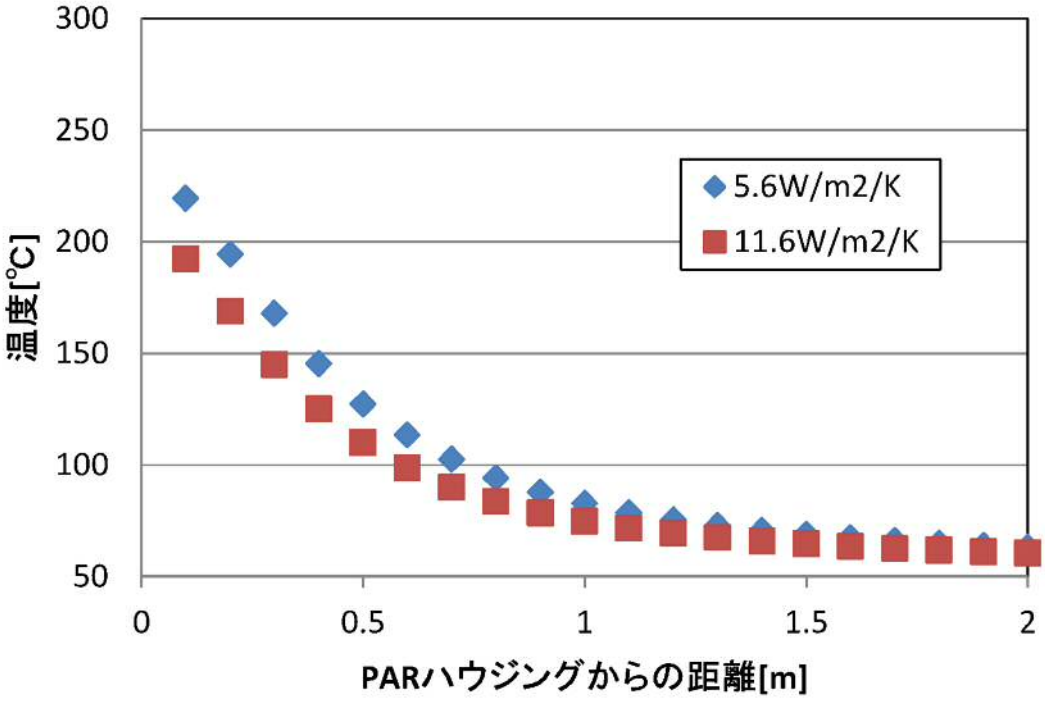


図 1-1　周辺機器のＰＡＲからの距離と温度の関係

2.　ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価

ＰＡＲの上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが，ＰＡＲハウジング上部にはフードが設置されており，出口ガスの流れ方向を変えており，ＰＡＲの上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また，高温の出口ガスが排出される排気口からは，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，3 m以上の離隔距離を設けることとする。

上記1.，2. の結果から，ＰＡＲ配置検討に当たっては，以下を考慮することとしている。

＜ＰＡＲ周辺機器への熱影響防止の方針＞

・ＰＡＲ周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。
・ＰＡＲ排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

3.　原子炉建屋原子炉棟6階に設置する重大事故等対処設備及び影響評価

原子炉建屋原子炉棟6階に設置する重大事故等対処設備のうち，配管を除く重大事故等対処設備の配置図について，図3-1に示す。ＰＡＲ動作監視装置を除く計装設備について，排気口から10 m以上離れているため，ＰＡＲの温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。また，ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置については，ブローアウトパネル下端位置がＰＡＲから2 m

以上離れているため，ＰＡＲの温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

以上のことから，ＰＡＲの温度上昇による重大事故等対処設備への悪影響はない。

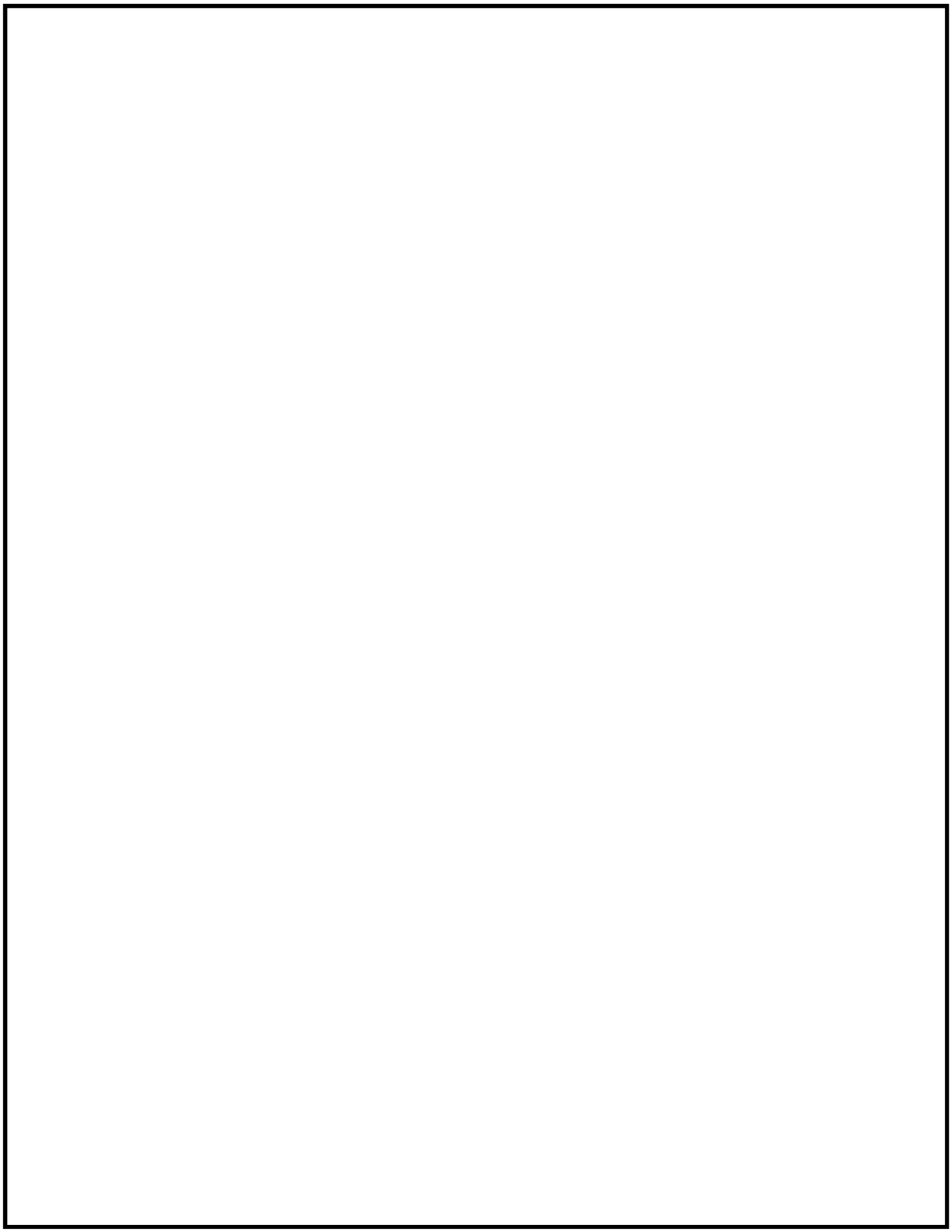


図 3-1　原子炉建屋原子炉棟 6 階における重大事故等対処設備の機器配置図（1／2）

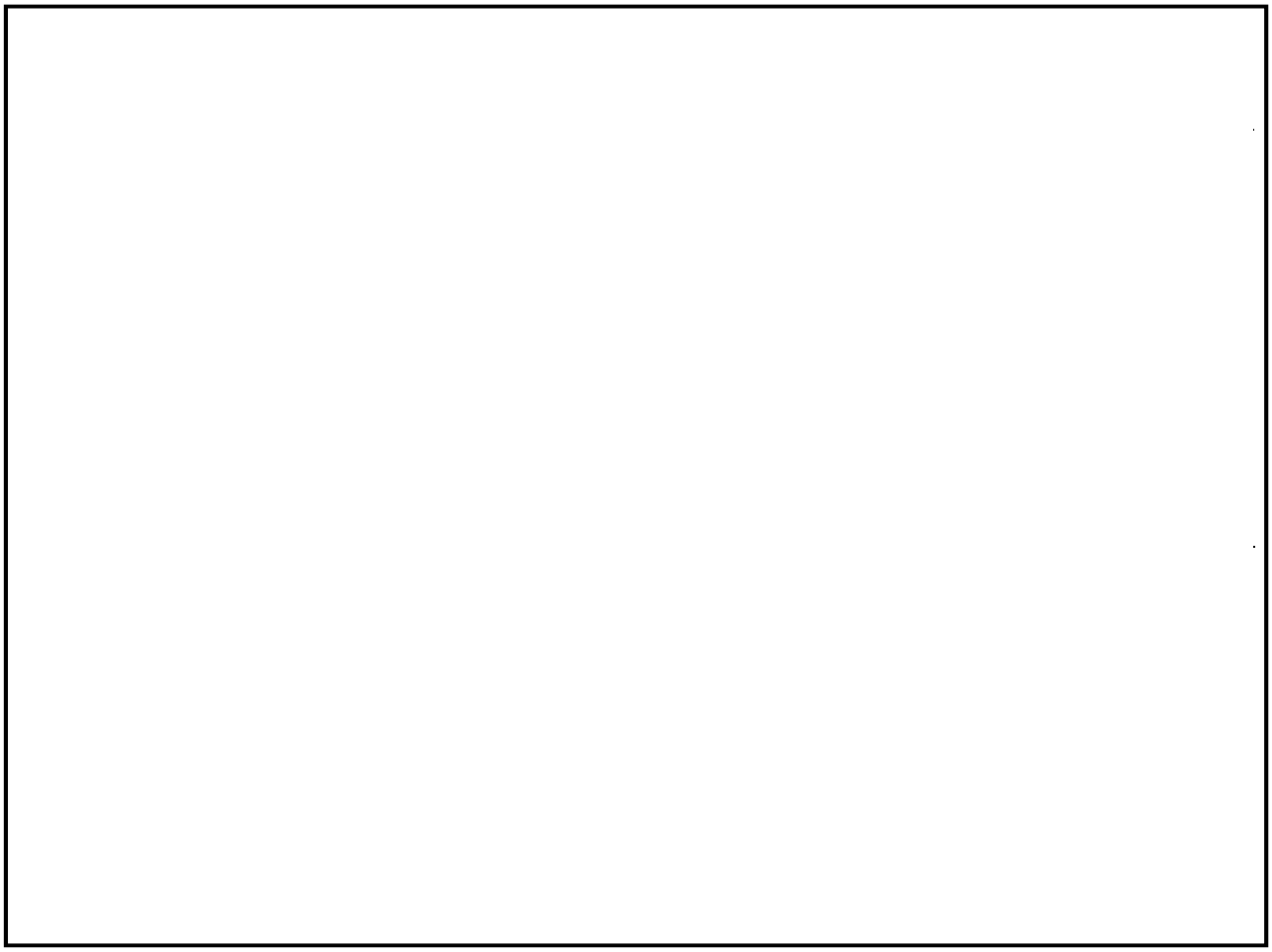


図3-1　原子炉建屋原子炉棟6階における重大事故等対処設備の機器配置図（2／2）

ＰＡＲ動作監視装置について

1. 目的

ＰＡＲは，原子炉建屋原子炉棟6階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作が不要な装置である。

ＰＡＲは，触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため，水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（図1-1，図1-2参照）ことから，ＰＡＲに温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，ＰＡＲによる水素処理が行われていることを確認することができれば，事故対処時の有効な情報となると考えられる。

このことから，原子炉建屋原子炉棟内に設置されているＰＡＲ（2基）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け，中央制御室にてＰＡＲの温度を確認できるようにし，重大事故等対処時の監視情報の充実を図る。

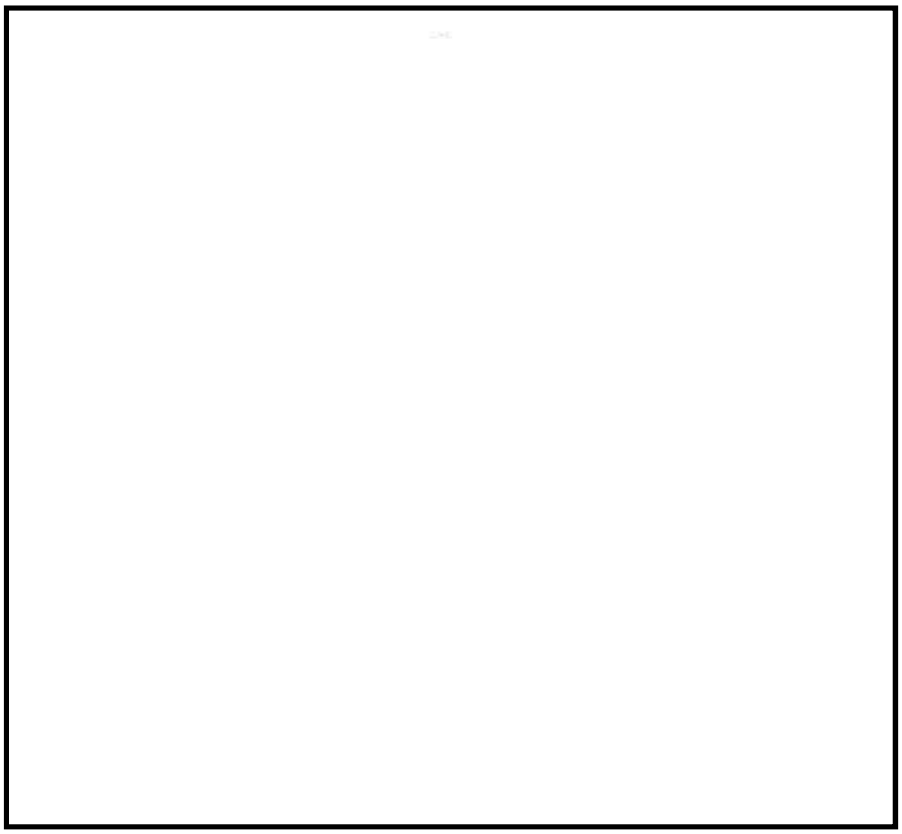


図1-1　ＳＮＬで行われた試験用ＰＡＲ　概要

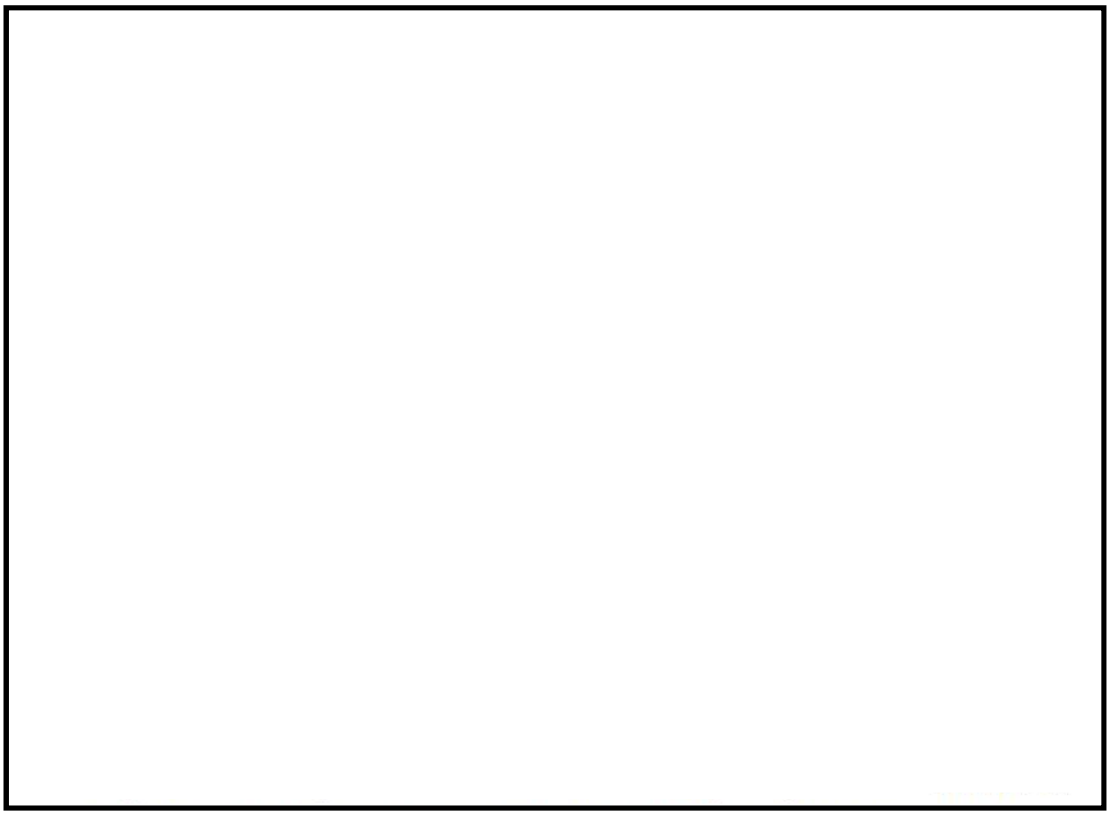


図1-2　ＰＡＲ温度と水素濃度の関係

2.　設備概要

ＰＡＲ2基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のＰＡＲの測定温度を中央制御室及び緊急時対策所にて監視できるようにする。（主要仕様は表2-1参照）

熱電対の設置位置は，ＰＡＲ入口及び触媒カートリッジ出口とし，熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにする。

実験結果（図1-2）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度1.0 vol%程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約40 K，水素濃度4 vol%程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約170 Kになっており，ＰＡＲの入口側と出口側の温度差が明確であることから，ＰＡＲ動作を把握できる。なお，図1-2に示す試験のうち，ＰＡＲ-4，ＰＡＲ-7及びＰＰ-2については環境温度は100 ℃以上であり，それ以外の試験については常温での試験であるが，図1-2に示すとおり，環境温度によるＰＡＲ入口と出口のガス温度差に有意な差異はないことから，環境温度に関わらず，ＰＡＲ動作を監視することが可能である。

ＰＡＲへの熱電対取付位置は，サポートとの干渉を考慮したＰＡＲハウジング付近への取付性，固定性，保守性等を考慮してＰＡＲ入口側及び出口側のガス温度が測定可能な位置とする。（図2-1参照）

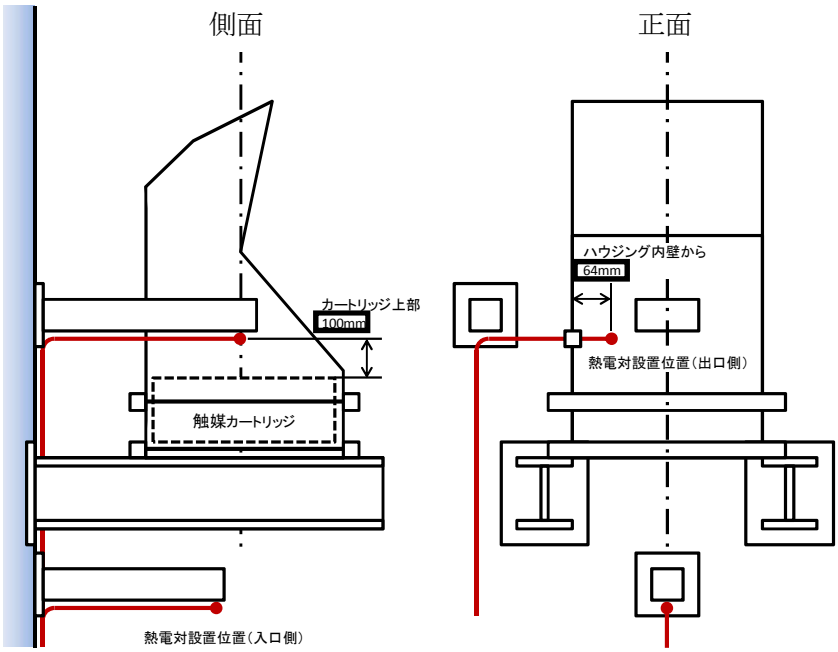


図 2-1　ＰＡＲへの熱電対取付位置概要図

熱電対シースは，φ3.2 ㎜であり，ＰＡＲへの流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は，中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図2-2参照）。

表2-1　ＰＡＲ動作監視装置の主要仕様

名　称	種　類	計測範囲	個　数	取付箇所
ＰＡＲ 動作監視装置	熱電対	0～300 ℃	4*	原子炉建屋 原子炉棟6階

注記　＊：2基のＰＡＲに対して出入口に1個設置

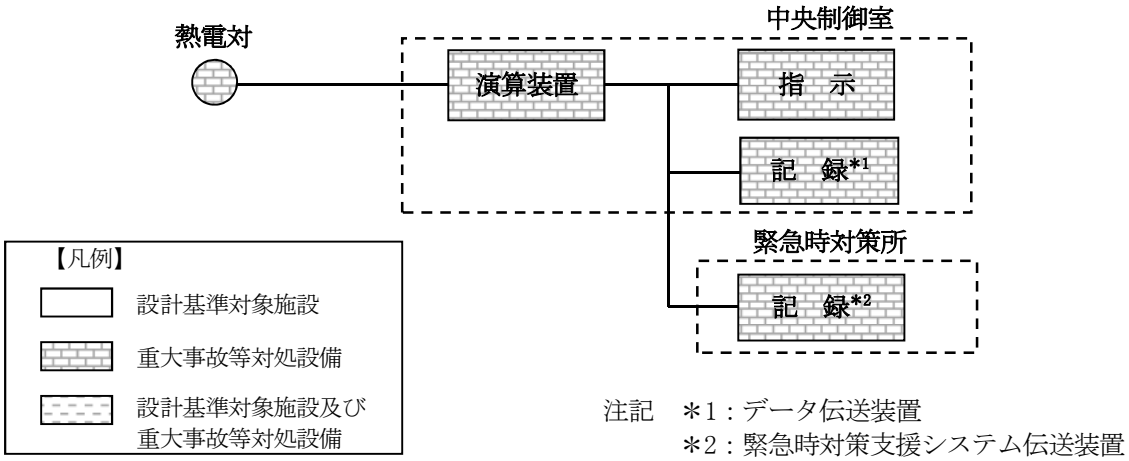


図2-2　ＰＡＲ動作監視装置の概略構成図

3.　ＰＡＲ動作監視装置の設置場所

ＰＡＲは，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲ装置により上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋原子炉棟６階の水素は，自然対流により拡散されることから，原子炉建屋原子炉棟６階の両壁面に配置したＰＡＲ全体に水素が行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している。したがって，ＰＡＲの動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く，ＰＡＲ動作監視装置の必要個数は１個と考えるが，位置的分散を考慮して，原子炉建屋原子炉棟６階の両壁面に配置したＰＡＲのうちそれぞれ１基に設置することとする（図 3-1 参照）。

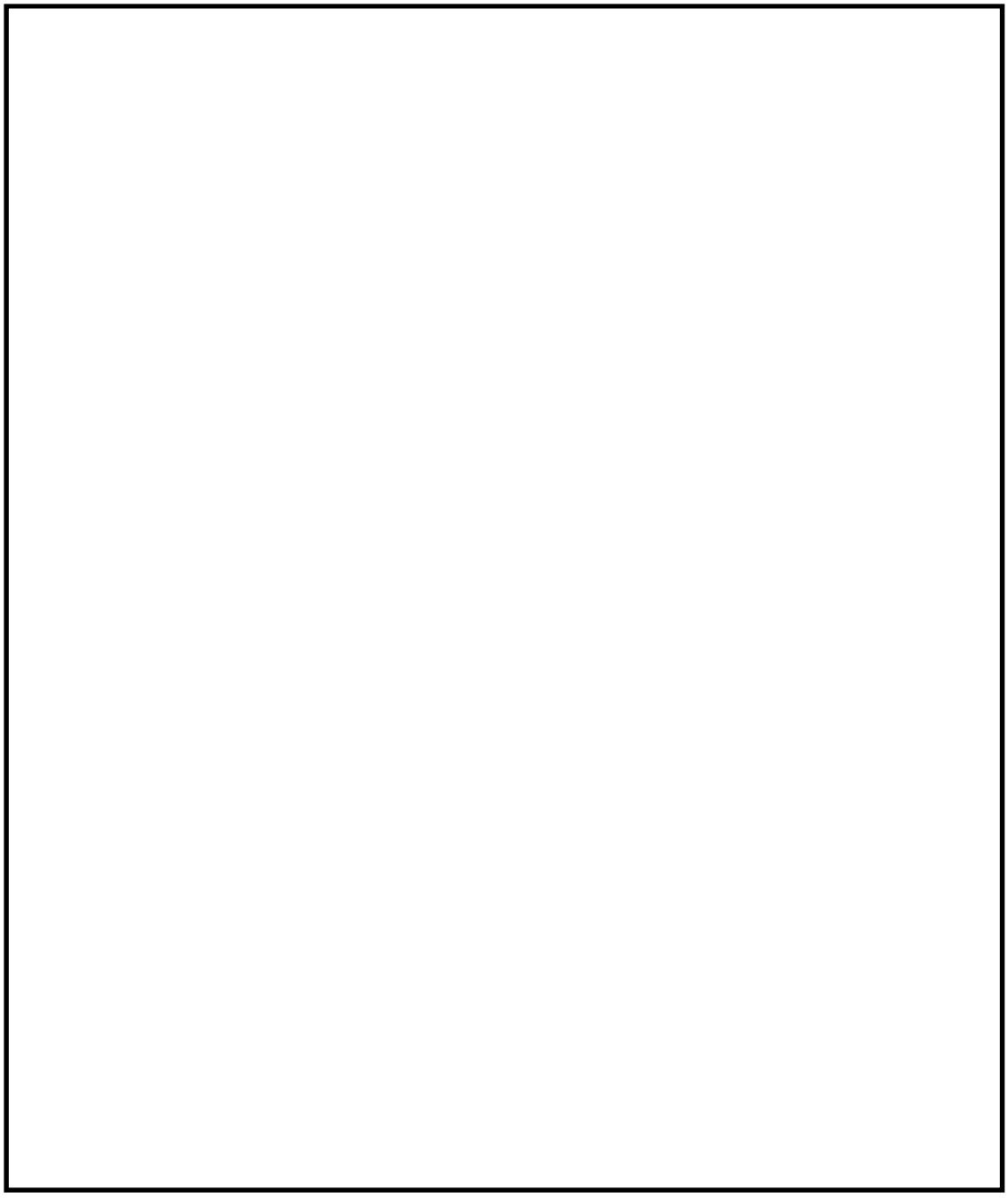


図3-1　ＰＡＲ動作監視装置の概略構成図

4. 引用文献

(1) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

別紙5

ＰＡＲの性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降のＰＡＲの性能を維持するため，以下のような検査及び点検を行う。

1.　ＰＡＲの性能確保の考え方

ＰＡＲの性能評価式は，ＰＡＲ内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり，流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて，検査又は点検時に確認することでＰＡＲの性能を確保できる。表 1-1 にＰＡＲの性能確保に必要となるパラメータとその確認項目を示す。

表1-1　ＰＡＲの性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流　　量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	ＰＡＲハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	 ・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	 ・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 （材料確認含む）
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	 ・機能確認 ・外観確認

2.　検査及び点検内容

1.の考え方を踏まえ，以下に示す検査及び点検を実施することで，ＰＡＲの性能を確保する。設置段階における検査内容を表 2-1 に，供用開始以降の点検内容を表 2-2 に示す。

表2-1　設置段階における検査内容

対象部位	分　類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充てん量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

表2-2　供用開始以降の点検内容

対象部位	分　類	検査内容
触媒	外観点検	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

3. 触媒の品質管理

触媒は，[redacted]で製作され，その触媒の比表面積，直径及びパラジウム含有量について，表 3-1 に示す管理値を満足していることを確認しているため，ロットで製作された触媒について，大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充てんする際には，規定量が充てんされていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため，同じロットで製作された触媒が充てんされた触媒カートリッジの性能は同様である。

また，触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで，工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると，触媒の健全性確認の抜き取り数としては，1 ロット当たり触媒カートリッジ 1 枚を確認することで十分である。

表3-1　触媒製作段階における管理項目

対　　象	項　　目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充てん量	[redacted]
触媒	比表面積	
	直　　径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後，20分以内に10 ℃以上上昇又は30分以内に20 ℃以上上昇

4. 触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが，使用開始前においてもＰＡＲの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また，ＰＡＲを設置する原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気環境は空気，室温条件であり，化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから，触媒にとって良好な環境条件であるが，供用開始後の経年劣化の有無を評価するため，触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを供給し，水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで，メーカ推奨の判定基準を満足していることを評価し，触媒の健全性を確認する。工場製作時，使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件，判定基準を表 4-1 に，試験装置の概要を図 4-1 に示す。

工場製作時においては，メーカ標準の試験条件として水素濃度 3　vol%の試験ガスを通気するが，国内で実施する使用開始前，供用開始後の健全性確認は，国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水

素濃度：1.3 vol%）を用いて実施する。工場製作時に比べて，低い水素濃度条件で行うため，水素処理能力が低く，温度上昇も小さい状態となるが，工場製作時と同じ判定基準を用いるため，保守的な性能管理となる。

なお，使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。

表4-1　触媒の健全性確認試験条件

項　　目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3 vol% 試験流量：1500 L/h	水素濃度：1.3 vol% 試験流量：1500 L/h	水素濃度：1.3 vol% 試験流量：1500 L/h
判定基準	10 ℃以上/20分 又は 20 ℃以上/30分	10 ℃以上/20分 又は 20 ℃以上/30分	10 ℃以上/20分 又は 20 ℃以上/30分



図 4-1　検査装置概要図

Ⅴ-1-8-3　原子炉格納施設の基礎に関する説明書

目次

1. 概要 …… 1
2. 基本方針 …… 2
2.1 構造計画 …… 4
2.2 構造概要 …… 4
3. 評価 …… 8
3.1 基礎の健全性評価 …… 8
3.2 地盤の健全性評価 …… 11

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 5 条，第 17 条，第 50 条及び 55 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則の解釈」という。）に基づき，原子炉格納施設の基礎が十分な強度を有することに加えて，技術基準規則第 4 条及び第 49 条並びにそれらの技術基準規則の解釈に基づき，それを支持する地盤が十分な支持力を有することを説明するものである。

なお，技術基準規則第 17 条について，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

2. 基本方針

今回，基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い，原子炉格納施設の基礎が，基準地震動による地震力に対して，また，重大事故等時の状態において，十分な強度を有すること（以下「基礎の健全性評価」という。）及びそれを支持する地盤が十分な支持力を有すること（以下「地盤の健全性評価」という。）ができる設計とする。ここで，原子炉格納施設の基礎は，原子炉格納施設である原子炉格納容器及び原子炉建屋原子炉棟（以下「原子炉棟」という。）並びに原子炉建屋付属棟（以下「付属棟」という。）で共有されていることから，以降，原子炉格納施設の基礎となる原子炉建屋基礎盤として検討を行う。

なお，基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い必要となる基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価は，表 2-1 に示すとおりであり，その詳細は，同表に示すとおり，添付書類「Ⅴ-2-9-2-2　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」，添付書類「Ⅴ-2-9-3-4　原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」及び添付書類「Ⅴ-3-9-1-1-7　原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」において説明する。また，それ以外の評価は，既工事計画認可申請書 第 1 回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14 原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4　原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（47 公第 12076 号　昭和 48 年 4 月 9 日認可）にて評価を実施している。

表 2-1　原子炉建屋基礎盤の評価についての整理

項目	部位	荷重状態*1	荷重時	記載資料*2
基礎の健全性評価	原子炉格納容器底部	荷重状態Ⅰ	通常運転時	①
		荷重状態Ⅱ	逃がし安全弁作動時	①
			試験時	①
		荷重状態Ⅲ	地震時	③
			異常時	①
			（異常＋地震）時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時	③
			異常時	①
			ジェット力作用時	①
			（異常＋地震）時	③
		荷重状態Ⅴ	異常時	②
			（異常＋地震）時	③
	原子炉棟及び付属棟基礎スラブ	S_s地震時，S_d地震時		④
地盤の健全性	地盤	荷重状態Ⅲ	地震時	③及び④
			（異常＋地震）時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時*3	③及び④
			（異常＋地震）時	③
		荷重状態Ⅴ	（異常＋地震）時	③

注記　＊1：荷重状態Ⅲ：「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（社）日本機械学会，2003」（以下「ＣＣＶ規格」という。）に基づく荷重状態で，荷重状態Ⅰ（通常運転時の状態），荷重状態Ⅱ（逃し安全弁作動時，試験時または積雪時の状態）及び荷重状態Ⅳ以外の状態

荷重状態Ⅳ：「ＣＣＶ規格」に基づく荷重状態で，格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

荷重状態Ⅴ：発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故，又は重大事故の状態で重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態

＊2：①　既工事計画認可申請書 第1回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14　原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4　原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（47公第12076号　昭和48年4月9日認可）

②　添付書類「Ⅴ-3-9-1-1-7　原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」

③　添付書類「Ⅴ-2-9-2-2　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」

④　添付書類「Ⅴ-2-9-3-4　原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」

＊3：原子炉棟及び付属棟基礎スラブの評価におけるS_s地震時の評価に相当する。

2.1　構造計画

原子炉建屋基礎盤は，その上部構造である原子炉本体の基礎（以下「RPV 基礎」という。），原子炉格納容器（以下「PCV」という。），その周囲の壁（以下「シェル壁（S／W)」という。），原子炉棟の外壁（以下「内部ボックス壁（I／W)」という。）及び付属棟の外壁（以下「外部ボックス壁（O／W)」という。）を支持する構造物であり，原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに，原子炉棟基礎及び付属棟基礎で構成される。

原子炉建屋基礎盤は，上部構造からの固定荷重（死荷重)，積載荷重（活荷重)，地震荷重及び圧力荷重等に対して十分な強度を有することができる設計とする。

原子炉建屋基礎盤の応力解析は 3 次元ＦＥＭモデルを用いた弾性応力解析により実施する。

2.2　構造概要

原子炉建屋基礎盤は，支持地盤である砂質泥岩上に人工岩盤を介して設置されている。その上部構造である RPV 基礎，PCV，その周囲のシェル壁（S／W)，内部ボックス壁（I／W）及び外部ボックス壁（O／W）を支持する鉄筋コンクリート造の基礎スラブである。

コンクリートの設計基準強度は Fc＝22.1 N/mm^2，鉄筋の種類は主筋については，SD35（SD345 相当)，せん断補強筋等については SD35（SD345 相当）を用いる。

基礎全体としての底面における平面規模は NS 方向で 68.5 m，EW 方向で 68.25 m の矩形であり，版厚は 5.0 m である。

原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに原子炉棟基礎及び付属棟基礎を含む原子炉建屋基礎盤の概略平面図及び概略断面図を図 2-1 及び図 2-2 に示す。

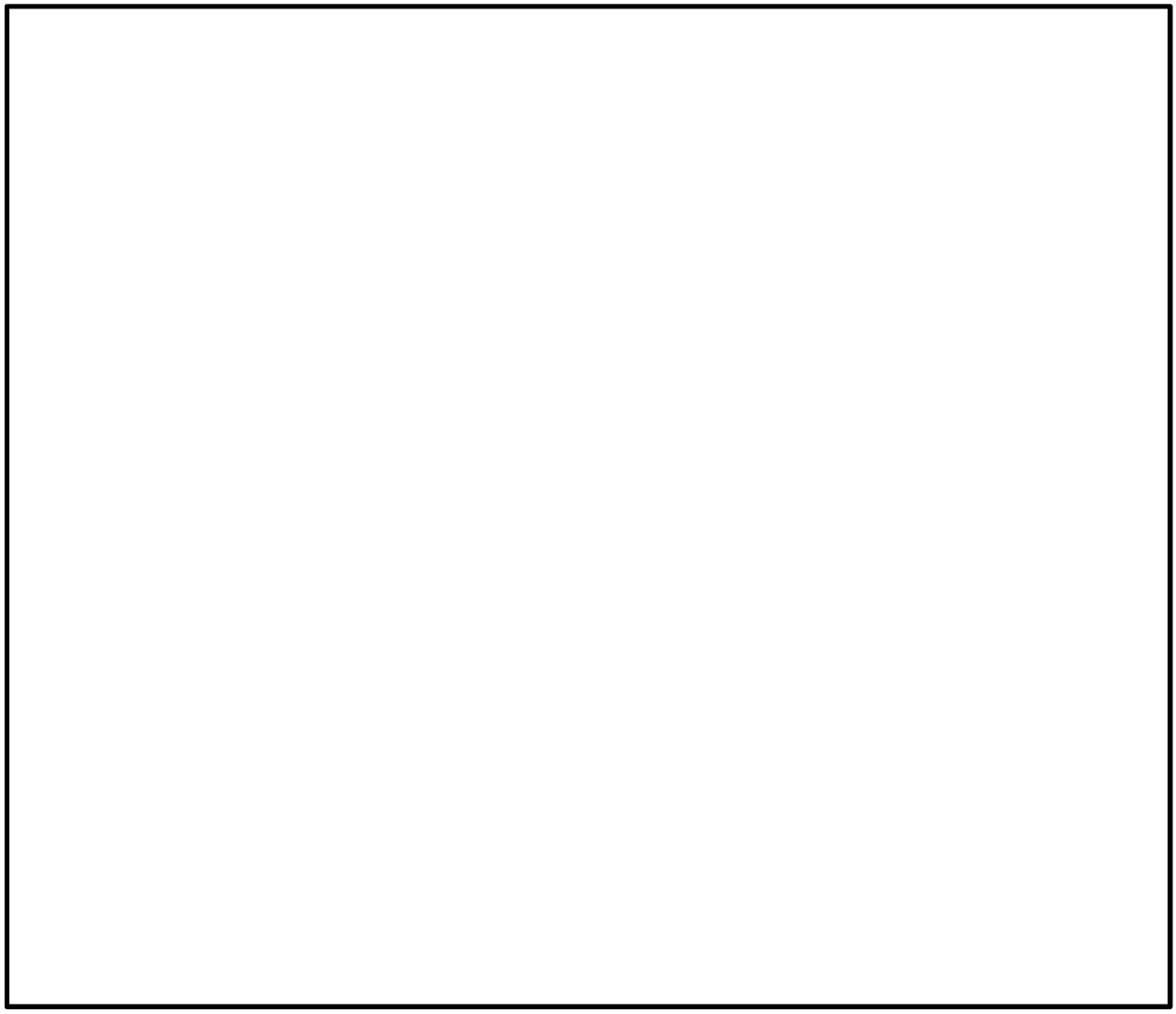


図 2-1 の概略平面図（EL. －4.0 m）

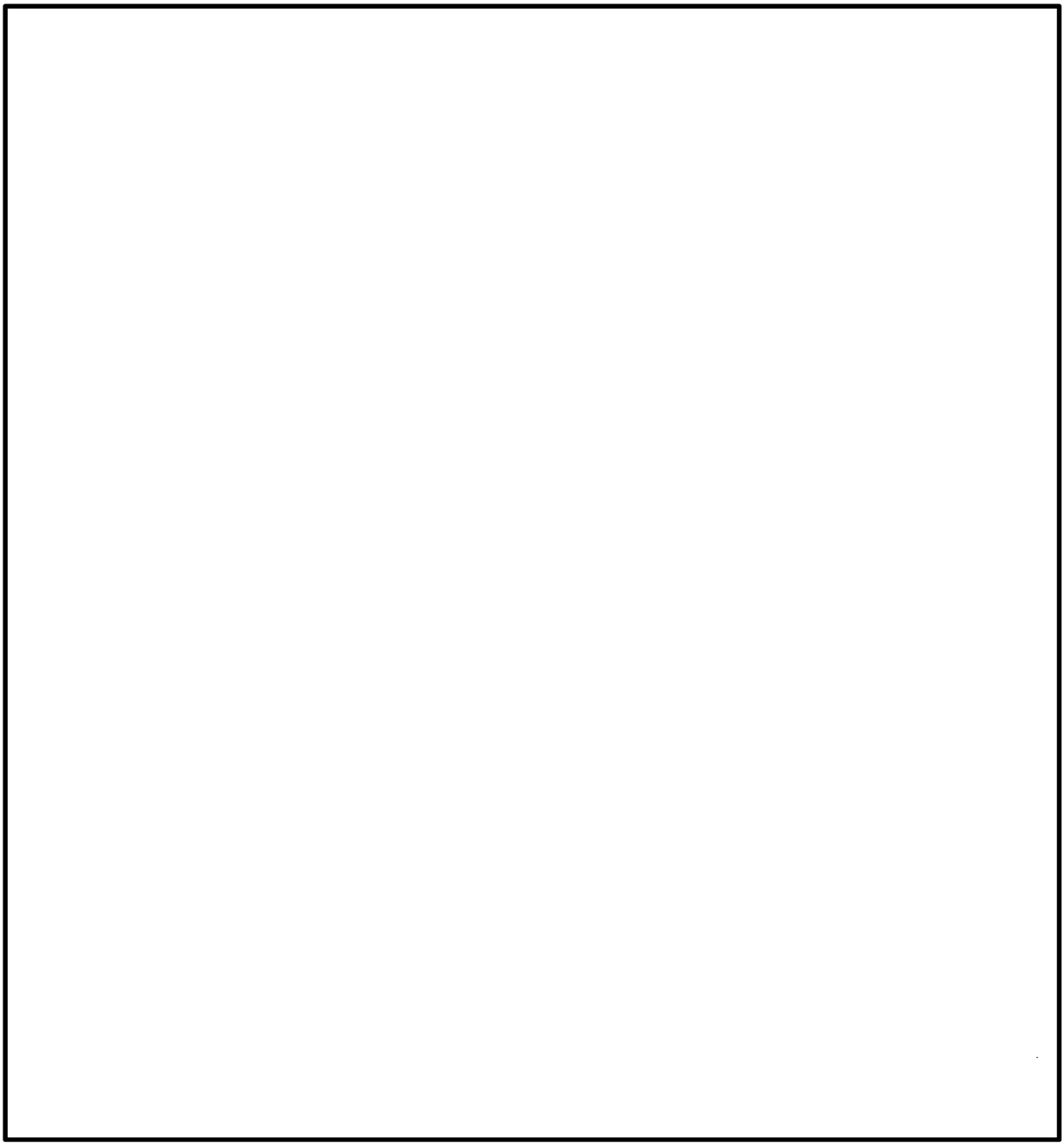


図 2-2 (1／2)　原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (A－A 断面　EW 方向)

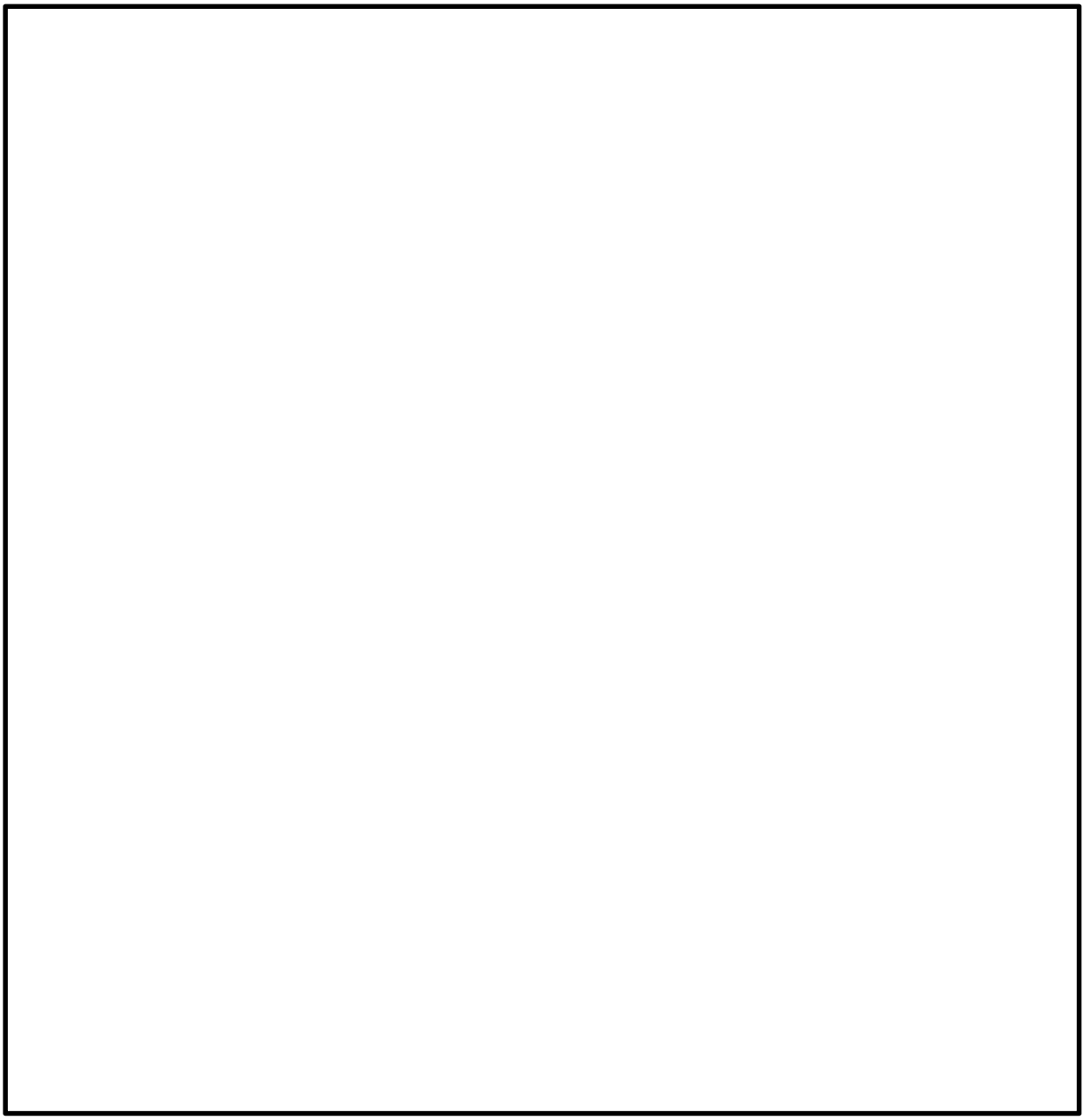


図 2-2 (2／2)　原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (B－B 断面　NS 方向)

3. 評価

3.1 基礎の健全性評価

原子炉格納容器底部コンクリートマットの健全性は，「ＣＣＶ規格」に基づき評価する。また，原子炉棟基礎及び付属棟基礎の健全性は，弾性設計用地震動Ｓ$_d$による地震力または静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対する評価（以下「Ｓ$_d$地震時に対する評価」という。）及び基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対する評価（以下「Ｓ$_s$地震時に対する評価」という。）を行うこととし，原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（(社) 日本建築学会，2005）（以下，「ＲＣ－Ｎ規準」という。）に基づき評価する。

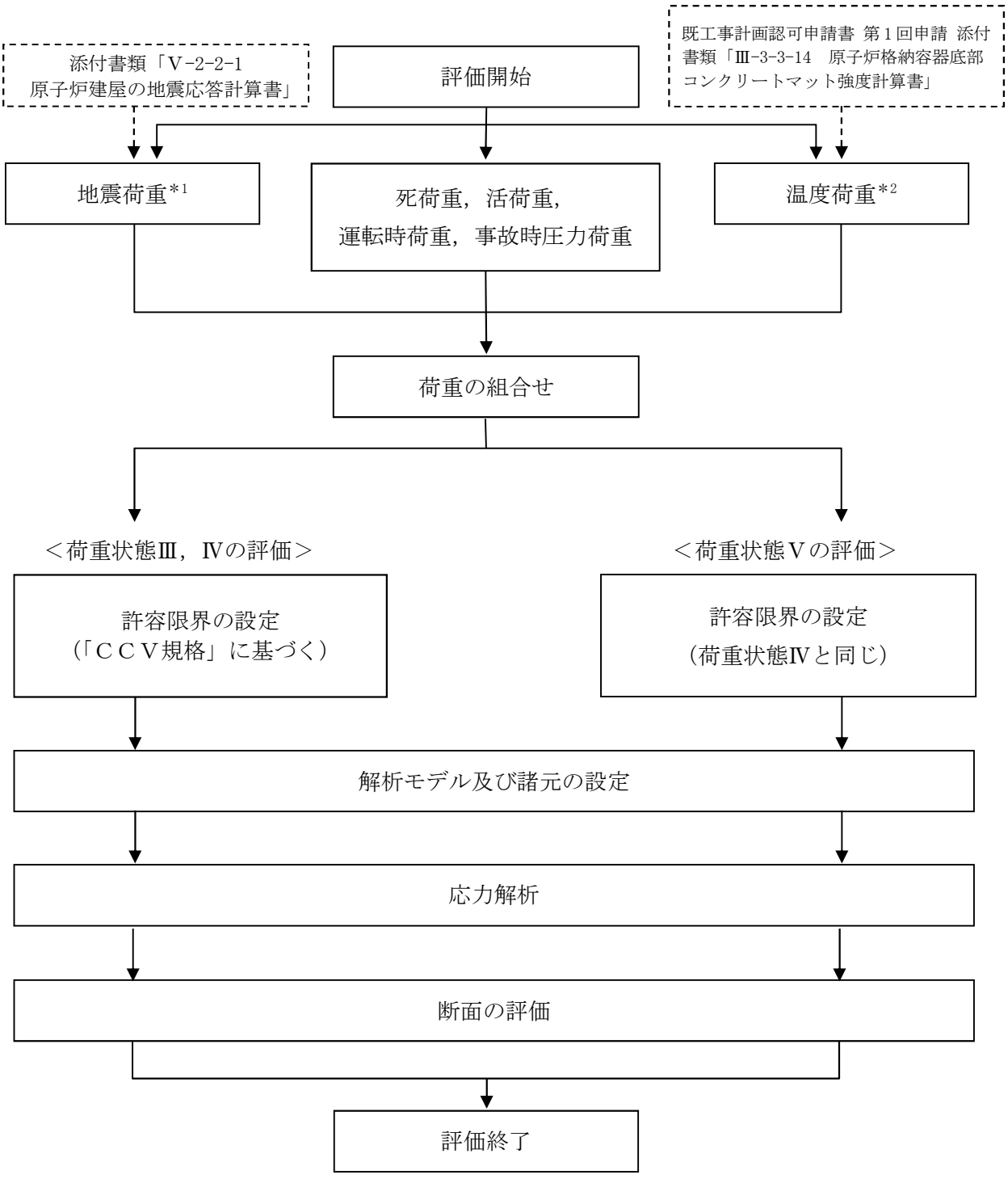
3.1.1 基礎の耐震評価

基礎の耐震評価において，3 次元ＦＥＭモデルを用いた弾性応力解析によることとし，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき断面の評価を行う。断面の評価は，既設であることを踏まえ，設計配筋に対して発生する応力が許容限界以下であることを確認する。原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震評価については，添付書類「Ⅴ-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」に示す通りであり，荷重状態Ⅲ～Ⅴの各荷重時（荷重状態Ⅴの異常時を除く）において基礎は十分な強度を有する。また，原子炉棟基礎及び付属棟基礎の耐震性については，添付書類「Ⅴ-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」に示すとおり，Ｓ$_s$地震時及びＳ$_d$地震時において基礎は十分な強度を有する。

基礎の応力解析による評価フローを図 3-1 に示す。

3.1.2 基礎の強度評価

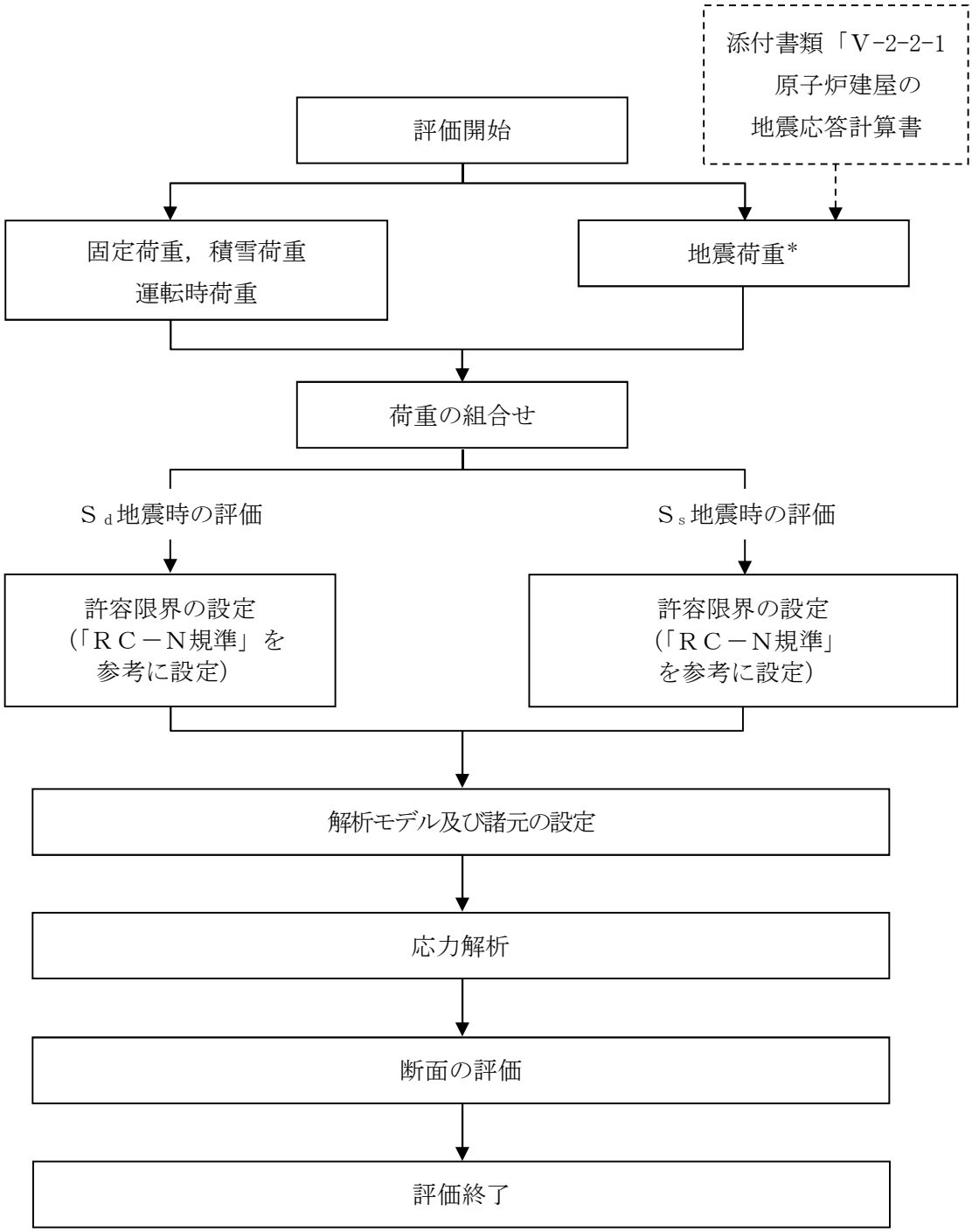
基礎の強度評価においては，荷重状態Ⅴの異常時について，想定される事故時荷重は重大事故等時の内圧（465 kPa）であり，添付書類「Ⅴ-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」に示すとおり，それを上回る評価条件（200 ℃，内圧 620 kPa）において要求される強度が十分であることを確認していることから，基礎は十分な強度を有する。



注記　＊1：ばらつきについては，添付書類「V-2-2-1　原子炉建屋の地震応答計算書」に基づく。
＊2：温度荷重については，荷重状態Ⅲの地震荷重と組み合わせる。

(a) 原子炉格納容器底部コンクリートマット

図 3-1（1／2）　応力解析による評価フロー



注記　＊：ばらつきについては，添付書類「V-2-2-1　原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき設定する。

(b) 原子炉棟基礎及び付属棟基礎

図 3-1 (2／2)　応力解析による評価フロー

3.2　地盤の健全性評価

地盤の健全性において，地震応答解析は，質点系モデルによることとし，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき評価を行う。耐震設計の詳細は，添付書類「Ⅴ-2-9-2-2　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」及び添付書類「Ⅴ-2-9-3-4　原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」に示す通りであり，地盤は十分な支持力を有する。以下に概要を示す。

(1)　荷重

荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の接地圧は，基礎及びその上部構造物の自重並びに弾性設計用地震動S_dに対する地震応答解析より算出される地盤の接地圧とし，地盤物性のばらつきを考慮する。

荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の接地圧は，基礎及びその上構造物の自重並びに基準地震動S_sに対する地震応答解析より算定される地盤の接地圧とし，地盤物性のばらつきを考慮する。

(2)　許容支持力度

原子炉建屋基礎盤は，砂質泥岩上に人工岩盤を介して設置されており，その許容支持力度は，添付書類「Ⅴ-2-1-3　地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき設定する。本検討で用いる地盤の許容支持力度は，保守性を考慮して荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の接地圧に対しては，1650 kN/m^2（短期許容支持力度）を，荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の接地圧に対しては2480 kN/m^2（極限支持力度）を用いる。

(3)　健全性評価

地盤物性のばらつきを考慮した荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の最大接地圧並びに地盤物性のばらつきを考慮した荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の最大接地圧は，表3-1の通りであり，いずれもそれぞれに対応する許容支持力度を超えないため，地盤は十分な支持力を有する。

表3-1　最大接地圧と許容支持力度の比較

	最大接地圧 (kN/m^2)	許容支持力度 (kN/m^2)
荷重状態Ⅲ（地震時）	764	1650
荷重状態Ⅳ（地震時）	1087	2480

注　：荷重状態Ⅴは，添付書類「Ⅴ-2-1-9　機能維持の基本方針」より，SA(L)時についてはS_d地震荷重との組合せであるため荷重状態Ⅲに対する評価と同一であり，SA(LL)時についてはS_s地震荷重との組合せであるため荷重状態Ⅳに対する評価と同一となる。

Ⅴ-1-8-4　圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 2
3. 評価 3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針 3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針 3
3.3 評価対象ポンプの選定 3
3.4 評価方法 4
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 4
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 .. 7
3.5 評価結果 7
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果 7
3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果 . 10

別添1

重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により，原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが，原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH 」という。）において，正常に機能することを説明するとともに，サプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能することを説明するものである。

また，有効 NPSH 以外の温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては，添付書類「Ⅴ-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請においては変更は行わない。

今回，新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについて，想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能することを説明する。なお，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として使用するほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプについては，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）への落下の遅延又は防止を目的として，原子炉圧力容器への注水に使用するため，添付書類「Ⅴ-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

2.　基本方針

2.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理された代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

なお，ＳＡ用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一，これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより，短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において，サプレッション・プールを水源とするポンプは，原子炉格納容器内の圧力，水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH 」という。）を上回ることを評価する。

そのうち，原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応においてサプレッション・プールを水源として，原子炉格納容器除熱のために運転する場合，運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが，破断形態は設計基準事故と同等であるため，保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし，炉心損傷を伴う重大事故等時においては，原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため，化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また，評価に当たっては，平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅳ-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に，「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規)」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)）に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において，サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは，それぞれの水源の圧力，水位，温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプを以下に示す。

- 残留熱除去系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- 常設低圧代替注水系ポンプ* （水源：代替淡水貯槽）
- 代替循環冷却系ポンプ* （水源：サプレッション・プール）
- 可搬型代替注水大型ポンプ* （水源：代替淡水貯槽，SA用海水ピット）
- 可搬型代替注水中型ポンプ* （水源：西側淡水貯水設備，SA用海水ピット）

注記　＊：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては，評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち，残留熱除去系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用する場合と，「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器へ注水するために使用する場合で使用条件が変わらないため，添付書類「Ⅴ-1-4-3　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

したがって，本資料では，以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

・常設低圧代替注水系ポンプ　　（水源：代替淡水貯槽）
（200 m^3/h）

・代替循環冷却系ポンプ　　（水源：サプレッション・プール）
（250 m^3/h）

3.4　評価方法

3.4.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3　評価対象ポンプの選定」により選定した代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価については，重大事故等時の各事象のうち，個別評価が必要な事象を抽出し，その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

具体的な評価手順及び評価内容については，別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

(1)　有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し，「3.3　評価対象ポンプの選定」で選定した代替循環冷却系ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して，有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a.　重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち，a及びfの事象については，有効性評価の評価条件として，サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器除熱を考慮していないため評価対象外とする。

b.　有効 NPSH 評価条件および発生異物量の影響

重大事故等時における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち，b，c，d，e，g及びhの事象については，残留熱除去系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが，「3.3　評価対象ポンプの選定」に記載のとおり，添付書類「Ⅴ-1-4-3　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水ポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

i及びjの事象については，代替循環冷却系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが，jの事象については，原子炉冷却材配管の破断が生じず，保温材等の異物発生が想定されないことから，iの事象の評価に包絡される。

以上より，新設設備である代替循環冷却系ポンプについて，「i　大破断LOCA時注水機能喪失」の事象を想定し，発生する異物の影響を考慮して有効 NPSH 評価を実施する。

(2)　有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について，以下の各条件を考慮した上で評価する。

a.　事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は，事故後の経過時間とともに変化するが，サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは，評価条件を保守的に設定するという観点より，配管破断後の原子炉格納容器圧力の上昇は考慮せず，大気圧とする。

b.　サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は，重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c.　ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については，別添1に示す。

なお，ストレーナの異物付着による圧損上昇は，代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量（250 m^3/h）に対して，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量（1691.9 m^3/h）を用いた評価を実施する。

d.　配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については，配管の径，長さ，形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3.4.1-1　設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等における各事象（有効性評価の事故シーケンスグループ）			S/P水源での運転をするポンプ*1	有効NPSH評価条件（水源の圧力，温度等）	破断形態	発生異物量	
						保温材等	化学影響生成異物
炉心損傷がない場合	a	高圧・低圧注水機能喪失	－	－	無	－	－
	b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR	－*3	無	－	－
	c	全交流動力電源喪失	RHR	－*3	無	－	－
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	－*3	無	－	－
	e	原子炉停止機能喪失	RHR	－*3	無	－	－
	f	LOCA時注水機能喪失	－	－	中小破断	設計基準事故時未満	－
	g	格納容器バイパス	RHR	－*3	無	－	－
	h	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	RHR	－*3	無	－	－
炉心損傷する場合	i	大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC：個別評価を実施	大破断	設計基準事故時と同等	化学影響生成異物の発生*2
	j	DCH,FCI,MCCI	ARC	ARC：iの事象に包絡	無	－	

注　：RHR：残留熱除去系ポンプ，ARC：代替循環冷却系ポンプ，DCH：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH，FCI：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペデスタル），MCCI：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル）

注記　＊1：サプレッション・プールを水源として，原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。

＊2：pH制御装置よりサプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され，水質がアルカリ性になることで，原子炉格納容器内のAl，Si,Zn,Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。

＊3：残留熱除去系ポンプについては，添付書類「Ⅴ-1-4-3　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

3.4.2　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3　評価対象ポンプの選定」により選定した，常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については，吸込揚程が最も小さくなる代替淡水貯槽の水位が最低水位となった場合の運転を想定した最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを確認する。

(1)　有効 NPSH 評価条件

有効 NPSH 評価条件については，以下の各条件を考慮した上で評価する。

a.　水源の温度

水源の温度は，代替淡水貯槽の最高使用温度である66 ℃とする。

b.　水源の水位

常設低圧代替注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は，常設低圧代替注水系ポンプへの空気吸込を防止する観点から，代替淡水貯槽の最低水位とする。

c.　水源の液面に作用する圧力

代替淡水貯槽は大気に開放しているため，水源の液面に作用する圧力は大気圧とする。

d.　配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については，配管の径，長さ，形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器冷却のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

3.5　評価結果

3.5.1　サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1)　代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a.　有効 NPSH の算定結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b.　有効 NPSH 評価結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり，重大事故等時における代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH は，必要 NPSH を上回っており，代替循環冷却系ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-1　代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

（単位：m）

	重大事故等時
H_a：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s：吸込揚程	
H_1：ポンプ吸込配管圧損	
H_2：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	
H_3：異物付着による圧損上昇*2	
h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH（$H_a+H_s-H_1-H_2-H_3-h_s$）	

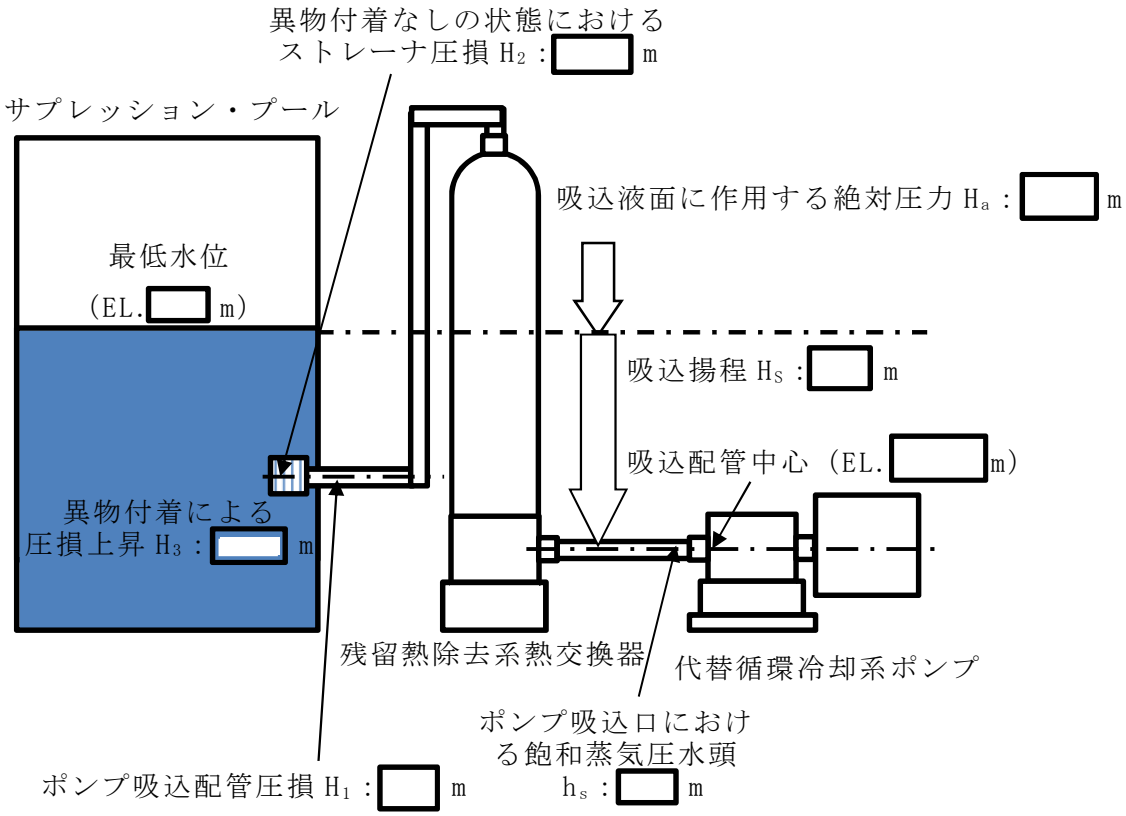
注記　＊1：代替循環冷却系ポンプの流量は，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの流量に比べて小さく，ストレーナ圧損は低減するが，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，残留熱除去系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし，設備の変更がないため，残留熱除去系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

＊2：ストレーナの異物付着による圧損上昇は，代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量（250 m^3/h）に対して，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量（1691.9 m^3/h）を用いた値を使用する。詳細は別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

表3.5.1-2　代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

（単位:m）

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
代替循環冷却系ポンプ		



有効 NPSH $(H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s) \geqq$ 必要 NPSH

□ $=$ □ m $>$ □ m

図 3.5.1-1　代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

3.5.2　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1)　低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a.　有効 NPSH の算定結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.2-1に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.2-1に示す。

b.　有効 NPSH 評価結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.2-2に示す。

表3.5.2-2に示すとおり，重大事故等時における常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH は，必要 NPSH を上回っており，常設低圧代替注水系ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3.5.2-1　常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a：吸込液面に作用する絶対圧力	
H_s：吸込揚程	
H_l：ポンプ吸込配管圧損	
h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH（$H_a+H_s-H_l-h_s$）	

表3.5.2-2　常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位:m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設低圧代替注水系ポンプ	□	□

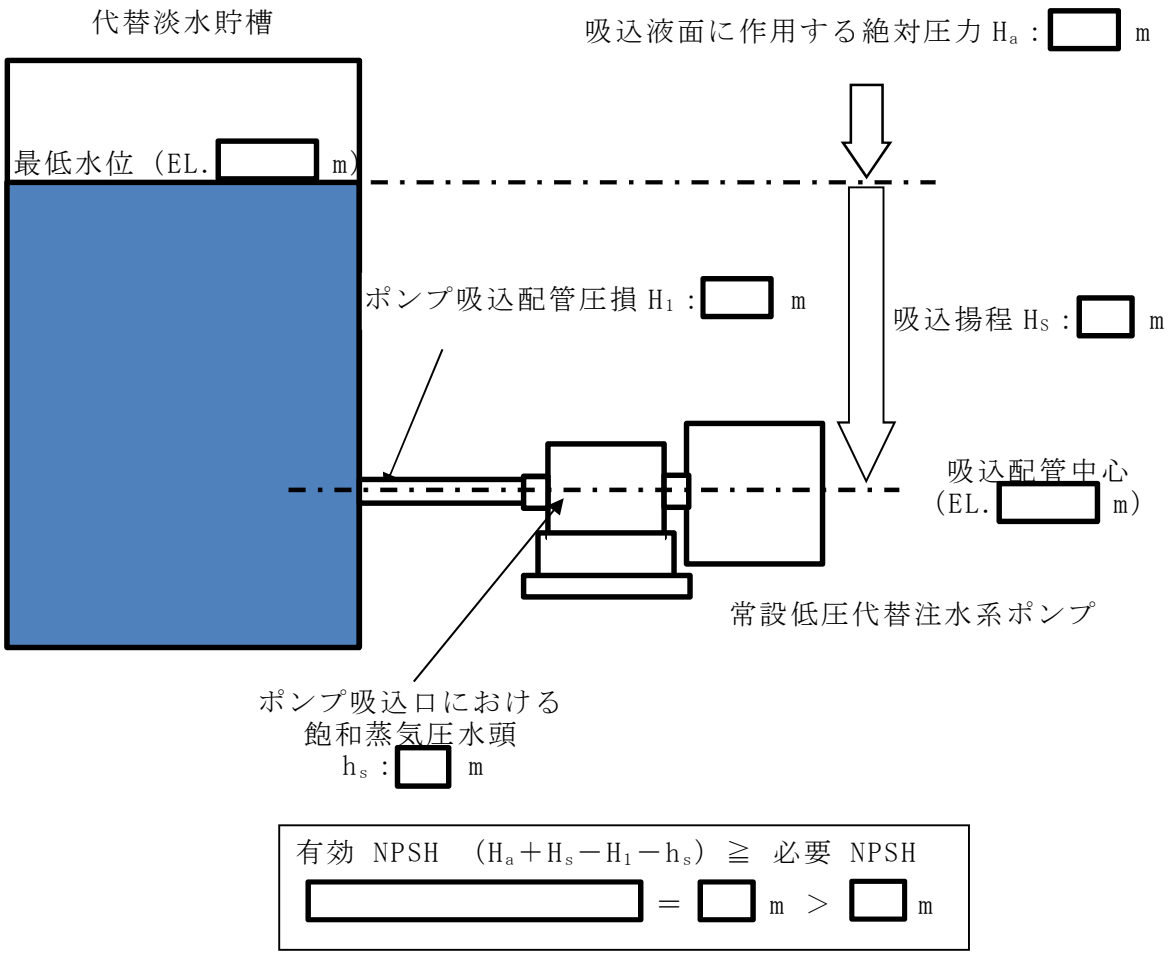


図3.5.2-1　常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

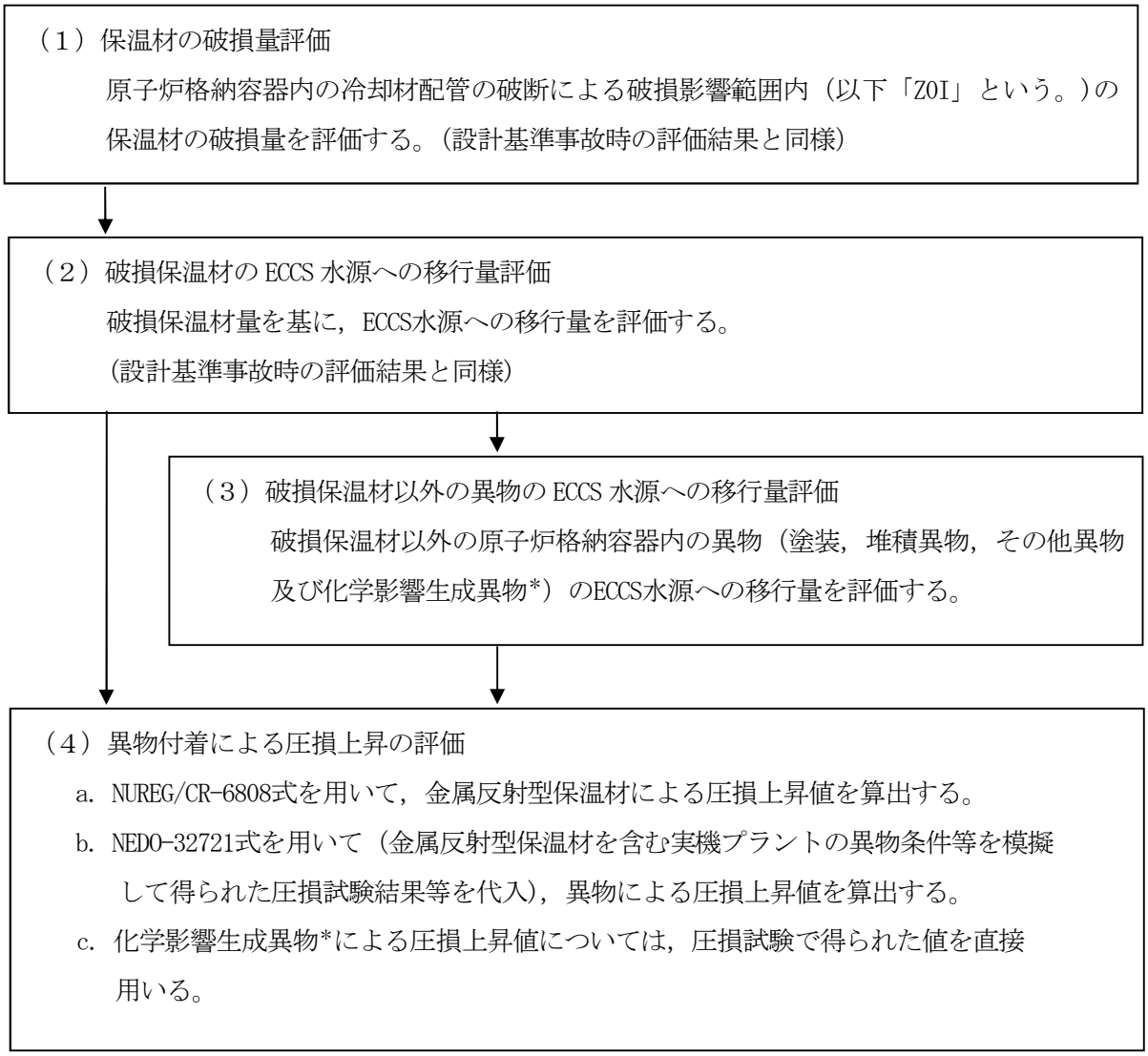
Ⅴ-1-8-4-別添1　重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

目次

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法 ..... 別添 1-1
2. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価 ..... 別添 1-3
2.1 保温材の破損量評価 ..... 別添 1-3
2.2 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価 ..... 別添 1-3
2.3 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価 ..... 別添 1-4
3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価 ..... 別添 1-5
3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量 ..... 別添 1-5
3.2 試験装置の概要 ..... 別添 1-6
3.3 試験条件 ..... 別添 1-6
3.4 異物付着による圧損上昇の評価 ..... 別添 1-9
3.5 試験結果 ..... 別添 1-12
4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果 ..... 別添 1-13

1. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価方法

重大事故等時の評価においては，原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し，配管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し，破損した保温材等がドライウェル（以下「D/W」という。）からECCS水源であるサプレッション・プール（以下「S/P」という。）へ流入し，代替循環冷却系ポンプの吸込流によりECCSストレーナに付着するという事象シナリオに沿って，「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20年2月27日付け平成20・02・12原院第5号」（以下「内規」という。）に準拠しECCSストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図1-1に示す。



注記＊：化学影響生成異物は，「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」（Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。））に基づいて算出する。

図1-1　ECCSストレーナの圧損上昇の評価の手順

2.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量の評価

2.1　保温材の破損量評価

LOCA時に破断する冷却材配管が設置されている原子炉格納容器内において，配管破断想定箇所は，ZOI内の保温材破損量が多いと想定される箇所を選定し，保温材の破損量を評価する。なお，重大事故等時における保温材の破損量は，設計基準事故時と同様である。

保温材の最大破損量を表2-1に示す。

表2-1　保温材の最大破損量

保温材種類	配管破断想定箇所	ZOI (半径:D)	ZOI 内保温材の 破損量
金属反射型保温材	再循環系配管 [redacted]	7.4D	[redacted] (m^2)

2.2　破損保温材のECCS水源への移行量評価

保温材の破損量のうち，ECCS水源に移行する量を評価した結果を表2-2に示す。移行割合は，内規別表第２に示す値とする。また，破損保温材のECCS水源への移行量は，表2-1のZOI内保温材の破損量に移行割合を乗じて算出する。なお，重大事故等時の破損保温材移行量は，設計基準事故時と同様である。

表2-2　破損保温材のECCS水源への移行量

保温材種類	移行割合 (%)	移行量 (m^2)
金属反射型保温材	50	[redacted]

2.3　破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価

重大事故等時において考慮する異物の種類，量及びECCS水源への移行量を表2-3に示す。また，耐DBA仕様塗装及び堆積異物については，異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃，点検を実施するため，内規別表第３に示す値を用いる。

表2-3　重大事故等時における破損保温材以外の異物の種類，量及びECCS水源への移行量

異物の種類		異物量	移行割合	移行量
耐DBA仕様塗装（ｼﾞｪｯﾄ破損）		39 kg		
非DBA仕様塗装				
堆積異物	スラッジ	89 kg		
	錆片	23 kg		
	塵土	68 kg		
その他異物				
耐DBA仕様塗装（耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの*1)				
化学影響生成異物				

注記　＊1：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから，塗装片の追加発生を考慮する。

＊2：化学影響生成異物は，WCAPに基づいて算出する。

3. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着量による圧損上昇の評価

発生が想定される異物量による圧損上昇を以下に示す圧損試験結果より算出し，添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」で個別評価を実施するとした，代替循環冷却系ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認する。

圧損試験は，十分保守的な評価となるよう，以下の通り試験流量，異物量等を設定した。

3.1 ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる流量

ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いるECCSストレーナを通過する流量は，有効NPSH 評価上保守的な評価となるように，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量とする。ECCSストレーナを通過する流量を表3-1に示す。

表3-1 ECCSストレーナを通過する流量

(単位:m^3/h)

系統設備	流量
代替循環冷却系ポンプ	1691.9*

注記 ＊：代替循環冷却系ポンプの定格流量は250 m^3/hであるが，保守的に圧損を評価する観点から，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量である1691.9 m^3/hとして評価する。

3.2　試験装置の概要

重大事故等時の圧損評価に使用した試験装置の概要を図3-1に示す。

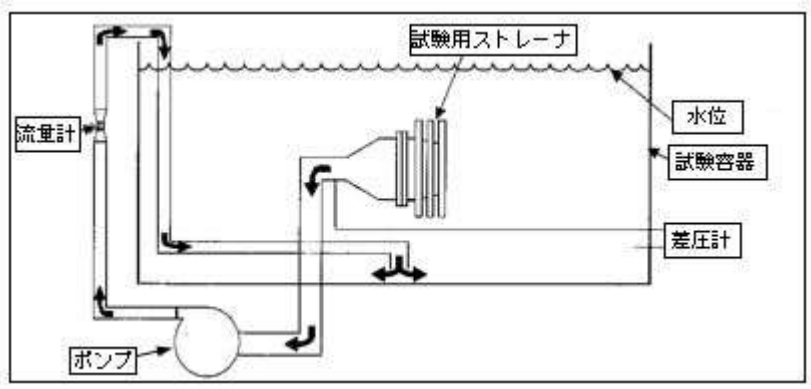


図3-1　圧損試験装置の概要図

3.3　試験条件

(1)　試験のスケーリング比

試験異物のスケーリング比は，試験用ストレーナ1個当たりの表面積 [　　] ㎡）と実機ストレーナの基準表面積 [　　] ㎡）の比率から，[　　] とした。

圧損試験で考慮するストレーナ基準面積は，下記の式で算出する。

ストレーナ基準表面積　＝（有効表面積）－（その他異物付着面積）×0.75

＝[　　]－[　　]×0.75（内規）＝[　　] ㎡

(2) 試験の異物量

圧損試験に用いる異物量を表3-2に示す。

表3-2 圧損試験に用いる異物量

異物の種類＼試験に用いる異物量の計算		重大事故等時における異物量（ストレーナ2個分）A	異物スケーリング比 Rsd	試験に用いる異物量（ストレーナ1個分）B＝A/2×Rsd
金属反射型保温材		[redacted]	[redacted]	[redacted]
耐DBA仕様塗装（ｼﾞｪｯﾄ破損）		39 kg		
非DBA仕様塗装		[redacted]		
堆積異物	繊維質保温材	0 kg *1 (0.708 kg)		
	スラッジ	89 kg		
	錆片	23 kg		
	塵土	68 kg		
その他異物		[redacted]		
耐DBA仕様塗装（耐DBA仕様塗装のうち異物として追加考慮するもの*3）				
化学影響生成異物		*4		

注記 ＊1：繊維質保温材は，D/W内の高エネルギ配管のギロチン破断を想定した時の最大の影響範囲（ZOI）を設定し，S/Pへの移行量評価を実施して想定物量を評価する。また，実機のD/W内では，繊維質保温材を撤廃しているが，NEDO式を用いる圧損評価は，繊維質ゼロでは評価できないため，繊維質ゼロ相当として繊維質厚さ0.3 mm相当の繊維質を投入して試験を実施した。

＊2：その他異物のステッカー類については，ストレーナ表面積からステッカー類の総表面積の75 %分を差し引いて考慮しているため，試験には投入していない。

＊3：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから，塗装片の追加発生を考慮する。

＊4：化学影響生成異物は，WCAPに基づいて算出する。

＊5：非DBA仕様塗装の模擬材料として使用するシリコンカーバイド粉末と，非DBA仕様塗装の体積が等価となるよう，密度比 [redacted] で補正する。

(3) 試験流量

試験流量は，残留熱除去系ポンプの定格流量に対して，実機における側面の接近流速と同等となるよう，試験用ストレーナ1個当たりの側面積 [ ]m^2）と実機ストレーナ1個当たりの側面積 [ ]m^2）の比率から，[ ]とした。

試験流量 ＝[ ]m^3/h÷ストレーナ2個×[ ]＝[ ]m^3/h

3.4　異物付着による圧損上昇の評価

(1)　金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価

金属反射型保温材の付着による圧損上昇の評価については，NUREG/CR-6808にて示される下記評価式を使用して算出する。下記評価式に用いる金属反射型保温材の諸元について表3-3に示す。

この算出の結果，金属反射型保温材が付着した場合のECCSストレーナの圧損をあわせて表3-3に示す。

$h_{RMI}=(1.56\times10^{-5}/K_t^2)\cdot U_{RMI}^2\cdot(A_{foil}/A_c)\cdot0.0254$

$=(1.56\times10^{-5}/$ [redacted] $)\times$ [redacted] $\times$ [redacted] $\times0.0254$

$=$ [redacted] (m)

ここで，

h_{RMI}　：圧力損失（m）

K_t　：金属箔のギャップ厚さ（m）

U_{RMI}　：接近流速

$$URMI\ RHR=\frac{Q}{A_c}=\frac{\text{[redacted]}}{\text{[redacted]}}=\text{[redacted]}\ (m/s)$$

A_{foil}　：金属箔の表面積（両面の合計値）（m^2）

A_c　：ストレーナ基準表面積　$=$ [redacted] (m^2)

Q　：流量　$=$ [redacted] (m^3/h)　$=$ [redacted] (m^3/s)

表3-3　金属反射型保温材の諸元および圧損上昇

	重大事故等時
	代替循環冷却系ポンプ
ギャップ厚さ K_t（m）	[redacted]
表面積 A_{foil}（m^2）（両面の合計値）	
圧損上昇（m）	

注記　＊1：既工事計画から変更はない。

＊2：表2-2　破損保温材のECCS水源への移行量

＊3：各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示す。

(2) 繊維質異物，粒子状異物の付着による圧損上昇の評価

（繊維質保温材，スラッジ，塗料片，錆片，塵土）

NEDO-32721 にて示される下記評価式を使用して算出する。

$$h_{debris} = \frac{\mu \cdot U \cdot t}{\rho \cdot g \cdot d^2} \cdot K_h$$

$$= \frac{\square \times \square \times \square}{\square \times \square \times (\square)^2} \times \square$$

$$= \square \ (m)$$

であり，式中の記号の意味は以下のとおりである。

h_{debris} ：圧力損失（m）

μ ：水の粘性係数 ＝ $\square$ Pa・s) $\square$

U ：側面の接近流速（m/s）

$$= \frac{Q}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\square}{\pi \times \square \times \square} = \square$$

ここで，D：外径 ＝ $\square$ (m)

L：圧損評価長さ ＝ $\square$ (m)

t ：側面の異物の厚さ ＝ $\square$ (m)

$$= \frac{V_{debris}}{\pi \cdot D \cdot L}$$

$$= \frac{\square}{\pi \times \square \times \square} = \square \ (m)$$

ここで， V_{debris}：異物の体積（m^3）

$\square$ (m^2) × $\square$ (m) ＝ $\square$ (m^3)

ρ ：水の密度 ＝ $\square$ (kg/m^3) $\square$

g ：重力加速度 ＝9.80665（m/s^2）

d ：インターファイバーディスタンス（m）

代替循環冷却系 ： $\square$ (m)

実機異物条件を基に，保守的な条件で圧損試験を実施し，その試験で計測された圧損結果（AlOOH 未投入の圧損値）から算出した値。なお圧損試験では，金属反射型保温材も試験デブリとして投入した。

Kh ：$f_1 \cdot f_2 \cdot f_3 \cdot f_4$

$\square \times \square \times \square \times \square = \square$

f_1：流速を考慮する係数

＝1＋0.07・Re

＝1＋0.07× $\square$ ＝ $\square$

ここで，

Re：レイノルズ数

$= U1 \cdot d_{fiber} \cdot \rho / \mu$

$= \square \times \square \times \square / \square = \square$

$$U1=\frac{Q}{\pi\cdot D\cdot L+\pi\cdot(2\cdot D^2-d_0^2-d_L^2)/4}$$

$$=\frac{\square}{\pi\times\square\times\square+\pi\times(2\times\square^2-\square^2-\square^2)/4}$$

$$=\square\ (m/s)$$

d_{fiber}：繊維直径（m）　＝□（m）

d_0　：トップフランジ外径　＝□（m）

d_L　：ボトムスペーサ外径　＝□（m）

f_2：異物の層の圧縮を表す係数

$$=0.2197+0.23\cdot\frac{\mu\cdot U}{\rho\cdot g\cdot d^2},\quad \text{for}\ \frac{\mu\cdot U}{\rho\cdot g\cdot d^2}<3.393$$

$$=1,\ \text{for}\ \frac{\mu\cdot U}{\rho\cdot g\cdot d^2}\geqq 3.393$$

$$\frac{\mu\cdot U}{\rho\cdot g\cdot d^2}=\frac{\square\times\square}{\square\times 9.80665\times(\square)^2}=\square>3.393$$

したがって，f_2＝□

f_3：繊維異物と粒子異物の比率（M_c/M_f）を表す係数

$=1+0.15\ (M_c/M_f)$

M_c：粒子異物の質量（kg）

M_f：繊維異物の質量（kg）

実機のデブリ条件を用いた実験によりデブリ特性の全てを包括するため，

$M_c/M_f=0$ となり

f_3＝□

f_4：形状効果を表す係数

$=0.1558+6.525\ (t/D)$，for $t/D<0.27$

$=2.0157-0.3467\ (t/D)$，for $0.27<t/D<1.8$

$t/D>1.8$の場合，$f_4=1.4$ を保守的に使用する。

$t/D=0.00165/0.8509=0.00194$　＜□

したがって

f_4＝□＋□×□

＝□

(3) 化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価

化学影響生成異物（AlOOH）の付着による圧損上昇の評価については，圧損試験において，AlOOH 投入後の圧損静定値と AlOOH 投入直前の圧損値の差として算出する。

$h_3 = h_2 - h_1 =$ [redacted] $-$ [redacted] $=$ [redacted] (m)

ここで，

h_1 ：AlOOH投入直前の圧損 ＝ [redacted] (m)

h_2 ：AlOOH投入が完了し静定後の圧損 ＝ [redacted] (m)

h_3 ：化学影響生成異物（AlOOH）の付着による圧損上昇（m）

3.5 試験結果

「3.3 試験条件」にて示した条件において圧損試験を実施したところ，「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」の(1)～(3)に示したとおり，金属反射型保温材の付着による圧損上昇は [redacted] m，繊維質異物，粒子状異物の付着による圧損上昇は [redacted] m，化学影響生成異物の付着による圧損上昇は [redacted] mとなり，これらを加算した異物付着による圧損上昇の最大値は [redacted] m程度であった。以上より，重大事故等時において想定される異物の量を考慮しても，代替循環冷却系ポンプが重大事故等時に対処するために必要な機能を有効に発揮できることを確認した。

4. 非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇の評価結果

「3.4 異物付着による圧損上昇の評価」による，金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果，ECCSストレーナの異物付着による圧損値は表4-1に示すとおりである。

表4-1 金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価結果

(単位:m)

	圧損値
	重大事故等時
	代替循環冷却系ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	
繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損上昇	
合計	

注記 ＊：各異物による圧損上昇結果は小数点以下第3位を四捨五入した結果を示し，合計値は小数点以下第3位を切り上げ処理した結果を示す。

Ⅴ-1-9　その他発電用原子炉の附属施設の説明書

目次

Ⅴ-1-9-1　非常用電源設備の説明書
　Ⅴ-1-9-1-1　非常用発電装置の出力の決定に関する説明書

Ⅴ-1-9-2　常用電源設備の説明書
　Ⅴ-1-9-2-1　常用電源設備の健全性に関する説明書
　Ⅴ-1-9-2-2　三相短絡容量計算書

Ⅴ-1-9-3　緊急時対策所の説明書
　Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書
　Ⅴ-1-9-3-2　緊急時対策所の居住性に関する説明書
　Ⅴ-1-9-3-2-別添１　緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について
　Ⅴ-1-9-3-2-別添２　緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

Ⅴ-1-9-1　非常用電源設備の説明書

Ⅴ-1-9-1-1　非常用発電装置の出力の決定に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 1
2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 1
2.1.1 内燃機関 2
2.1.2 発電機 3
2.1.3 遮断器 3
2.1.4 その他電気設備 4
2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 5
2.2.1 可搬型の非常用発電装置 5
3. 施設の詳細設計方針 6
3.1 非常用ディーゼル発電機 6
3.1.1 設計基準対象施設 6
3.1.2 重大事故等対処設備 11
3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 13
3.2.1 設計基準対象施設 13
3.2.2 重大事故等対処設備 14
3.3 常設代替高圧電源装置 15
3.3.1 内燃機関 15
3.3.2 発電機 15
3.4 緊急時対策所用発電機 17
3.4.1 内燃機関 18
3.4.2 発電機 18
3.5 可搬型の非常用発電装置 19
3.5.1 可搬型代替低圧電源車 19
3.5.2 窒素供給装置用電源車 22

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 45 条及び第 72 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき設置する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，技術基準規則第 72 条及びその解釈に基づき設置する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車，技術基準規則第 76 条及び 77 条並びにそれらの解釈に基づき設置する緊急時対策所用発電機並びに技術基準規則第 63 条，第 65 条及び第 67 条並びにそれらの解釈に基づき設置する窒素供給装置用電源車の出力の決定に関して説明するものである。

また，技術基準規則第 48 条及び第 78 条に基づく「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（以下「火力省令」という。）及び「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」（以下「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準」という。）の準用について，本資料にて非常用電源設備の内燃機関に対する火力省令への適合性，並びに非常用電源設備の発電機，遮断器及びその他電気設備に対する原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準への適合性について説明するものである。

2. 基本方針

2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針

設計基準対象施設のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，設計基準事故時に発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。また，工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し，継続的に供給できる設計とする。

重大事故等対処設備のうち常設の非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置は，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

非常用ディーゼル発電機は，2系統の母線で構成する非常用高圧母線に接続し，高圧補機へ給電する設計とする。また，動力変圧器を通して降圧し，2系統の母線で構成する非常用低圧母線の低圧補機へ給電する設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，非常用高圧母線（高圧炉心スプレイ系用）に接続し，高圧補機へ給電する設計とする。また，動力変圧器 HPCS を通して降圧し，非常用低圧母線の低圧補機へ給電する設計とする。

常設代替高圧電源装置は，2系統の非常用高圧母線及び非常用低圧母線の機能が喪失したことにより発生する重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給できる設計とする。

常設代替高圧電源装置は，設置（変更）許可申請書の添付書類十における，重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ），全交流

動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ），全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）」時に電力を供給できる出力を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機は，専用の負荷に電力を供給できる出力を有する設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に施設する非常用発電装置である非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置及び緊急時対策所用発電機（内燃機関については，燃料系を含める。）及び可搬型設備用軽油タンクは，火力省令第25～29条のうち関連する事項を準用する設計とする。内燃機関及び附属設備は，内燃機関等の構造，調速装置，非常停止装置，過圧防止装置，計測装置について各事項を準用する設計とする。なお，内燃機関における火力省令第25条第3項に基づく強度評価の基本方針，強度評価方法及び強度評価結果は，添付書類「Ⅴ-3　強度に関する説明書」の別添にて説明する。

非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置，緊急時対策所用発電機，遮断器及びその他電気設備は，原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準第 4～16 条，第 19～28 条，第 30～35 条の関連する事項を準用する設計とする。感電，火災等の防止として，電気設備における感電，火災等の防止，電路の絶縁，電線等の断線の防止，電線の接続，電気機械器具の熱的強度，高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止，電気設備の接地，電気設備の接地の方法及び発電所等への取扱者以外の者の立入の防止について各事項を準用する設計とする。異常の予防及び保護対策として，特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止，過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策について各事項を準用する設計とする。電気的，磁気的障害の防止について各事項を準用する設計とする。また，供給支障の防止として，発変電設備等の損傷による供給支障の防止，発電機等の機械的強度及び常時監視をしない発電所等の施設について各事項を準用する設計とする。

2.1.1　内燃機関

内燃機関は，火力省令を準用し，以下の設計とする。

(1)　内燃機関等の構造

非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。軸受は，運転中の荷重を安定に支持できるもので，かつ，異常な摩耗，変形及び過熱が生じない設計とする。耐圧部分は，最高使用圧力又は最高使用温度において発生する応力に対し十分な強度を有した設計とする。また，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機は屋内に設置する設計とするため，酸素欠乏の発生のおそれのないように，建屋に給排気部を設置する設計とする。

(2)　調速装置

回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止するため，内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

(3)　非常停止装置

運転中に生じた過回転その他の異常による危害の発生を防止するため，その異常が発生した場合に内燃機関に流入する燃料を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置その他の非常停止装置を設ける設計とする。

(4)　過圧防止装置

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，過圧が生じるおそれがあるシリンダ内の圧力を逃すためにシリンダ安全弁を設ける設計とする。

(5)　計測装置

設備の損傷を防止するため，回転速度，潤滑油圧力，潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

2.1.2　発電機

発電機は，原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

感電防止のため接地し，また，充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気機械器具は，「日本電気技術規格委員会規格ＪＥＳＣ　Ｅ７００２」（以下「ＪＥＳＣ　Ｅ７００２」という。）に基づき，通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため，高圧の電気機械器具は金属製の筐体に格納することで可燃性のものと隔離し，外箱等は接地を施す設計とする。電気設備は，適切な接地工事を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を過電流継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

発電機は，閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　供給支障の防止

発変電設備等の損傷による供給支障の防止のため，過電流等を生じた場合，保護継電器にて検知し，遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作して達する回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とし，三相短絡試験等により異常のないことを確認する。

発電所構内には，発電機の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.3　遮断器

遮断器は，原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

遮断器は，感電防止のため接地し，また，充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。電

NT2 補② V-1-9-1-1 R13

線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。遮断器は，ＪＥＳＣ　Ｅ７００２に基づき，通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし，火災発生防止のため，閉鎖された金属製の外箱に収納し，隔離する設計とする。遮断器は適切な接地を施し，鉄台及び金属製の外箱には，Ａ種接地工事（高圧設備）又はＣ種設置工事を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，高圧電路に施設する過電流遮断器は，施設する箇所を通過する短絡電流を遮断する能力を有し，その作動に伴いその開閉状態を表示する装置を有する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

遮断器は，閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　供給支障の防止

発変電設備等の損傷による供給支障の防止のため，過電流等を生じた場合，保護継電器にて検知し，遮断器を開放して自動的に発電機を電路から遮断する設計とする。

発電所構内には，遮断器の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.1.4　その他電気設備

その他の非常用電源設備は，原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

電気設備は，感電の防止のため接地し，また，筐体やアクリルカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。電路は大地から絶縁する設計とし，絶縁抵抗測定等により異常のないことを確認する。蓄電池については接続板及び接続用ボルト・ナット等により，電線の接続箇所については，ネジ止め等により接続することで電気抵抗を増加させない設計とし，接続点に張力が加わらないようにするほか，絶縁性能の低下及び通常の使用状態において断線のおそれがない設計とする。電気設備は，熱的強度について期待される使用状態において発生する熱に耐える設計とする。火災防止のため，可燃性の物から離して施設する設計とする。必要箇所には，異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。取扱者以外の者の立入を防止するため，発電所には人が容易に構内に立ち入るおそれがないようフェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

高圧電路と結合する変圧器は，電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，適切な接地を施す設計とする。過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策のため，各補機には，過電流を検知できるよう保護継電器，過電流検知器及び配線用遮断器を設置し，過電流を検出した場合は，遮断器を開放する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体）及び接地の実施により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　供給支障の防止

変圧器，母線及びそれを支持する碍子は，短絡電流により生ずる機械的衝撃に耐える設計とする。

発電所構内には，電気設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針

重大事故等対処設備における可搬型の非常用発電装置のうち可搬型代替低圧電源車は，重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給できる出力を有する設計とする。

可搬型代替低圧電源車は，設計基準事故対処設備の電源が喪失する重大事故等時の対応に最低限必要な交流設備に電力を供給できる設計とする。また，可搬型整流器用変圧器，可搬型整流器と組み合わせて使用することにより，重大事故等時の対応に必要な直流設備に電力を供給できる設計とする。

窒素供給装置用電源車は，専用の負荷に電力を供給できる出力を有する設計とする。

また，非常用発電装置としての機能の重要性を考慮し，可搬型代替低圧電源車，窒素供給装置用電源車については，火力省令及び電気設備に関する技術基準を定める省令を引用している日本内燃力発電設備協会規格の「可搬形発電設備技術基準（ＮＥＧＡ　Ｃ　３３１：2005）」（以下「可搬形発電設備技術基準」という。）を準用する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の内燃機関は，流入する燃料を自動的に調整する調速装置及び軸受が異常な摩耗，変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とし，回転速度，潤滑油圧力，潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。また，過回転防止装置は定格回転速度の 116 %以下で動作する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の発電機は，電気的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し，耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。電源電圧が著しく低下した場合及び過電流が発生した場合等に電路から自動的に遮断する設計とする。

可搬型の非常用発電装置の強度については，完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し，定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。

耐圧部分に対する強度については，可搬形発電設備技術基準に関連する事項がないため，「日本電機工業会規格ＪＥＭ－１３５４」で規定される温度試験による強度評価の基本方針，強度評価結果を添付書類「Ⅴ-3　強度に関する説明書」の別添にて説明する。

2.2.1　可搬型の非常用発電装置

可搬型の非常用発電装置は，可搬形発電設備技術基準を準用し，以下の設計とする。

NT2 補② Ⅴ-1-9-1-1 R13

(1)　原動機

内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置を設ける設計とする。

また，内燃機関の軸受は，運転中の荷重を安定に支持できるものであり，かつ，異常な摩耗，変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。

(2)　発電機

通常の使用状態において発生する熱に耐える設計とし，発電機の耐熱クラスは，F 種絶縁以上の設計とする。発電機の巻線は，非常停止速度や短絡電流に対して十分な電気的・機械的強度及び絶縁性能を有する設計とする。

(3)　計測装置

回転速度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。

(4)　保護装置

電圧低下，過速度，冷却水温度上昇及び潤滑油圧力低下時に，原動機を自動的に停止する設計とする。定格回転速度の 116 %以下で動作する非常用調速装置を設ける設計とする。

また，発電機は，過電流が発生した場合に電路から自動的に遮断する保護装置を設ける設計とする。

(5)　運転性能

定格出力のもとで1時間運転し，安定した運転が維持される設計とする。

(6)　絶縁抵抗及び絶縁耐力

出力端子と大地間の絶縁抵抗値を測定し，出力端子と大地間に規定の交流電圧を印加したときこれに耐える設計とする。

3.　施設の詳細設計方針

3.1　非常用ディーゼル発電機

3.1.1　設計基準対象施設

発電用原子炉施設には，外部電源が喪失した場合において，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するため，非常用ディーゼル発電機を設置する設計とする。

また，火力省令及び原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，「2.1.1　内燃機関」及び「2.1.2　発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則に基づき，非常用ディーゼル発電機は，使用済燃料プールの温度及び水位の監視設備，使用済燃料プールエリア放射線モニタ，モニタリング・ポスト並びに通信連絡設備へ給電できる設計とする。

非常用ディーゼル発電機の容量は，表3-1，表3-2に示す発電所を安全に停止するために必要な負荷（2C：5021 kW，2D：5195 kW）及び表3-3，表3-4に示す工学的安全施設の作動時に必要となる負荷（2C：4886 kW，2D：4366 kW）に対し，十分な容量が確保できるよう，非常用ディーゼル発電機は，5200 kWの出力を有する設計とする。

また，非常用ディーゼル発電機は，10秒以内に電圧を確立し，工学的安全施設等へ順次自動で電力を供給できる設計とし，燃料プール冷却浄化系ポンプに対しては，これらの一

連の設備への電力供給が開始された後に，必要により手動起動を実施する際に，電力を供給できる設計とする。負荷積算イメージを図3-1から図3-4に示す。

非常用ディーゼル発電機内燃機関の出力及び発電機の容量は以下の通りとする。

3.1.1.1　内燃機関

発電機の出力 5200 kW から，内燃機関の出力は次式により 5474 kW 以上の 5500 kW とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 5200 \div 0.95 \fallingdotseq 5474$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝5200

η ：発電機の効率 ＝0.95

3.1.1.2　発電機

発電機の容量は，次式により6500 kVAとする。

$Q = P \div pf = 5200 \div 0.80 = 6500$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝5200

pf ：力率 ＝0.80

表 3-1　発電所を安全に停止するために必要な負荷(2C 非常用ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
補機冷却系海水系ポンプ A	468
残留熱除去系ポンプ A	594
残留熱除去系海水系ポンプ A	895
残留熱除去系海水系ポンプ C	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ A	215
原子炉補機冷却系ポンプ A	190
タービン補機冷却系ポンプ A	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	97
その他のモータコントロールセンタ負荷* （燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの温度の監視設備， 通信連絡設備，原子炉建屋地下排水設備等）	1200*
負荷合計	5021

注記　＊：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機などを起動する。

表 3-2　発電所を安全に停止するために必要な負荷(2D 非常用ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
補機冷却系海水系ポンプ B	468
残留熱除去系ポンプ B	594
残留熱除去系海水系ポンプ B	895
残留熱除去系海水系ポンプ D	895
制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ B	215
原子炉補機冷却系ポンプ B	190
タービン補機冷却系ポンプ B	250
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器（通信連絡設備（ＳＰＤＳ）等）	153
その他のモータコントロールセンタ負荷* （燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの水位の監視設備，使用済燃料プールエリア放射線モニタ，モニタリング・ポスト，通信連絡設備，原子炉建屋地下排水設備等）	1318*
負荷合計	5195

注記　＊：「工学的安全施設の作動時に必要な負荷」の共通負荷以外に，工学的安全施設ではないが，発電所の安全停止に必要なタービン・発電機補機などを起動する。

表 3-3　工学的安全施設の作動時に必要な負荷(2C 非常用ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	1245
残留熱除去系ポンプ A	594
残留熱除去系海水系ポンプ A	895
残留熱除去系海水系ポンプ C	895
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	97
その他のモータコントロールセンタ負荷* (燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの温度の監視設備， 通信連絡設備，原子炉建屋地下排水設備等)	943*
負荷合計	4886

注記　＊:「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，低圧炉心スプレイ系ポンプ室空調を起動する。

表 3-4　工学的安全施設の作動時に必要な負荷(2D 非常用ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
残留熱除去系ポンプ B	594
残留熱除去系ポンプ C	594
残留熱除去系海水系ポンプ B	895
残留熱除去系海水系ポンプ D	895
非常用照明	78
非常用ガス処理装置	46
ディーゼル室換気装置	38
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器（通信連絡設備（ＳＰＤＳ）等)	153
その他のモータコントロールセンタ負荷* (燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プールの水位の監視設備， 使用済燃料プールエリア放射線モニタ，モニタリング・ポスト，通信連絡設備，原子炉建屋地下排水設備等)	1018*
負荷合計	4366

注記　＊:「発電所を安全に停止するために必要な負荷」の共通負荷以外に，残留熱除去系ポンプ C ポンプ室空調を起動する。

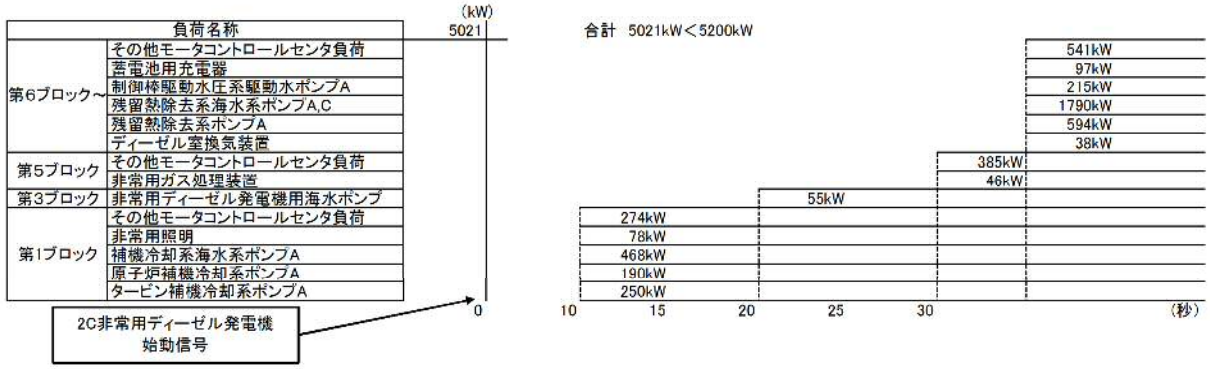


図 3-1　発電所を安全に停止するために必要な負荷(2C 非常用ディーゼル発電機)積算イメージ

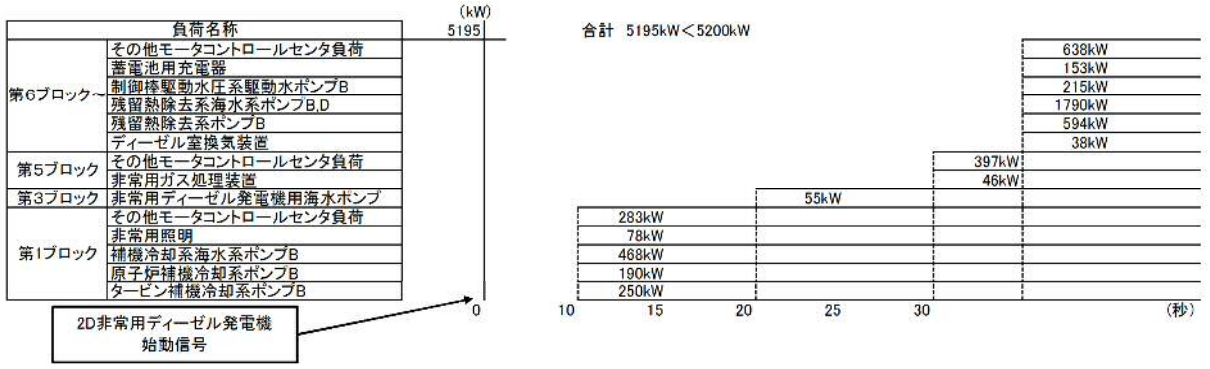


図 3-2　発電所を安全に停止するために必要な負荷(2D 非常用ディーゼル発電機)積算イメージ

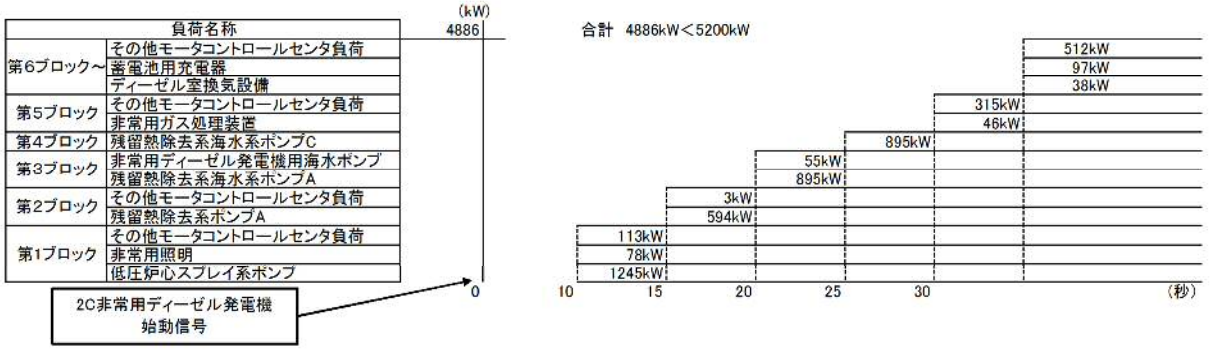


図 3-3　工学的安全施設の作動時に必要な負荷(2C 非常用ディーゼル発電機)積算イメージ

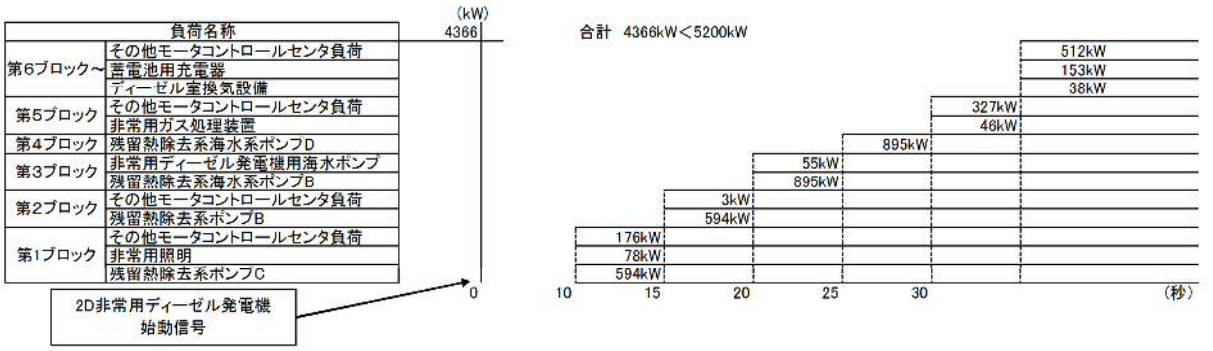


図 3-4　工学的安全施設の作動時に必要な負荷(2D 非常用ディーゼル発電機) 積算イメージ

3.1.2　重大事故等対処設備

非常用ディーゼル発電機は，工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有しているため，重大事故等時に非常用ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には，重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

火力省令及び原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し,「2.1.1　内燃機関」及び「2.1.2　発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第 59 条～66 条，第 68 条，第 72～74 条，第 76 条及び第 77 条の各条文に基づく重大事故等時の対応において，非常用ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表 3-5 に示す。技術基準規則に基づき必要となる重大事故等対処設備は，各条文により異なるため，すべての機器を同時に使用することはないが，仮にすべての負荷を合計した場合の最大所要負荷は 4186 kW である。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，5200 kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，非常用ディーゼル発電機内燃機関の出力及び発電機の容量は以下の通りとする。

3.1.2.1　内燃機関

発電機の出力 5200 kW から，内燃機関の出力は次式により 5474 kW 以上の 5500 kW とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 5200 \div 0.95 \fallingdotseq 5474$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝5200

η ：発電機の効率 ＝0.95

3.1.2.2　発電機

発電機の容量は，次式により6500 kVAとする。

$Q = P \div pf = 5200 \div 0.80 = 6500$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝5200

pf ：力率 ＝0.80

表 3-5　非常用ディーゼル発電機の最大所要負荷リスト

設備・機器名	台数	負荷容量 (kW) *1	技術基準規則適用条文
残留熱除去系海水系ポンプ	2	1790	第 62 条～66 条
残留熱除去系ポンプ	1	594	第 62 条～64 条
低圧炉心スプレイ系ポンプ	1	1245	第 62 条
中央制御室換気系空気調和機ファン	1	45	第 74 条
中央制御室換気系フィルタ系ファン	1	8	第 74 条
非常用ガス再循環系排風機	1	55	第 68 条，第 74 条
非常用ガス処理系排風機	1	6	第 68 条，第 74 条
ほう酸水注入ポンプ	1	37	第 59 条，第 60 条，第 66 条
非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	1	55	第 72 条
直流 125V 充電器 A,B ・ＡＴＷＳ緩和設備 ・過渡時自動減圧機能*2 ・格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・平均出力領域計装 ・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）*2	2	70	第 59 条，第 61 条，第 73 条，第 76 条，第 77 条
120V/240V 計装用主母線盤 A,B ・過渡時自動減圧機能*3 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系系統流量	2	268	第 61 条，第 73 条
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）*3，衛星電話設備(固定型)及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	－	13	第 73 条，第 76 条，第 77 条
合計	－	4186	－

注記　＊1：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため，負荷容量には含めない。

＊2：各設備・機器のうち，直流で運転する負荷。

＊3：各設備・機器のうち，交流で運転する負荷。

NT2 補② V-1-9-1-1 R13

3.2　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

3.2.1　設計基準対象施設

発電用原子炉施設には，外部電源が喪失した場合において，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するため，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を設置する設計とする。

また，火力省令及び原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，「2.1.1 内燃機関」及び「2.1.2　発電機」に記載の設計とする。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の容量は，表3-6に示すとおり工学的安全施設の作動時に必要となる負荷（1993 kW）に対し，十分な出力が確保できるよう，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，2800 kWの容量を有する設計とする。

また，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，10秒以内に電圧を確立し，工学的安全施設等へ順次自動で電力を供給できる設計とする。負荷積算イメージを図3-5に示す。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関の出力及び発電機の容量は以下の通りとする。

3.2.1.1　内燃機関

発電機の出力 2800 kW から，内燃機関の出力は次式により 2948 kW 以上の 3050 kW とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 2800 \div 0.95 \fallingdotseq 2948$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P　：発電機の定格出力(kW) ＝2800

η　：発電機の効率 ＝0.95

3.2.1.2　発電機

発電機の容量は，次式により3500 kVAとする。

$Q = P \div pf = 2800 \div 0.80 = 3500$

Q　：発電機の容量(kVA)

P　：発電機の定格出力(kW) ＝2800

pf ：力率 ＝0.80

表 3-6　工学的安全施設の作動時に必要な負荷(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)

設備・機器名	負荷容量(kW)
高圧炉心スプレイ系ポンプ	1882
ディーゼル室換気装置	38
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	55
蓄電池用充電器	10
その他のモータコントロールセンタ負荷	8
負荷合計	1993

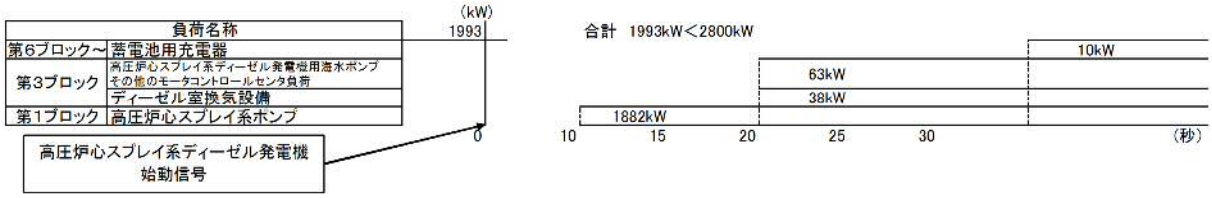


図 3-5　工学的安全施設の作動時に必要な負荷(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)
積算イメージ

3.2.2　重大事故等対処設備

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有しているため，重大事故等時に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から電力供給が可能な場合には，重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給可能な設計とする。

火力省令及び原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し,「2.1.1　内燃機関」及び「2.1.2　発電機」に記載の設計とする。

技術基準規則第 60 条，第 72 条及び第 73 条の条文に基づく重大事故等時の対応において，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から電力供給を期待する重大事故等対処設備の負荷を表 3-7 に示す。所要負荷は 1941 kW である。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，2800 kW の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，非常用ディーゼル発電機内燃機関の出力及び発電機の容量は以下の通りとする。

3.2.2.1　内燃機関

発電機の出力 2800 kW から，内燃機関の出力は次式により 2948 kW 以上の 3050 kW とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 2800 \div 0.95 \fallingdotseq 2948$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝2800

η ：発電機の効率 ＝0.95

3.2.2.2　発電機

発電機の容量は，次式により3500 kVAとする。

$Q = P \div pf = 2800 \div 0.80 = 3500$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝2800

pf ：力率 ＝0.80

表 3-7　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の最大所要負荷リスト

設備・機器名	台数	負荷容量 (kW)＊	技術基準規則適用条文
高圧炉心スプレイ系ポンプ	1	1882	第 60 条
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	1	55	第 72 条
120V 計装用分電盤 HPCS ・高圧炉心スプレイ系系統流量	1	4	第 73 条
合計	－	1941	－

注記　＊：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため，負荷容量には含めない。

3.3　常設代替高圧電源装置

設置（変更）許可申請書の添付書類十における事故シーケンスにおいて，常設代替高圧電源装置から電力を供給する有効性評価で期待する負荷に加え，評価上期待していない不要負荷であるが，電源が供給されるため電源装置の負荷として考慮する必要がある負荷を抽出した結果，所要負荷が最大となる事故シーケンスは，「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ），全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ），全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）」であり，負荷積算イメージを図3-6に示す。最大負荷は，4293.5 kWであり，最大所要負荷リストを表3-8に示す。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，6900 kW（1380 kW×5台）の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

また，火力省令及び原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，「2.1.1　内燃機関」及び「2.1.2　発電機」に記載の設計とする。

3.3.1　内燃機関

発電機の出力6900 kWから，内燃機関の出力は次式により7248 kW以上の7250 kW(1450 kW×5台)とする。

$$P_E \geqq P \div \eta = 6900 \div 0.952 \fallingdotseq 7248$$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝6900

η ：発電機の効率 ＝0.952

3.3.2　発電機

発電機の容量は，次式により8625 kVA(1725 kVA×5台)とする。

$$Q = P \div pf = 6900 \div 0.80 = 8625$$

Q ：発電機の容量(kVA)

Ｐ　：発電機の定格出力(kW) ＝6900

ｐｆ：力率 ＝0.80

表 3-8　常設代替高圧電源装置の最大所要負荷リスト*1

起動順序	負荷	負荷容量(kW)*2
①	緊急用直流125V充電器	57
	その他必要な負荷*3	65.5
②	直流125V充電器A	40
	非常用照明*4	78
	120/240V計装用主母線盤2A	134
	その他必要な負荷*5	14
	その他不要な負荷*4,*6	237
③	直流125V充電器B	30
	非常用照明*4	78
	120/240V計装用主母線盤2B	134
	その他不要な負荷*4,*7	107
④	残留熱除去系海水系ポンプ	895
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	895
⑥	残留熱除去系ポンプ	594
	その他必要な負荷*8	3
⑦	非常用ガス再循環系排風機	55
	非常用ガス処理系排風機	6
	その他必要な負荷*9	79
	停止負荷*10	-57
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン	45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	8
	その他必要な負荷*11	168
⑨	蓄電池室排気ファン	8
	その他必要な負荷*12	154
⑩	緊急用海水ポンプ*13	440
	その他必要な負荷*14	4
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	22
合計		4293.5

注記　＊1：重大事故事象シーケンスにおいて負荷容量の合計が最大となる「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ），全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ），全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）」の負荷容量は同一であるため，「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」の負荷リストを示す。

＊2：電磁弁及び電動弁は，短時間の動作であり，負荷容量には含めない。

＊3：その他必要な負荷は，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置，モニタリング・ポストである。

＊4：有効性評価で期待していないが，電源供給される不要な負荷。

＊5：その他必要な負荷は，モニタリング・ポスト電源盤である。

＊6：その他不要な負荷は，通信用分電盤２Ａ　Ｓ／Ｂ　ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），通信用無停電電源盤（事務本館３階），マイクロ無線装置用電源切替盤Ａ系，チェックポイント建屋電源盤，可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，パワーセンタ２Ｃ動力変圧器冷却ファンＡ，パワーセンタ２Ｃ動力変圧器冷却ファンＢ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ，使用済燃料乾式貯

蔵建屋電源装置である。

＊7：その他不要な負荷は，バイタル交流電源装置，サービス建屋動力制御盤，非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータである。

＊8：その他必要な負荷は，残留熱除去系ポンプＡ室空調機である。

＊9：その他必要な負荷は，非常用ガス再循環系トレインＡヒータ，非常用ガス処理系トレインＡヒータである。

＊10：②に起動したその他不要な負荷のうち，⑦のタイミングで停止する負荷。

＊11：その他必要な負荷は，中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室チラー圧縮機Ａ・Ｂ，中央制御室換気系電気加熱コイルである。

＊12：その他必要な負荷は，蓄電池室空気調和機ファン，スイッチギア室空気調和機ファン，スイッチギア室チラー冷水循環ポンプ，スイッチギア室チラーコンデンサファン，スイッチギア室チラー圧縮機Ａ・Ｂである。

＊13：使用済燃料プール冷却用として起動する。

＊14：その他必要な負荷は，緊急用海水ポンプピット空調である。

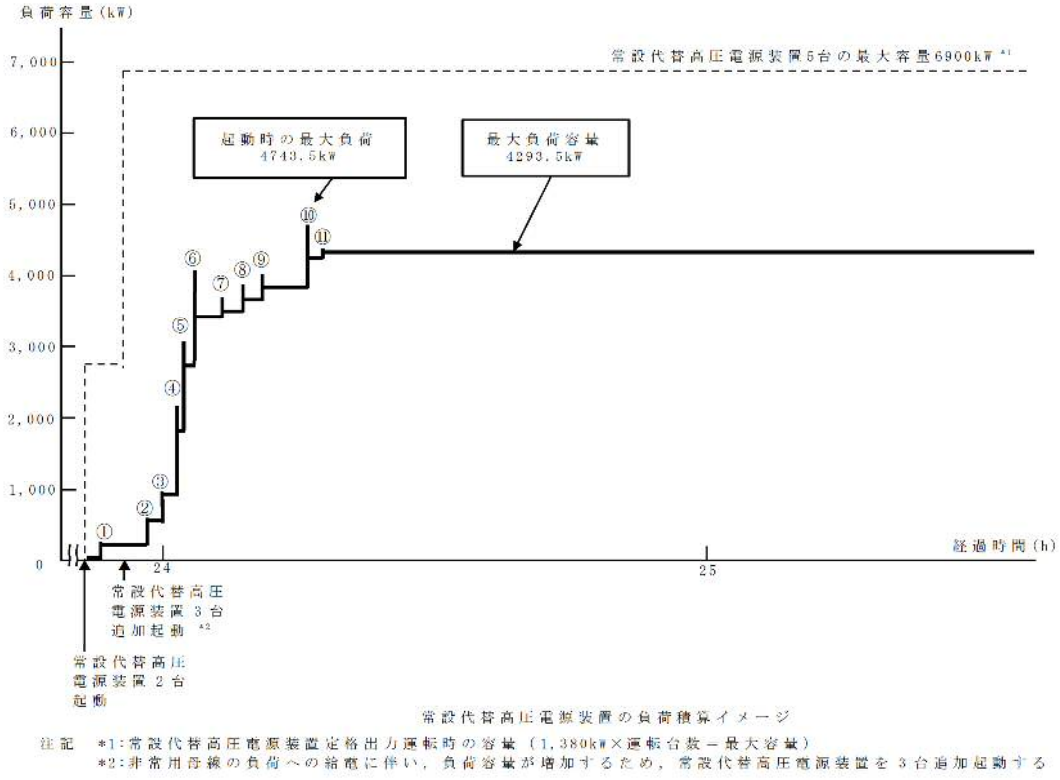


図 3-6　重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷
「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」積算イメージ

3.4　緊急時対策所用発電機

最大所要負荷は，重大事故等発生時に緊急時対策所で要求される負荷の188.8 kWである。負荷リストを表3-9に示す。

発電機の出力は，十分な容量が確保できるよう，1380 kWの出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

また，火力省令及び原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を準用し，「2.1.1　内燃機関」及び「2.1.2　発電機」に記載の設計とする。

3.4.1　内燃機関

発電機の出力1380 kWから，内燃機関の出力は次式により□kW以上の1450 kWとする。

$P_E \geqq P \div \eta = 1380 \div$ □ $\fallingdotseq 1450$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝1380

η ：発電機の効率 ＝□

3.4.2　発電機

発電機の容量は，次式により1725 kVAとする。

$Q = P \div pf = 1380 \div 0.80 = 1725$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝1380

pf ：力率 ＝0.80

表 3-9　緊急時対策所用発電機の負荷リスト

設備・機器名	負荷容量(kW)*
緊急時対策所非常用送風機	15
緊急時対策所非常用フィルタ装置	35
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	1.5
緊急時対策所用発電機制御盤等	70
放射線管理設備 ・緊急時対策所エリアモニタ ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備端末 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ	9.3
自動火災報知設備及び消火設備	5.6
安全パラメータ表示システム(SPDS)，衛星電話設備(固定型)及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	11.4
緊急時対策所用直流 125V 充電器	41
負荷合計	188.8

注記　＊：電磁弁及び電動弁は負荷容量が小さく又は動作時間が短時間であるため，負荷容量には含めない。

3.5　可搬型の非常用発電装置

3.5.1　可搬型代替低圧電源車

可搬型代替低圧電源車は，設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失）において，重大事故等時の対応に必要な負荷に電力を供給する設計とする。また，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合において，可搬型整流器用変圧器，可搬型整流器と組み合わせて使用することで，重大事故等時の対応に最低限必要な直流負荷に電力を供給する設計とする。可搬型代替低圧電源車の容量は，表3-10，図3-7に示す非常用所内電気設備への給電時の負荷（542 kW）及び表3-11，図3-8に示す代替所内電気設備への給電時の負荷（523 kW）に対し，十分な容量を確保できるよう，800 kW（400 kW×2台）の出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

可搬型代替低圧電源車内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

なお，可搬形発電設備技術基準に準用し，「2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

3.5.1.1　内燃機関

発電機の出力 800 kW から，内燃機関の出力は次式により 853 kW 以上の 946 kW（473 kW×2 台）とする。

$P_E \geqq P \div \eta = 800 \div 0.938 \fallingdotseq 853$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝800

η ：発電機の効率 ＝0.938

3.5.1.2　発電機

発電機の容量は，次式により1000 kVA(500 kVA×2台)とする。

$Q = P \div pf = 800 \div 0.80 = 1000$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝800

pf ：力率 ＝0.80

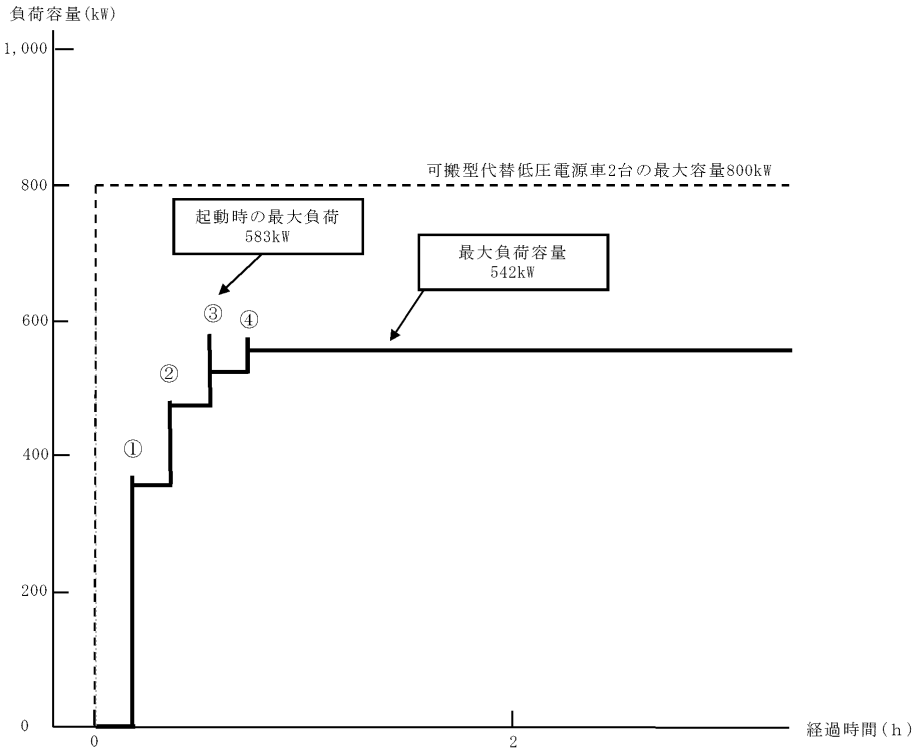
表 3-10　非常用所内電気設備への給電時の負荷

起動順序	負荷	負荷容量(kW)*1
①	直流125V充電器A	40
	非常用照明	22
	120/240V計装用主母線盤2A	134
	その他の負荷*2	165
②	直流125V充電器B	30
	非常用照明	22
	その他の負荷*3	57
③	中央制御室換気系空気調和機ファン	45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	8
④	蓄電池室排気ファン	8
	蓄電池室空気調和機ファン	11
合計		542

注記　＊1：電磁弁及び電動弁は，短時間の動作であり，負荷容量には含めない。

＊2：その他の負荷は，通信用分電盤２Ａ　Ｓ／Ｂ　ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置である。

＊3：その他の負荷は，非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータである。



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

図 3-7　非常用所内電気設備への給電時の負荷積算イメージ

表 3-11　代替所内電気設備への給電時の負荷

起動順序	負荷	負荷容量(kW)*1
①	常設低圧代替注水系ポンプ	190
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	22
④	緊急用直流125V充電器 その他の負荷*2	57 64
合計		523

注記　＊1：電磁弁及び電動弁は，短時間の動作であり，負荷容量には含めない。

＊2：その他の負荷は，格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置，モニタリング・ポストである。

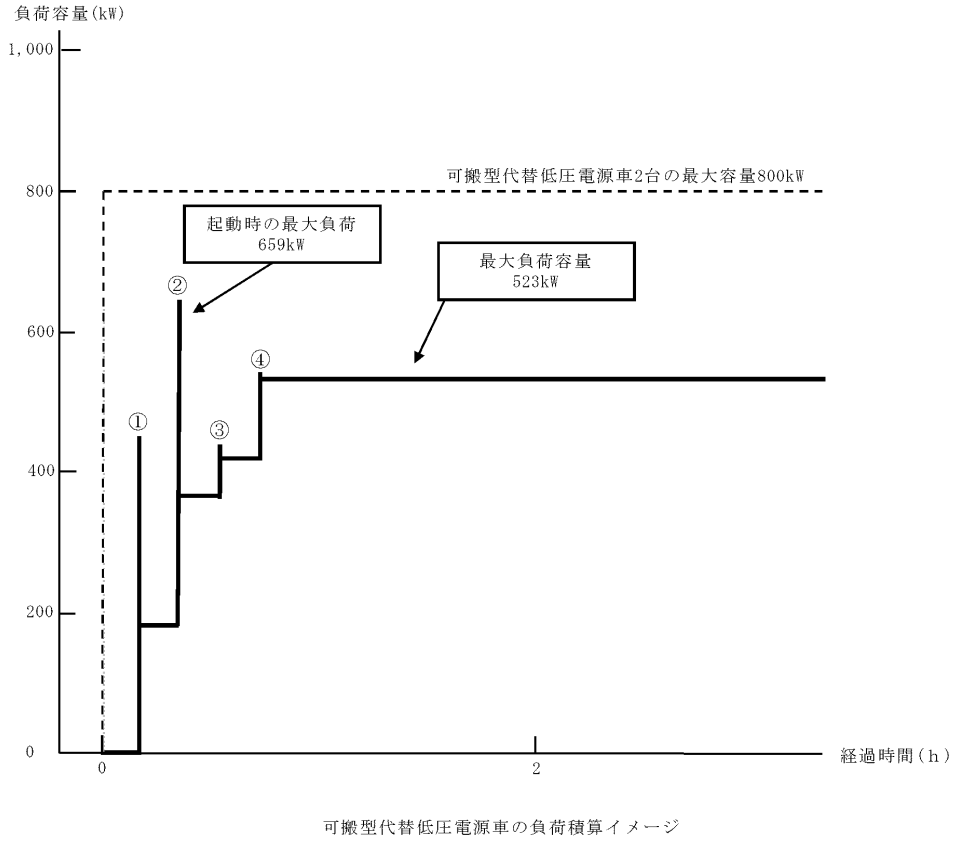


図 3-8　代替所内電気設備への給電時の負荷積算イメージ

3.5.2　窒素供給装置用電源車

窒素供給装置用電源車の最大所要負荷は，窒素供給装置2台運転時の150 kW（1台当たり75 kW）である。

発電機の出力は，十分な容量を確保できるよう，400 kWの出力を有する設計とし，設定した発電機出力を発電機の効率で除すことにより，内燃機関の必要な出力を算出する。

最大所要負荷に基づき，内燃機関の出力及び発電機の容量を以下のとおりとする。

なお，可搬形発電設備技術基準に準用し，「2.2　可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針」に記載の設計とする。

3.5.2.1　内燃機関

発電機の出力400 kWから，内燃機関の出力は次式により427 kW以上の473 kWとする。

$$P_E \geqq P \div \eta = 400 \div 0.938 \fallingdotseq 427$$

P_E ：内燃機関の出力(kW)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝400

η ：発電機の効率 ＝0.938

3.5.2.2　発電機

発電機の容量は，次式により500 kVAとする。

$$Q = P \div pf = 400 \div 0.80 = 500$$

Q ：発電機の容量(kVA)

P ：発電機の定格出力(kW) ＝400

pf ：力率 ＝0.80

Ⅴ-1-9-2　常用電源設備の説明書

Ⅴ-1-9-2-1　常用電源設備の健全性に関する説明書

目次

1. 概要 1
2. 基本方針 1
2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 1
2.1.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 1
2.1.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 2
2.2 電線路の独立性及び物理的分離 2
2.3 発電用原子炉施設の電力供給確保 3
2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3
3. 施設の詳細設計方針 4
3.1 外部電源に関する設計 4
3.1.1 電力系統の概要 4
3.1.2 独立性が確保された電線路からの受電 4
3.1.3 物理的分離が施された電線路からの受電 7
3.1.3.1 送電線の物理的分離 7
3.1.3.2 鉄塔基礎の安定性 8
3.1.3.3 送電線の強風対策 10
3.1.4 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 11
3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 13
3.2 発電機に関する設計 13
3.2.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 13
3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 15
3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 16
3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保 16
3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続 16
3.3.1.2 開閉所等の基礎 18
3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性 23
3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響 24
3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策 24
3.3.2 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 25
3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 27
3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 28
3.4 所内電源設備に関する設計 30
3.4.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止 30
3.4.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 31

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 45 条第 3 項，第 4 項，第 5 項，第 6 項，第 48 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく常用電源設備の健全性について説明するものである。

今回，常用電源設備に関し，機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止を図ること，物理的分離，独立性が確保された電線路から受電できること及び電力系統からの電力の供給が同時に停止しないことに関する適合状況を説明する。また，電気設備は「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」（平成 24 年経済産業省令第 70 号）を準用する設計であることについて説明する。

なお，常用電源設備の冷却能力等を踏まえた運転制限等の評価により，設備の健全性を維持するための電気出力上限については，発電機，主要変圧器の構成部品各部の部材の温度上昇の制限によって定められる運転制限曲線によって決定され，運転制限曲線によって定められる発電機電気出力の上限値 1300.0 MW(定格電気出力の 118.1 %，力率 1)以内で発電機を運転することにより，健全性は確保されることを確認している。

2. 基本方針

2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保

2.1.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止

安全施設へ電力を供給する保安電源設備は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設に給電する系統においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する。

常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は，7 母線で構成し，通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し，常用低圧母線（パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）へ給電する。

また，高圧及び低圧母線等の故障による電気系統の機器の短絡や地絡，母線の低電圧や過電流を検知し，遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全施設への影響を限定できる設計とする。

常用の直流電源設備は，直流 250V 1 系統の非常用低圧母線に接続される蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成する。常用の直流電源設備は，タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。

常用の計測制御用電源設備は，計装用交流母線 4 母線で構成する。母線電圧は 120 V/240 V 及び 120 V である。

常用電源設備の動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とする。また，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使

用して敷設し，多重化した非常用電源設備のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに，電気的影響を考慮した設計とする。

2.1.2　1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう，変圧器一次側の電路は，電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し，3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動検知できる設計とする。1 相の電路の開放を検知した場合は自動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし，電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

送電線において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合，275kV送電線は1回線での電路の開放時に，安全施設への電力の供給が不安定にならないよう，多重化した設計とする。また，電力送電時，保護装置による3相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，一部の保護装置等による検知が期待できない箇所の1相開放故障の発見や，その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

154kV 送電線は，各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，1 相開放故障の発見や，その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

275kV送電線及び154kV送電線において1相の電路の開放を検知した場合は，自動又は手動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし，電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

2.2　電線路の独立性及び物理的分離

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系する設計とする。

設計基準対象施設は，送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線にて，電力系統に接続する。

275kV送電線2回線は，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する設計とする。また，154kV送電線1回線は，東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し，さらに，上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも，外部電源から電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所，西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすること及びあらかじめ定められた手順，体制等に基づき，昼夜問わず，確実に実施されることを確認している。また，東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすること

を確認している。

設計基準対象施設は，電線路のうち少なくとも１回線が，同一の送電鉄塔に架線されていない，他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。

また，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され，台風等による強風発生時の事故防止対策が図られ，さらに，送電線の近接箇所においては，鉄塔を移設することにより，必要な離隔距離が確保された送電線から受電する設計とする。

2.3　発電用原子炉施設の電力供給確保

設計基準対象施設に接続する電線路は，いずれの２回線が喪失した場合においても電力系統から発電用原子炉施設への電力の供給が停止しない設計とし，275kV 送電線 2 回線は起動変圧器を介して接続するとともに，154kV 送電線１回線は予備変圧器を介して接続する設計とする。

開閉所から主発電機側の送受電設備は，十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに，耐震性の高い，可とう性のある懸垂碍子及び重心の低いガス絶縁開閉装置を設置する設計とする。

さらに，防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに，塩害を考慮し，275kV 送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄できる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

2.4　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

設計基準対象施設に施設する常用電源設備は，「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第 4 条から第 16 条まで，第 19 条から第 28 条まで及び第 30 条から第 35 条までのうち関連する事項に対する技術的要件を満たす設計とする。

電気設備における感電，火災等の防止，電路の絶縁，電線等の断線の防止，電線の接続，電気機械器具の熱的強度，高圧又は特別高圧の電気機械器具の危険の防止，電気設備の接地，電気設備の接地の方法，発電所等へ取扱者以外の者の立入の防止及び架空電線等の高さについて各事項を準用し，感電，火災等の防止を講じた設計とする。

特別高圧電路等と結合する変圧器等の火災等の防止，過電流からの電線及び電気機械器具の保護対策及び地絡に対する保護対策について各事項を準用し，異常の予防及び保護対策を講じた設計とする。

電気設備の電気的，電磁的障害の防止について準用し，電気的，電磁的障害の防止を講じた設計とする。

ガス絶縁機器の危険の防止及び水素冷却式発電機の施設について各事項を準用し，高圧ガスによる危険の防止を講じた設計とする。

発変電設備の損傷による供給支障の防止，発電機の機械的強度並びに高圧及び特別高圧の電路の避雷器の施設について各事項を準用し，供給支障の防止を講じた設計とする。

なお，所内には常用電源設備として高周波利用設備，低圧，高圧の架空電線，他事業者が設置した架空電線及び電力保安通信設備に関する該当設備はない。

3.　施設の詳細設計方針

常用電源設備は，外部電源，発電機，ガス絶縁開閉装置，変圧器及び常用系の所内電源設備等にて構成する設計とする。

本章では，基本方針に示す内容に対する各設備の詳細設計方針を「3.1　外部電源に関する設計」,「3.2　発電機に関する設計」,「3.3　ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計」及び「3.4 所内電源設備に関する設計」にて説明する。なお，系統の詳細については，添付図面「第 1-1-1 図　送電関係一覧図」及び添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図（1／5)」に示す。

3.1　外部電源に関する設計

3.1.1　電力系統の概要

設計基準対象施設に連系する外部電源である送電線は，送受電可能な回線として，275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び受電専用の回線として 154kV 送電線 1 ルート 1 回線の合計 2 ルート 3 回線で電力系統に連系する。275kV 送電線 2 回線は，約 17 km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に接続する。また，154kV 送電線 1 回線は，約 9 km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に接続する。

詳細は添付図面「第 1-1-1 図　送電関係一覧図」に示す。

3.1.2　独立性が確保された電線路からの受電

送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所（以下「那珂変電所」という。）又は東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所（以下「茨城変電所」という。）のいずれかが停止しても，本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。具体的には，那珂変電所が全停した場合においても，東京電力パワーグリッド株式会社西水戸変電所（以下「西水戸変電所」という。）を経由して茨城変電所から受電可能であること，茨城変電所が全停した場合においても，那珂変電所から受電可能であることを確認している。

東海第二発電所周辺の主な電力系統を図 1 に示し，那珂変電所全停時の供給系統を図 2 に，茨城変電所全停時の供給系統を図 3 に示す。

これらの電力系統は，それぞれ 1 回線で東海第二発電所の重要安全施設がその機能を維持するために必要となる非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機も含む。）3 台相当の約 14 MW 以上が供給できる容量を有した設計とするため，表 1 のとおり，那珂変電所から受電する場合，275kV 送電線は 1 回線当たりの容量が約 1138 MW の設備を有した設計とする。茨城変電所から受電する場合，154kV 送電線の容量が約 269 MW の設備容量を有した設計とする。また，那珂変電所全停時に西水戸変電所から受電する場合に使用する 66kV 送電線 1 回線当たりの容量においても，東海第二発電所の重要安全施設がその機能を維持するために必要となる非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機も含む。）3 台相当の約 14 MW を上回る約 130 MW 以上の設備容量を有した設計とする。

また，那珂変電所が停止した場合の，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所，西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートでの本発電所への電力供給については，あ

らかじめ定められた手順，体制等に基づき，昼夜問わず，確実に実施されることを確認している。

表１　送変電設備一覧

送電線名称	電線仕様		
	電圧	線種（導体数）	設備容量
東海原子力線	275 kV	ACSR 810（2 導体）	約 1138 MW
村松線・原子力１号線	154 kV	ACSR 610（1 導体）	約 269 MW
湊線・青柳線	66 kV	TACSR 410（1 導体）	約 130 MW
		TACSR 810（1 導体）	約 196 MW
		TACSR 810（1 導体）	約 222 MW

変電所名称	変圧器仕様	
	電圧	設備容量
那珂変電所	275/154 kV	450 MVA×4 台
茨城変電所	154/66 kV	200 MVA×2 台
		100 MVA×2 台

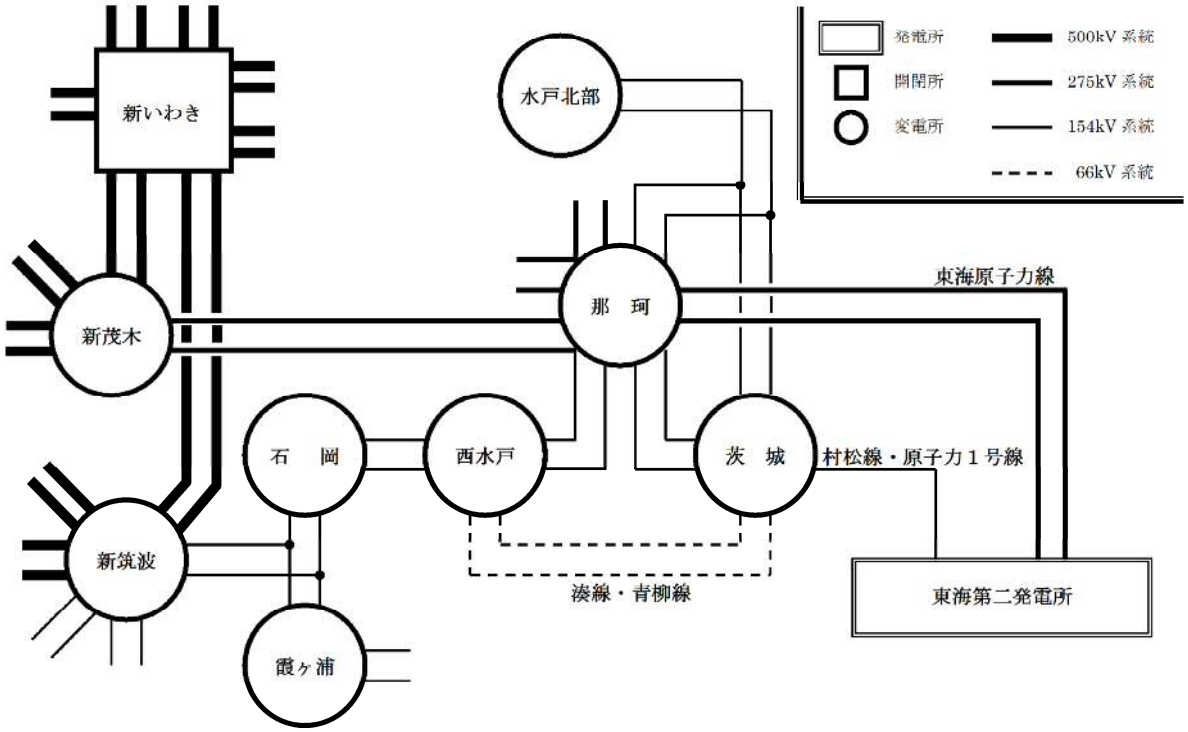


図１　東海第二発電所周辺の主な電力系統

NT2 補① V-1-9-2-1 R8

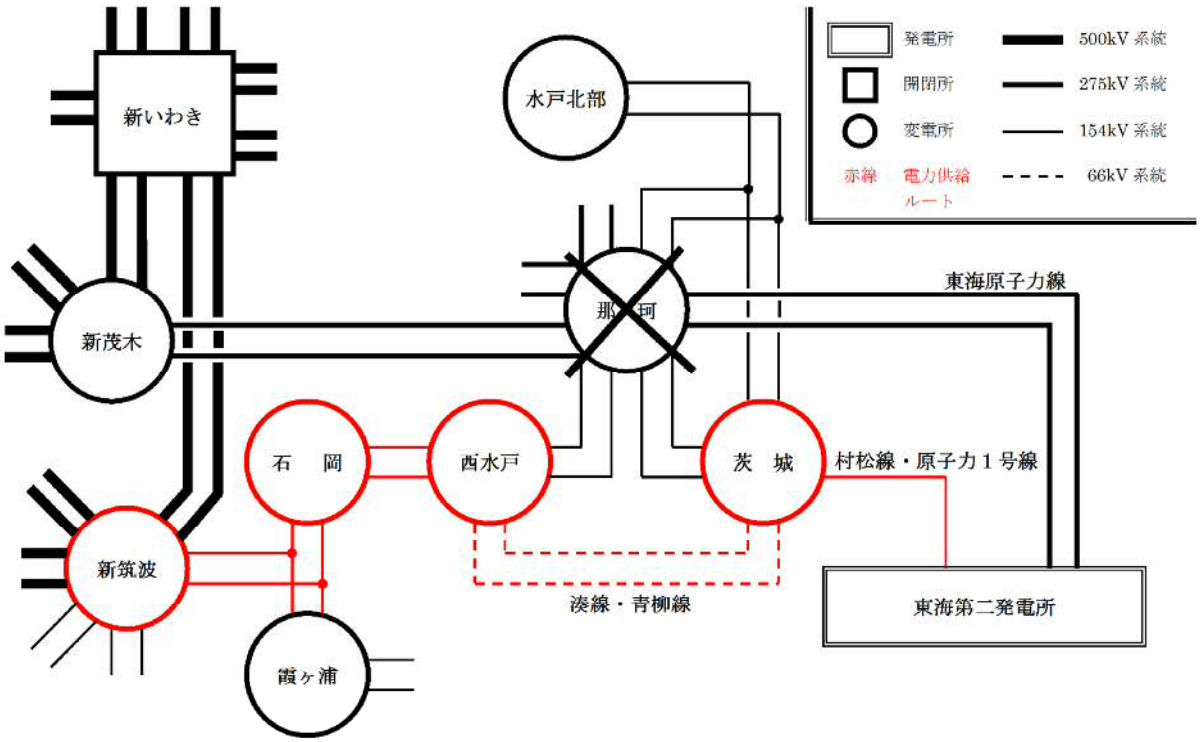


図２　那珂変電所全停時の供給系統

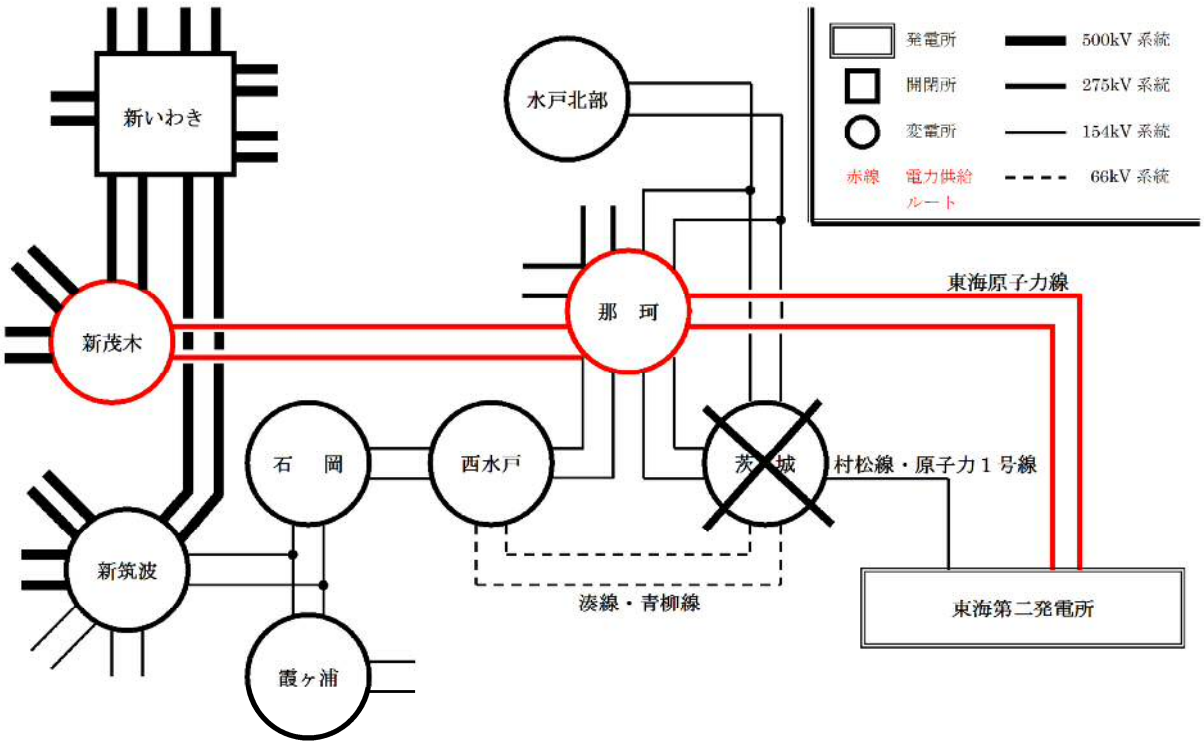


図３　茨城変電所全停時の供給系統

3.1.3　物理的分離が施された電線路からの受電

3.1.3.1　送電線の物理的分離

設計基準対象施設に連系する 275kV 送電線（東海原子力線）2 回線と 154kV 送電線（村松線・原子力 1 号線）1 回線は，異なるルートを通過し，同一の送電鉄塔に架線しないよう，275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。

275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線のルートを図 4 に示す。

275kV 送電線（東海原子力線）と 154kV 送電線（村松線・原子力 1 号線）の近接箇所については，鉄塔を移設することにより，仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保する設計とすることで，物理的に分離した設計とする。

なお，外部電源線である 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線において，交差箇所は無い。

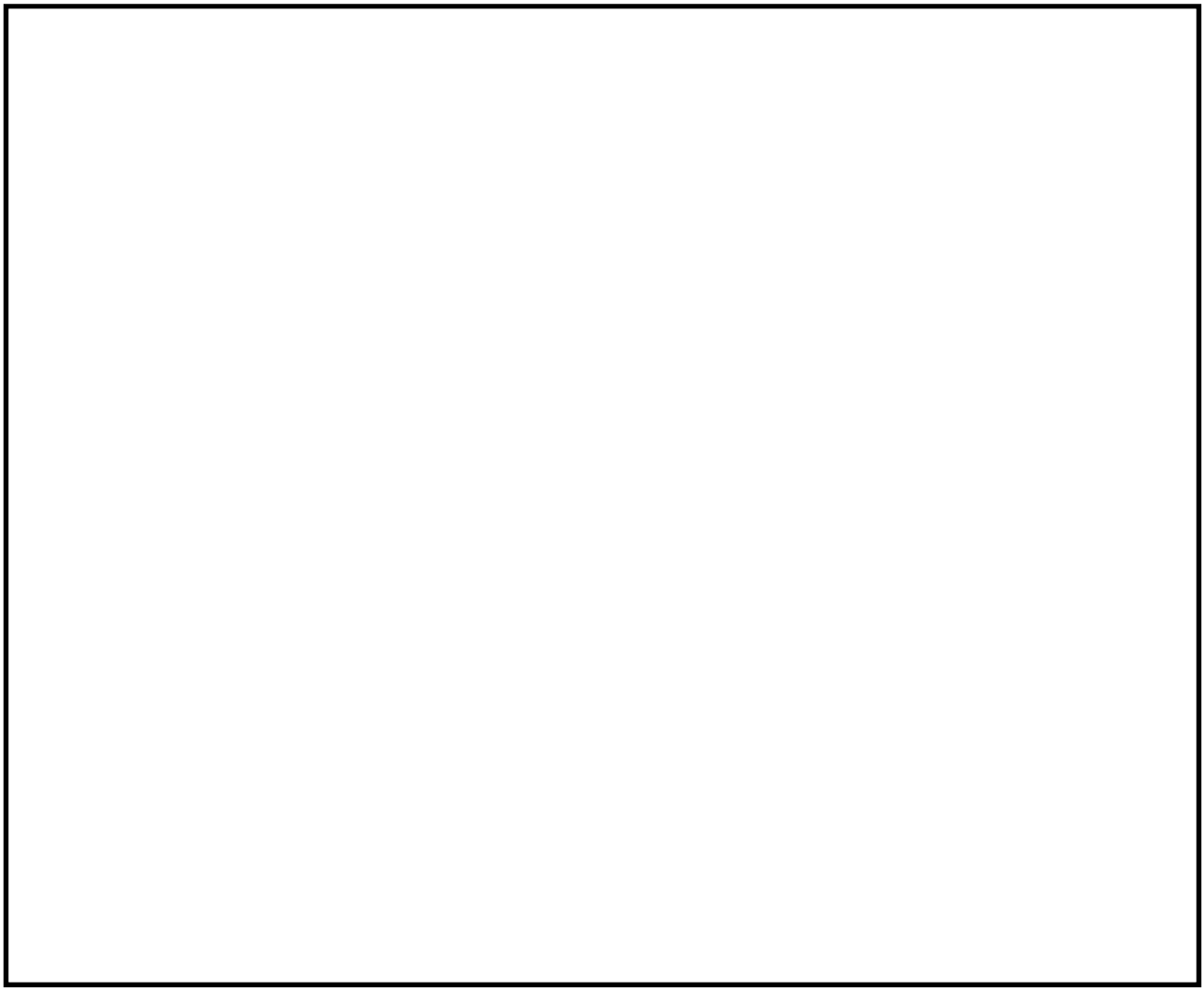


図 4　275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線のルート

3.1.3.2　鉄塔基礎の安定性

設計基準対象施設に連系する 275kV 送電線（東海原子力線）2 回線と 154kV 送電線（村松線・原子力 1 号線）1 回線を鉄塔基礎の安定性評価対象線路とし，図 5 に示す。

これらの線路は，極力，地すべり危険箇所等を回避するルートを選定するとともに，個別に現地の地質や地形に応じた基礎形状を選定するなど鉄塔基礎の安定性を確保した設計とされていることを確認している。

さらに，対象送電線の全鉄塔について鉄塔敷地周辺において，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜地の崩壊の危険性が無いことを確認し，地震による二次的被害を受けない設計とされていることを確認している。具体的な評価項目と評価方法及び評価結果については以下のとおり。

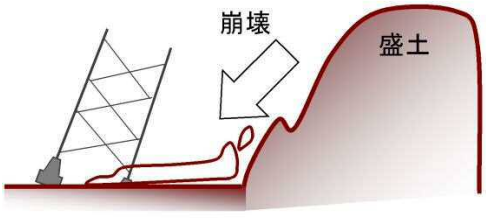
図 5　基礎の安定性評価対象線路

(1)　評価項目

鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える 3 つの事象について評価する。

a．大規模な盛土の崩壊

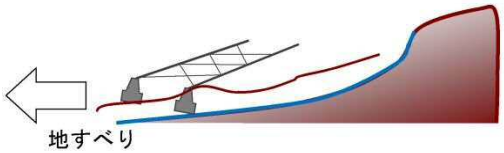
対象鉄塔周辺には盛土崩壊時に基礎の安定性に影響を与えるような大規模な盛土は存在しないこと。



【大規模な盛土崩壊】

b．大規模な地すべり

大規模な地すべりを誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変がないこと。



【大規模な地すべり】

c．急傾斜地の崩壊

急傾斜地の崩壊を誘発する地盤の亀裂及び切土等の地形改変がないこと。



【急傾斜地の崩壊】

(2)　評価方法及び評価結果

・大規模な盛土の崩壊

a．評価方法

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し，人工的に土地の改変が加えられた箇所等を抽出する。また，送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに，車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認を行い，漏れの無いよう盛土箇所を抽出する。

上記から現地踏査が必要と判断された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b.　評価結果

抽出の結果，鉄塔 80 基のうち，275kV 東海原子力線で 2 基が抽出された。対象鉄塔 2 基について，当該盛土の立地状況や形状及び規模，鉄塔との距離等が確認された結果，鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており，仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。

・大規模な地すべり

a.　評価方法

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図に示される範囲及びその近傍に設置されている鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果，該当する鉄塔は無く，基礎の安定性に影響はないと判断された。

・急傾斜地の崩壊

a. 評価方法

国土地理院発行の地形図等を使用し，鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が 30 度以上かつ逆Ｔ字基礎の鉄塔を抽出する。

抽出された鉄塔について，地質の専門家による現地踏査を実施し，詳細な地形，地質変状等を調査し，基礎の安定性を評価する。

b. 評価結果

抽出の結果，鉄塔 80 基のうち 5 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。抽出された 5 基について地質専門家による現地踏査等により，崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所がみられた鉄塔は無く，問題ないと判断された。

以上より，評価対象線路について，鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認した。対象線路ごとの評価結果について表 2 に示す。

表 2　基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査確認基数			対応必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力１号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基
3 線路合計	80 基	2 基	0 基	5 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社)」）

3.1.3.3　送電線の強風対策

送電線の強風対策については，電気設備技術基準に基づき，風速 40 m/s の風圧荷重，各種想定荷重に対し，強度を有する設計とする。また，取替や大規模な改造を実施する送電設備については，過去の大型台風による鉄塔損壊事故等を踏まえた国の検討結果や民間規格（送電用支持物設計標準「ＪＥＣ－１２７」，架空送電規程「ＪＥＡＣ６００１」）に基づき，送電線施設箇所の気象条件や地形条件等を考慮した設計とする。

また，送電線の着氷雪対策についても，電気設備技術基準に適合するとともに，取

替や大規模な改造を実施する送電設備については，送電用支持物設計標準「ＪＥＣ－１２７」に基づいた設計とする他，架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

3.1.4　機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止

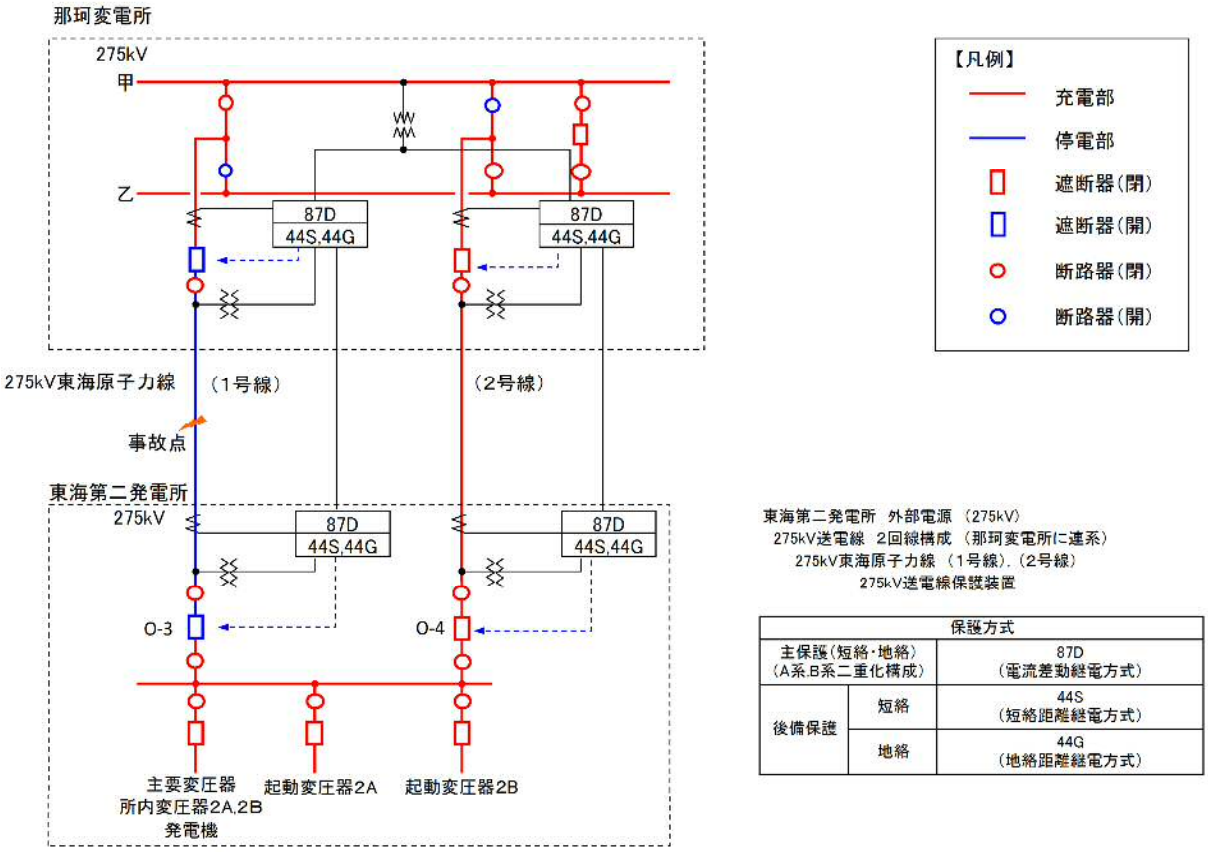
送電線は，各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 3 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 6 に示す。

異常を検知した場合は，送電線の引込部に設置するガス絶縁開閉装置の遮断器が自動的に開放されることにより，故障等の拡大を防止する設計とする。

送電線は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないよう，多重化した設計とし，1 系統の故障が発生した場合，遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 3　保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
275kV 送電線	短絡，地絡	電流差動継電器（87）	0-3，0-4 （線路用 275kV 遮断器）
	短絡	短絡距離継電器（44）	
154kV 送電線	短絡	短絡距離継電器（44）	0-71 （予備変圧器受電用 154kV 遮断器）
	過電流	過電流継電器（51）	
	電力方向	電力方向継電器（67）	
	周波数異常	周波数継電器（95）	
	過電圧	過電圧継電器（59）	
	地絡	地絡過電圧継電器（64）	
	不足電圧	交流不足電圧継電器（27）	



(a) 275kV 東海原子力線 1 号線故障時



(b) 154kV 原子力 1 号線故障時

図 6　送電線保護装置

3.1.5　1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては，安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し，故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって，安全施設への電力の供給が停止することがないように，電力供給の安定性を回復できる設計とする。

275kV 送電線において，3 相のうち 1 相の電路の開放が生じた場合，電力送電時においては，送電線保護装置による 3 相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，保護装置による検知が期待できない場合の 1 相開放故障の発見や，その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

154kV 送電線で 1 相開放故障が発生した状況においては，各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで，1 相開放故障の発見や，その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

また，275kV 送電線は多重化した設計であるため，1 回線で 1 相開放故障が発生した場合においても，残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり，安全施設への電力の供給が不安定になることはない。

保安規定により，送電線の故障発生時の対応として，外部電源数の運用上の制限等について定め管理する。

3.2　発電機に関する設計

3.2.1　機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止

発電機は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 4 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 7 に示す。

表 4　保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
発電機	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0-13 （発電機並列用 275kV 遮断器）
	逆相，相不平衡電流	逆相過電流継電器（46）	
	界磁喪失	界磁喪失継電器（40）	
	地絡	地絡過電圧継電器（64）	
	後備保護	後備保護継電器（21）	
	電力方向，地絡方向	逆電力継電器（32）	
	過励磁	過励磁継電器（V/F）	
	発電機固定子冷却水喪失	水素固定子冷却盤継電器	

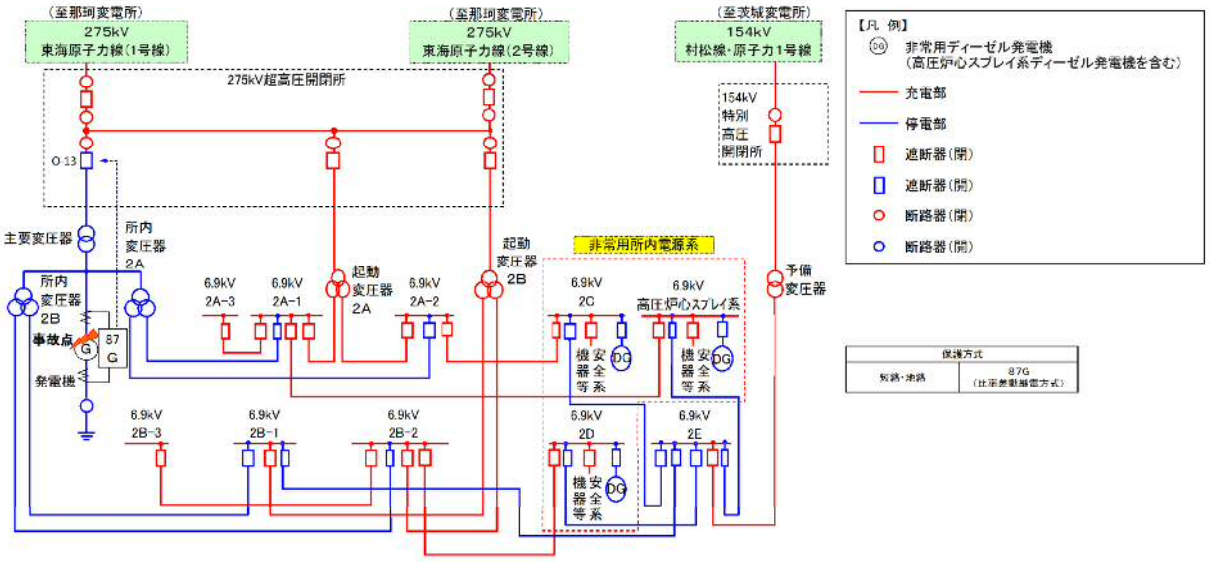


図 7　発電機保護

3.2.2　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

発電機は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）等で定められた適切な仕様のものを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，発電機及び電路は，充電部分が筐体内に内包され，露出箇所がない設計とする。

電路の絶縁のため，発電機の電路は，相分離母線構造を採用し，大地から絶縁する設計とする。

電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに,絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。

発電機の冷却方法は，固定子コイルを水冷却，回転子コイルを水素直接冷却する設計とし，「ＪＥＣ－１１４」に規定する熱的強度に適合する設計とする。

発電機あるいは発電機の鉄台等の接地及び接地の方法については，Ａ種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所の回りには，フェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を保護継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とし，その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。

また，地絡が発生した場合に発電機を電路から遮断するための遮断器を施設する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施等により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　高圧ガス等による危険の防止

発電機は，水素の漏えい又は空気が混入するおそれのないよう，全閉自力通風方式を採用し，空気と接触する可能性がある軸封部には密封油装置による密封機構を設ける設計とする。また，設備の点検等の作業のために水素ガスを安全に放出できる設計とする。

軸封部から水素が漏えいした場合には，置換ガスとして軸封部に窒素ガスを封入することができる装置を設ける設計とする。また，水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有する設計とする。

発電機内の水素の純度，圧力及び温度を計測し，異常を検知した場合は警報を発信する設計とする。

(5)　供給支障の防止

発電機に過電流等の異常が生じた場合，自動的に発電機を電路から遮断するため遮断器を設ける設計とする。発電機は，短絡電流及び非常調速装置が動作した際に達す

る回転速度に対して，十分な機械的強度を有する設計とする。また，発電機は，軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。

発電所には発電機の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.3　ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計

3.3.1　発電用原子炉施設の電力供給確保

3.3.1.1　2回線喪失時の電力供給継続

275kV 送電線 2 回線は，275kV ガス絶縁開閉装置と連系し，起動変圧器を介して電力を東海第二発電所へ供給する設計とする。

154kV 送電線 1 回線は，154kV ガス絶縁開閉装置と連系し，予備変圧器を介して電力を東海第二発電所へ供給する設計とする。

ガス絶縁開閉装置は，遮断器を含んでおり，これらの多重化した電力系統は，遮断器の開閉操作により系統切替又は隔離を行うことが可能な設計とし，外部電源のいずれの 2 回線が喪失しても，発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない設計とする。

これらの詳細な系統を，添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図（1／5)」に示す。また，ガス絶縁開閉装置等を設置する 275kV 超高圧開閉所の平面図を図 8 に示し，2 回線喪失時における電力供給の継続について非常用母線への供給を例に図 9 に示す。

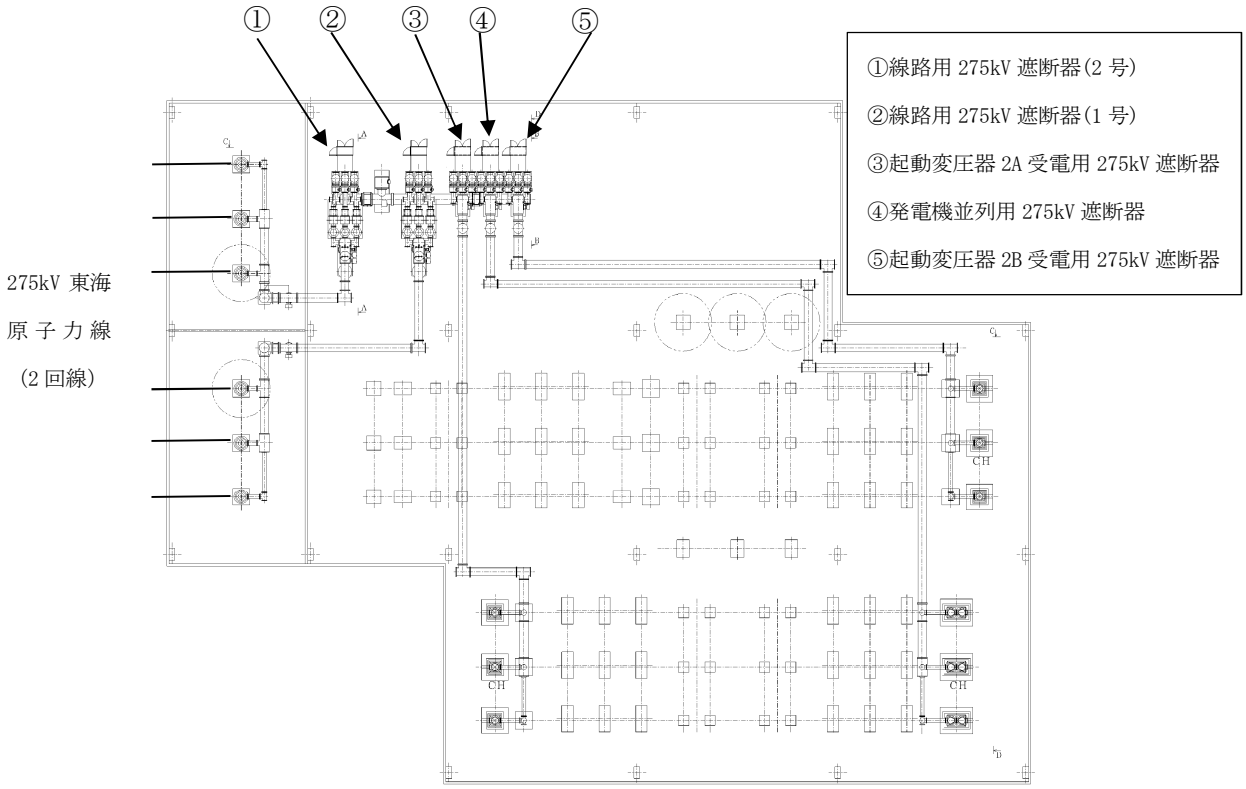
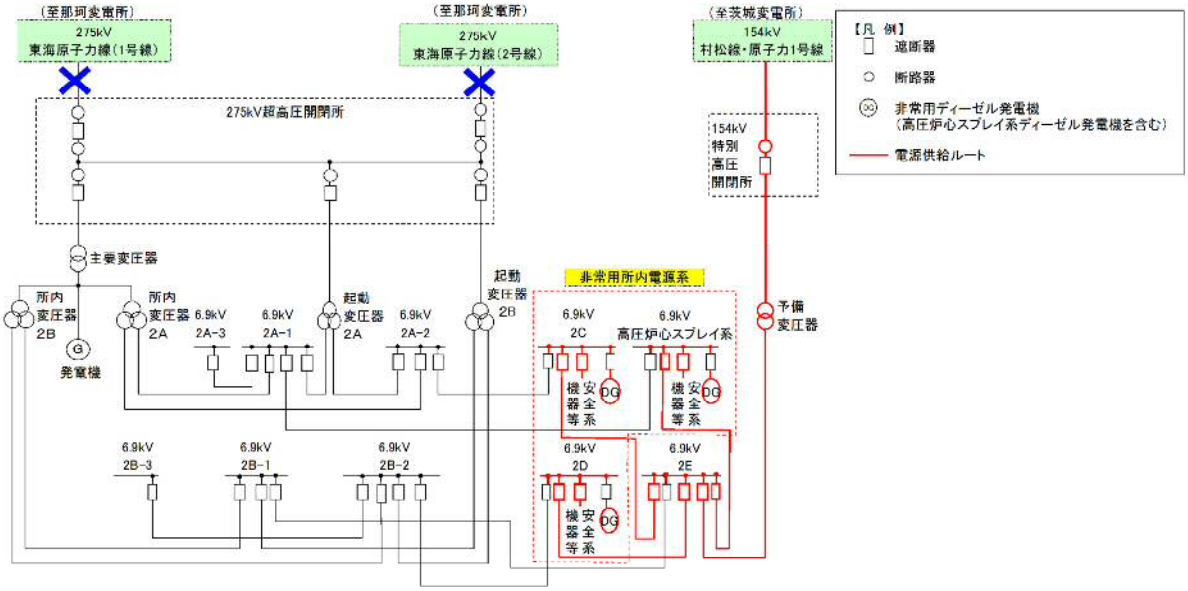
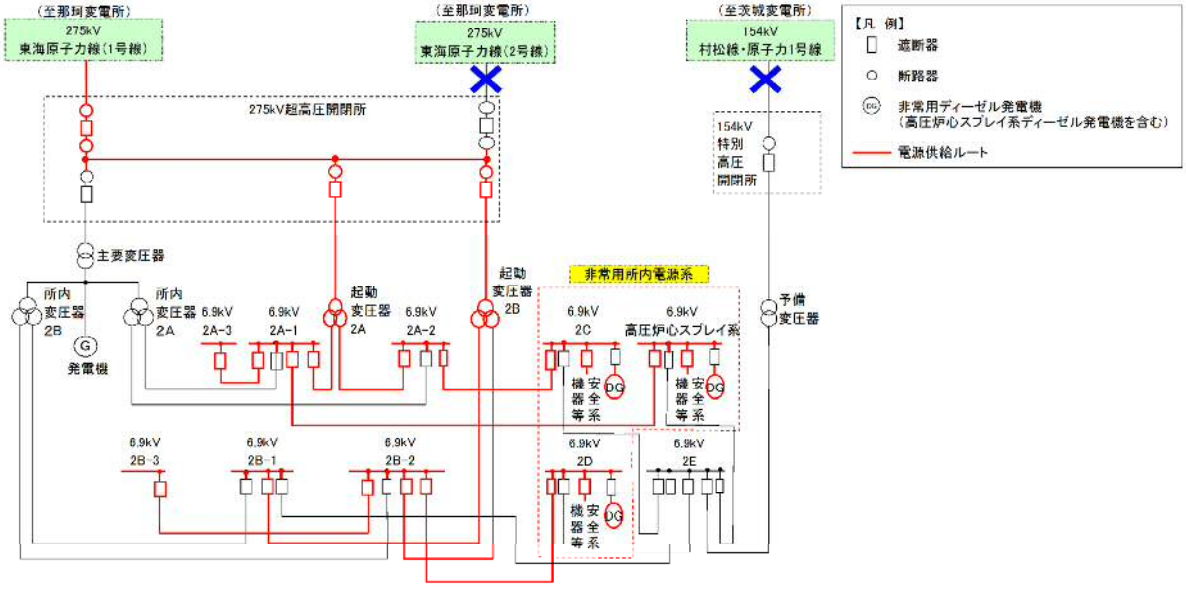


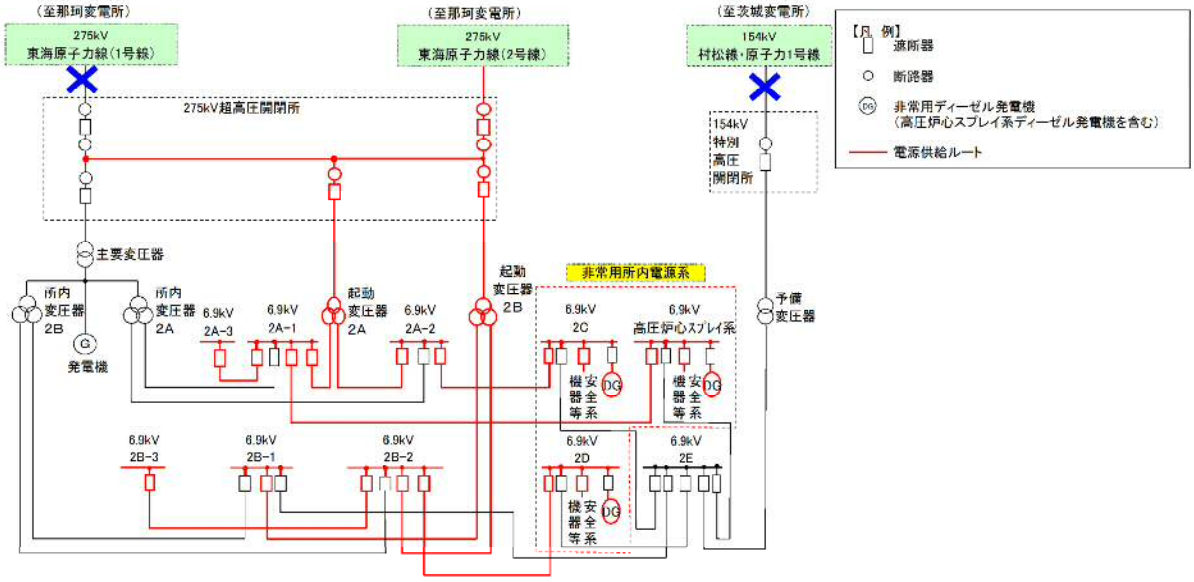
図 8　275kV 超高圧開閉所の平面図



(a) 275kV 東海原子力線 2 回線停電時



(b) 275kV 東海原子力線 1 回線 (2 号線) 及び 154kV 原子力 1 号線停電時



（c）275kV 東海原子力線 1 回線（1 号線）及び 154kV 原子力 1 号線停電時

図 9　2 回線電源喪失時の電源供給例

3.3.1.2　開閉所等の基礎

275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所から発電機側の送受電設備であるガス絶縁開閉装置，主要変圧器，所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，ケーブル洞道及びケーブルトラフは，不等沈下又は傾斜等が起きないよう十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とする。

275kV 超高圧開閉所に設置されているガス絶縁開閉装置は杭基礎構造とし，1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

154kV 特別高圧開閉所に設置されているガス絶縁開閉装置，予備変圧器は直接基礎構造とし，1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

開閉所平面配置図を図 10 に，開閉所基礎図を図 11 に示す。

主要変圧器，所内変圧器，起動変圧器の基礎は杭基礎とし，杭を介して岩盤支持する設計とする。

ケーブル洞道は，主要変圧器及び起動変圧器から 275kV 超高圧開閉所まで連絡しており，ケーブルトラフは予備変圧器から原子炉建屋付属棟近傍までを連絡している。基礎は直接基礎構造とし，1.0Ci の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

変圧器，ケーブル洞道及びケーブルトラフ配置図を図 12 に，変圧器，ケーブル洞道及びケーブルトラフ基礎図，構造図を図 13 に示す。

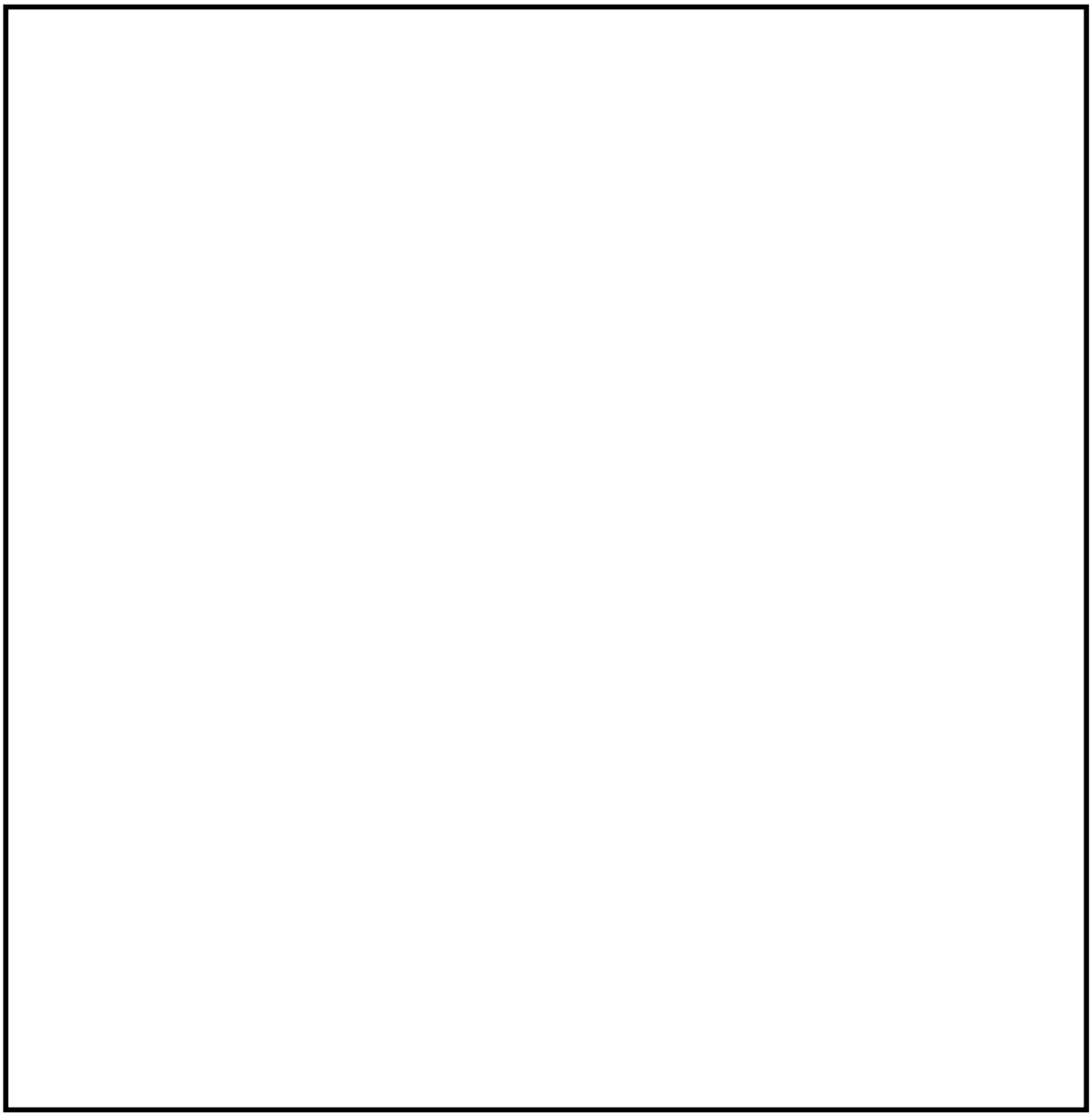
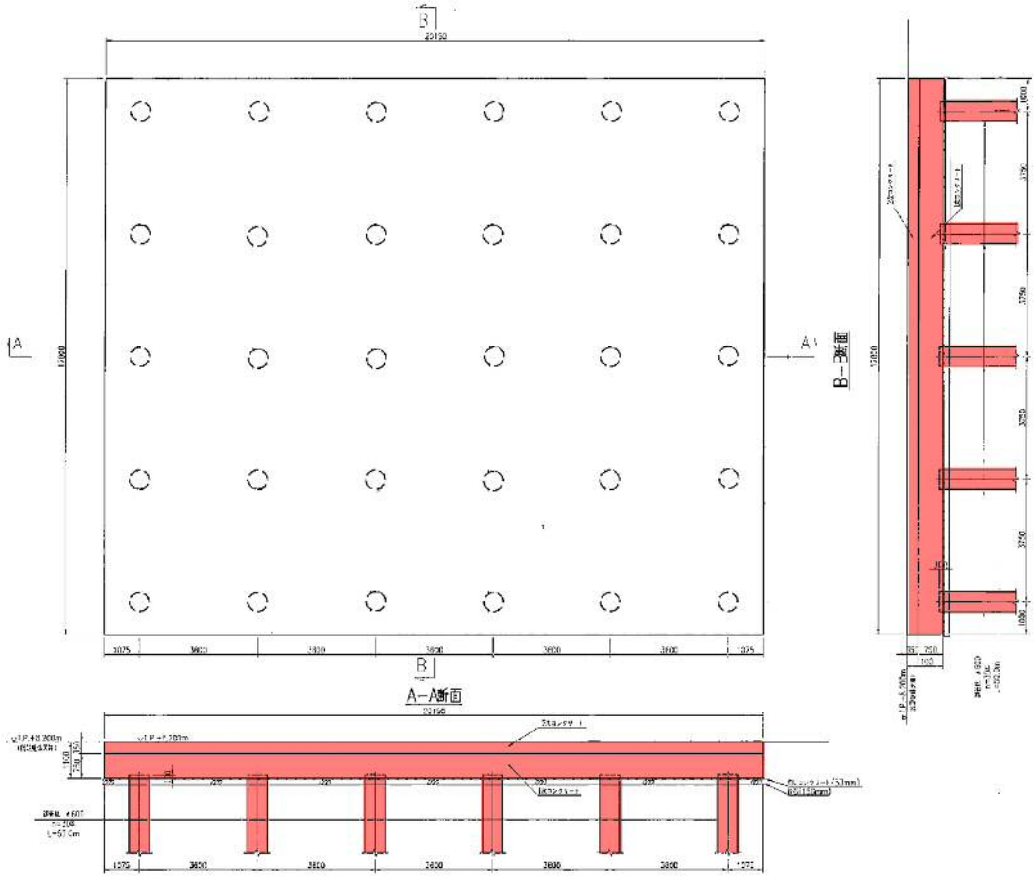
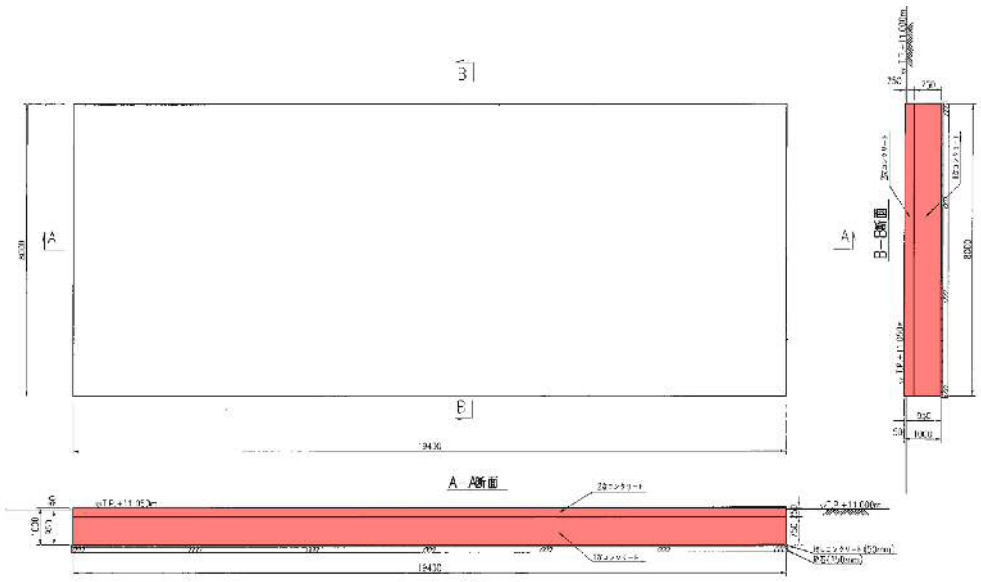


図 10　開閉所平面配置図



（275kV 超高圧開閉所基礎図：杭基礎）



（154kV 特別高圧開閉所（予備変圧器含む）基礎図：直接基礎）

図 11　開閉所基礎図

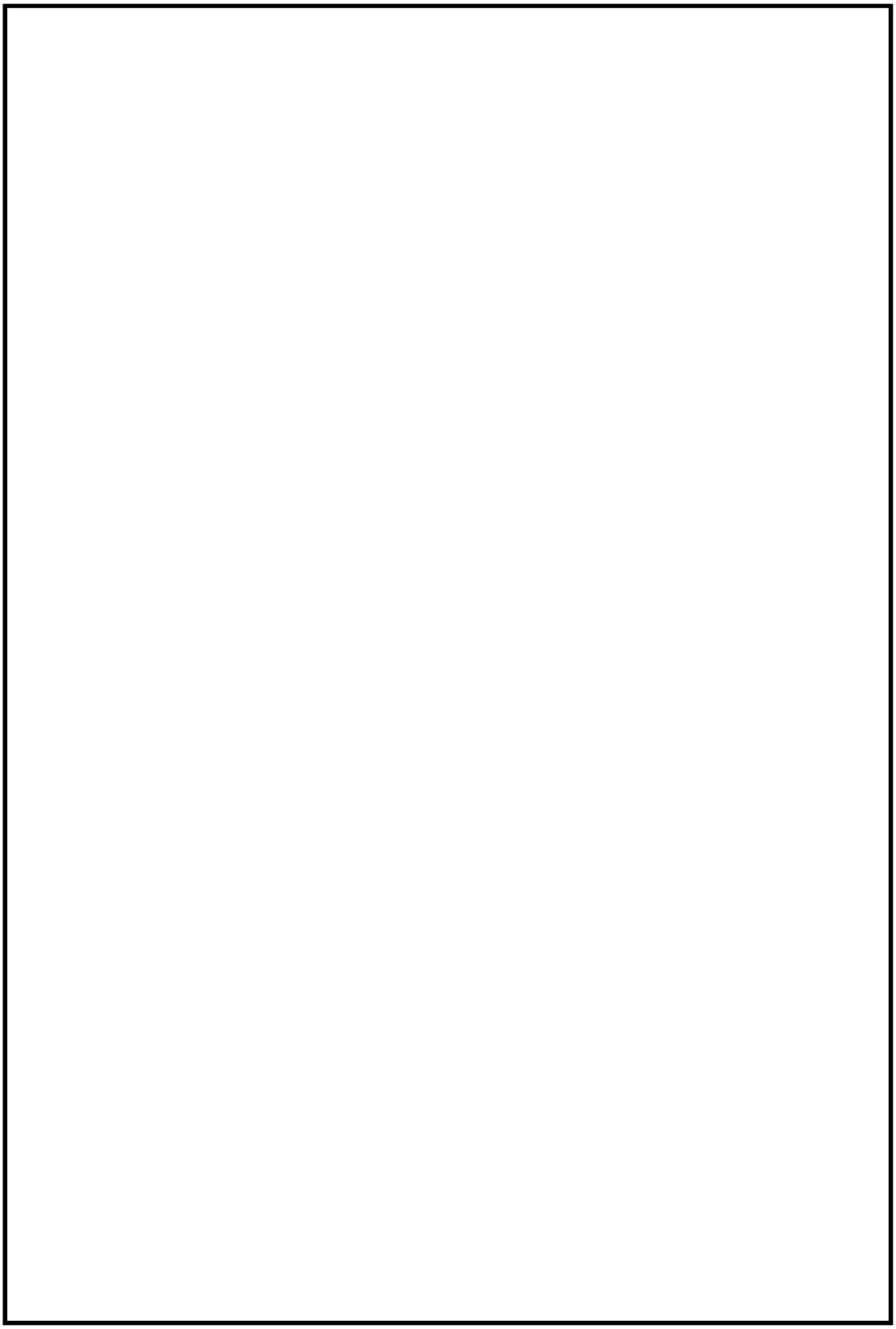
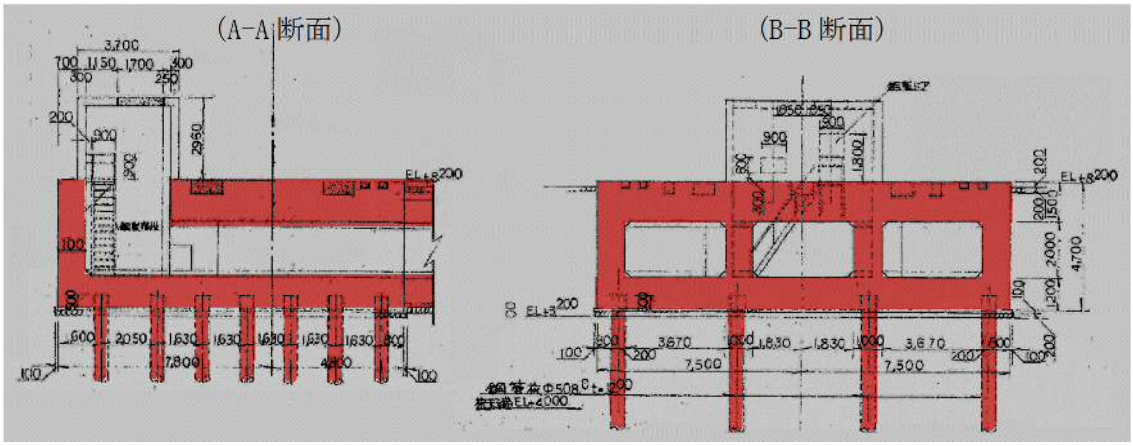
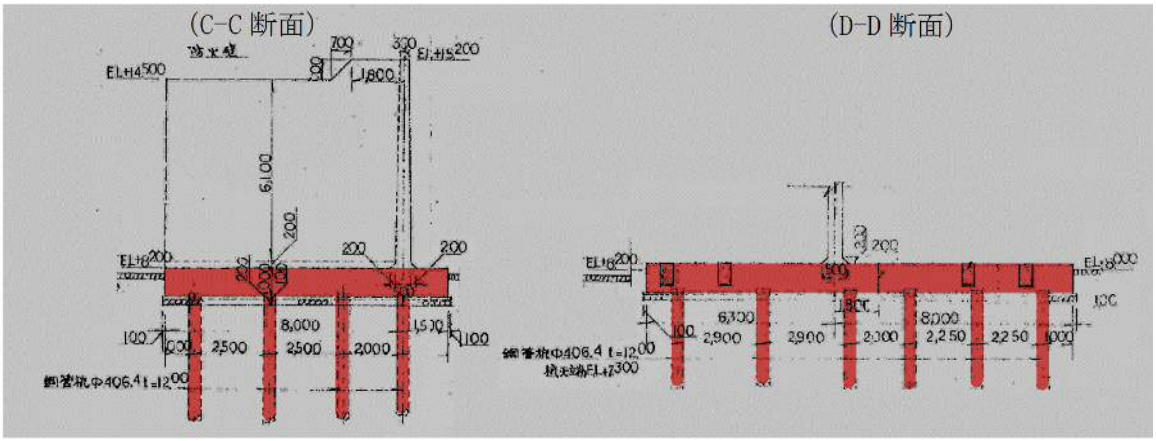


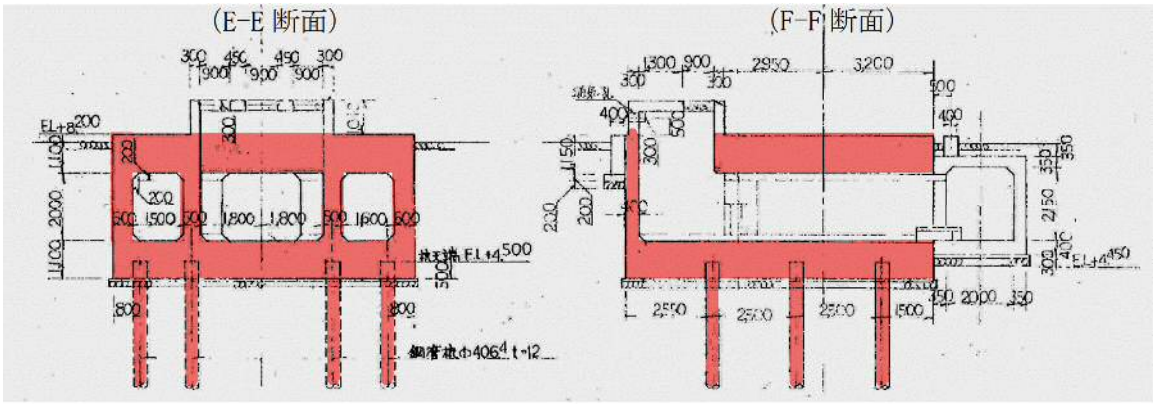
図 12　変圧器，ケーブル洞道及びケーブルトラフ配置図



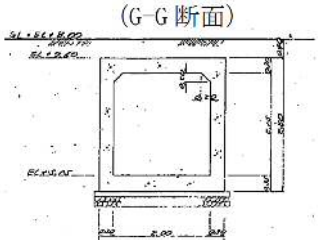
(主要変圧器基礎図：杭基礎)



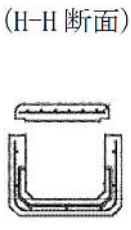
(所内変圧器基礎図：杭基礎)



(起動変圧器基礎図：杭基礎)



(ケーブル洞道構造図)



(ケーブルトラフ構造図)

図 13　変圧器，ケーブル洞道及びケーブルトラフ基礎図，構造図

3.3.1.3　碍子及び遮断器等の耐震性

275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所及び 275kV 超高圧開閉所から発電機側の送受電設備は耐震性の高いものを使用する。

碍子は，長幹碍子に比べ，可とう性のある懸垂碍子を使用する。長幹碍子及び懸垂碍子の外観について図 14，図 15 に示す。

遮断器等は，気中遮断器に比べ，重心が低く耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

なお，275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所の送電線上流側接続先である那珂変電所，茨城変電所までの碍子についても，長幹碍子が使用されていないことを確認している。

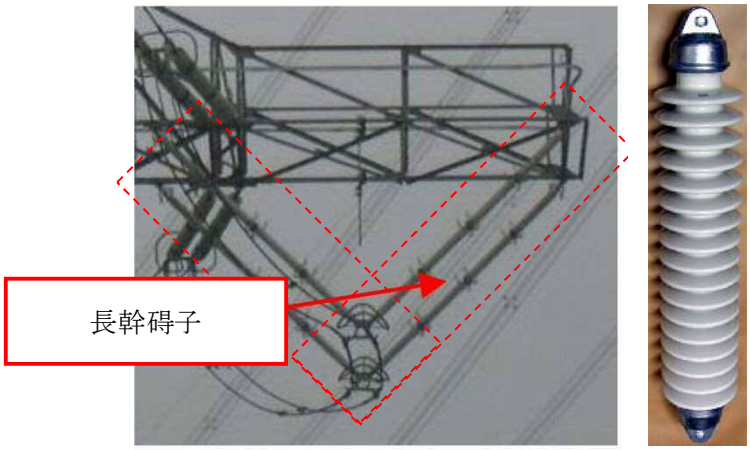


図 14　長幹碍子



図 15　懸垂碍子

3.3.1.4　碍子及び遮断器等への津波の影響

碍子及び遮断器等は，防潮堤を設置することにより基準津波の影響を受けないエリアとなる 275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所に設置する。基準津波による発電所周辺の最高水位分布を図 16 に示す。



図 16　基準津波による発電所周辺の最高水位分布

3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策

275kV 送電線引留部の碍子に対しては，塩分等が碍子表面に付着することにより絶縁性能が著しく低下することを防止するため，活線状態で洗浄を実施できる碍子洗浄装置を設置する。154kV 送電線引留部の碍子は，「電気協同研究第 35 巻第 3 号変電設備の対塩設計（電気協同研究会）」にて，想定塩分付着密度から設定される汚損地区と電圧階級に応じ，必要となる塩害対策の考え方が定められおり，東海第二発電所 154kV 特別高圧開閉所は碍子の絶縁強化で対策が可能である。また，これまでの碍子の塩分付着密度測定実績より，汚損地区の選定に問題がないことを確認していることから，碍子洗浄は不要である。碍子洗浄装置外観（イメージ）を，図 17 に示す。

遮断器等の塩害対策としては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。



図 17　碍子洗浄装置外観（イメージ）

3.3.2　機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止

保安電源設備は，機器の損壊，故障その他の異常を検知するため，変圧器，母線等の各保護対象設備に応じた保護継電器を設ける設計とする。表 5 に故障要因，検知する保護継電器及び異常の拡大防止のために動作する遮断器を示す。また，主な保護の概要を図 18，図 19 に示す。

ガス絶縁開閉装置の遮断器は，送電線の引込口及び主要変圧器，起動変圧器とガス絶縁開閉装置の区分箇所に設置し，メタルクラッド開閉装置の遮断器は，各変圧器の受電口，各母線間の区分箇所及び各負荷への送電口に設置する設計とする。

保安電源設備は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないよう，母線，変圧器のそれぞれを多重化し，1 系統の故障が発生した場合，遮断器にて系統分離が可能な設計とする。

表 5　保護継電装置の機能について

設備名	故障要因	保護継電器	動作する遮断器
主要変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0-13 （発電機並列用 275kV 遮断器）
	過電流	過電流継電器（51）	
所内変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0-13 （発電機並列用 275kV 遮断器）
	過電流	過電流継電器（51）	
起動変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0-83，0-84 （起動変圧器受電用 275kV 遮断器）
	過電流	過電流継電器（51）	
予備変圧器	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0-71 （予備変圧器受電用 154kV 遮断器）
母線	短絡，地絡	比率差動継電器（87）	0-3，0-4 0-13 0-83，0-84 （275kV 遮断器）

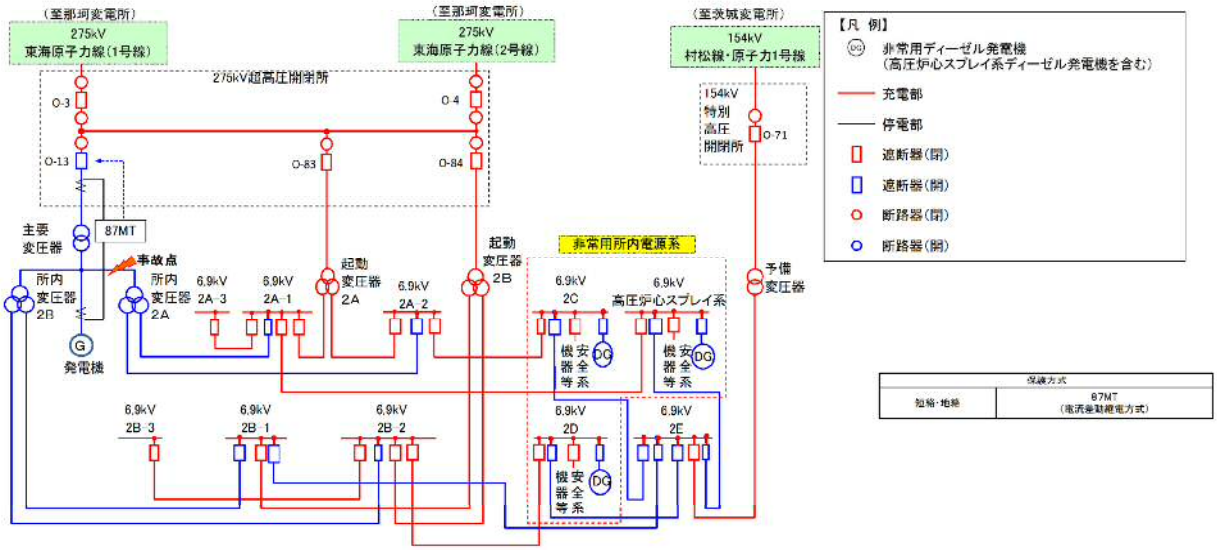


図 18　変圧器保護（主要変圧器の故障時）

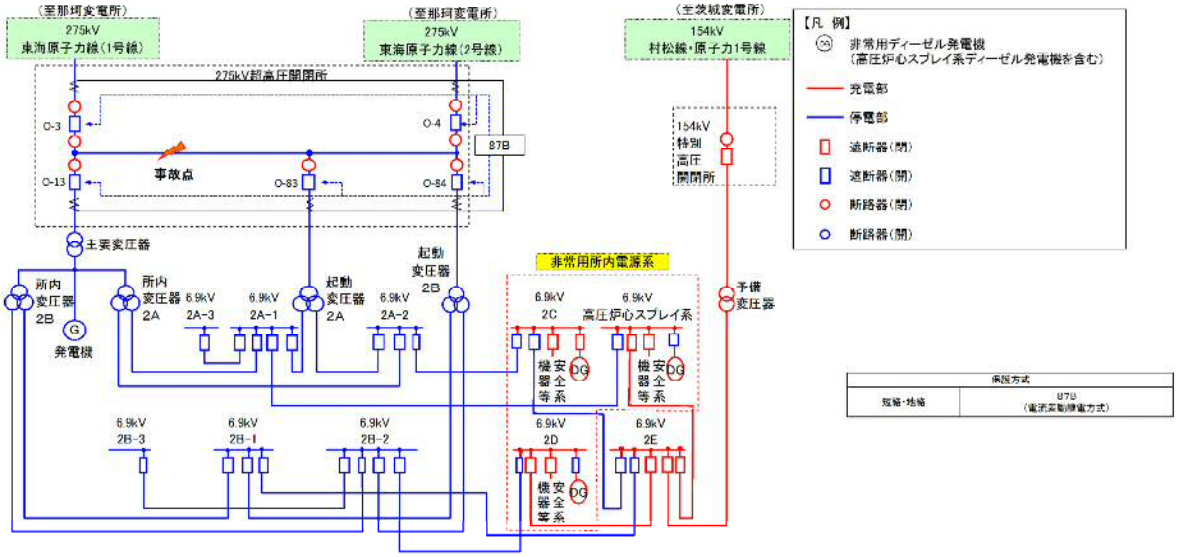


図 19　母線保護

3.3.3　1 相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復

外部電源に直接接続する変圧器として，起動変圧器及び予備変圧器を設置する設計とする。変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じ，安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては，自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）で故障箇所の隔離及び非常用母線の健全な電源からの受電切り替えが行われることにより，安全施設への電力供給の安定性を回復できる設計とする。

送電線の引込口から変圧器 1 次側は，電路が露出せず接地された筐体内に内包する設計とする。

起動変圧器及び予備変圧器は，変圧器 1 次側の接続部位に架線の碍子を用いず，接地された筐体内に設置するとともに，断線が発生しにくい設計とする。

遮断器等はガス絶縁開閉装置を採用し，導体を気中部に露出させず，接地された筐体内に内包する設計とする。また，絶縁スペーサで導体を支持する構造とし，導体の断線が発生しにくい構造とする。

接地された筐体内等に導体が収納された構造の例としてガス絶縁開閉装置の内部構造概要図を図 20 に示す。

変圧器の内部において断線した場合，アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで，地絡過電流継電器（51G）あるいは比率差動継電器（87）が動作する等，保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。異常を検知した場合は，遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され，非常用母線への供給は，自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

ガス絶縁開閉装置において断線が発生した場合，アークの発生により接地された筐体を通じ地絡が生じることで，地絡過電流継電器（51G）あるいは比率差動継電器（87）が動作する等，保護継電器にて異常の検知が可能な設計とする。電路の開放故障を検知した場合は，遮断器の自動動作により故障箇所が隔離され，非常用母線への供給は，自動的に健全な電源からの受電へ切り替わることができるインターロック回路を有する設計とする。

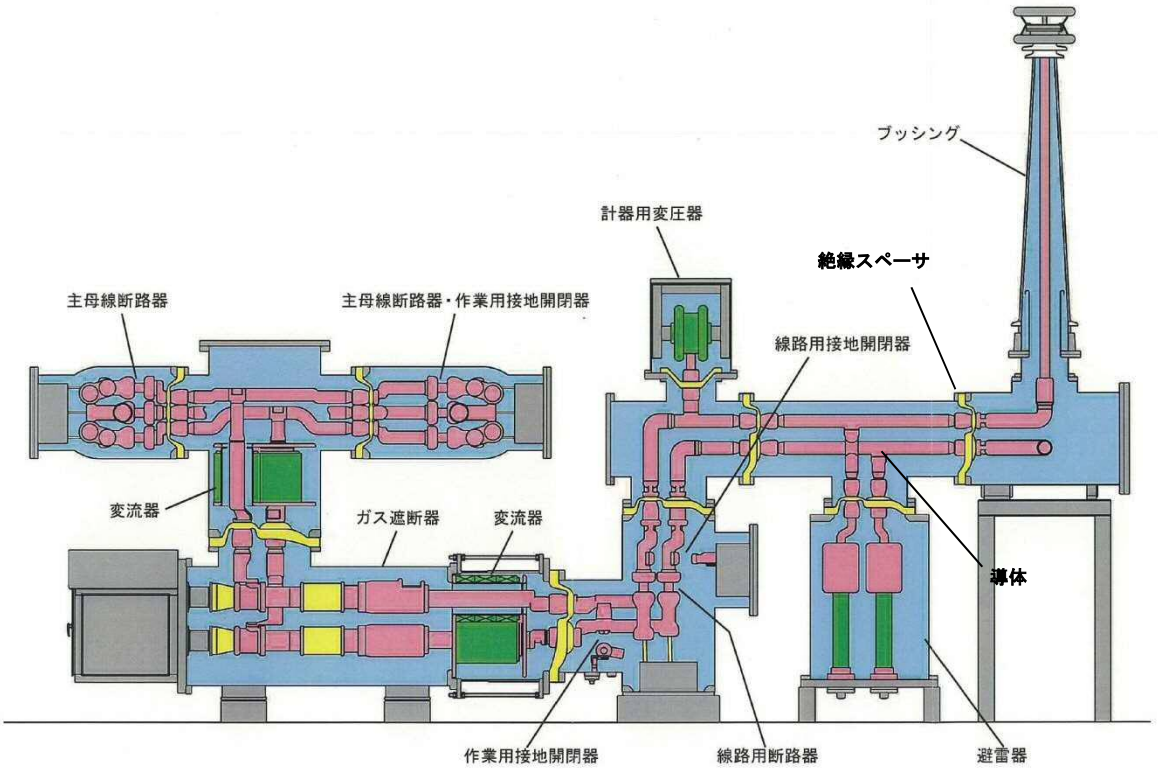


図 20　ガス絶縁開閉装置の内部構造概要図

3.3.4　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

特別高圧設備は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）等で定められた適切な仕様のものを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，ガス絶縁開閉装置，変圧器及び電路等の特別高圧設備は，充電部分が筐体内に内包され，露出箇所がない設計とする。

電路の絶縁のため，変圧器内の電路は，絶縁油内に設置する設計とし，ガス絶縁開閉装置内の電路は，SF_6ガスを充てんしたタンク内に設置することで，電路の絶縁を確保する設計とし，「ＪＥＣ－２２００」，「ＪＥＣ－２３００」等に規定する耐電圧試験により絶縁耐力が確保された設計とする。

電線の接続箇所は，端子台等により接続することで電気抵抗を増加させないとともに，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。「ＪＥＣ－２２００」，「ＪＥＣ－２３００」等に規定する熱的強度に適合する設計とする。

電気機械器具の危険防止のため，特別高圧の遮断器は，火災のおそれがないよう，閉鎖された金属製の外箱に収納し，隔離する設計とする。

電気設備の接地及び接地の方法については，Ａ種接地工事等適切な接地工事を施す設計とする。

また，取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所及び特別高圧設備の周りに

は，フェンス等を設ける設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

異常の予防及び保護対策のため，過電流を保護継電器にて検出し，遮断器を開放する設計とし，その作動に伴い動作する遮断器の開放状態を表示する装置を有する設計とする。また，地絡が発生した場合に開放するよう，発電所の送電線引出口に遮断器を施設する設計とする。

変圧器によって特別高圧電路に結合される高圧電路の母線には，特別高圧の電圧の侵入による高圧側の電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，避雷器を施設する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施等により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　高圧ガス等による危険の防止

ガス絶縁開閉装置に使用するガスは，可燃性，腐食性及び有毒性のないSF_6ガスを使用する設計とする。ガスの圧力低下により絶縁破壊を生ずるおそれのあるものは，絶縁ガスの圧力低下を警報する装置を設ける設計とする。

(5)　供給支障の防止

変圧器は，内部故障を検知し動作する保護装置を施設し，検知した場合，自動遮断及び警報を発報する設計とする。

なお，変圧器の冷却ファンの故障等が発生し変圧器温度が著しく上昇した場合は，警報を発報する設計とする。

発電所には特別高圧設備の運転に必要な知識及び技能を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計としている。

3.4　所内電源設備に関する設計

3.4.1　機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止

(1)　所内高圧系統及び所内低圧系統

発電機からの発生電力(19 kV)は主要変圧器にて 275 kV へ昇圧されガス絶縁開閉装置を介し送電されるとともに，所内変圧器にて 6.9 kV へ降圧し，所内高圧系統として常用高圧母線（2A-1，2A-2，2A-3，2B-1，2B-2，2B-3，2E：メタルクラッド開閉装置で構成）へ給電する。常用高圧母線及び所内低圧系統である常用低圧母線（2A-1，2A-2，2A-3，2A-5，2A-6，2B-1，2B-2，2B-3，2B-5，2B-6，2S：パワーセンタ及びモータコントロールセンタで構成）の構成に関して，添付図面「第 1-4-1 図　単線結線図(1／5)」に示す。常用高圧母線は，7 母線で構成し，通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。また，常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し，常用低圧母線へ給電する。過電流等の故障が発生した際，故障箇所を隔離できる設計とし，故障による影響が母線全体に波及することなく局所化できるとともに，他の安全施設への影響を限定できるように，高圧及び低圧母線は，母線から各負荷への引出口に開閉装置を設ける設計とする。

(2)　直流電源設備

直流電源設備の構成に関して，図 21 から図 23 に示すように，非常用として直流 125V 3 系統及び直流 24V　2 系統の蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成する。また，常用として直流 250V 1 系統の蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成する。常用の直流電源設備は，タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。また，必要箇所には配線用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

(3)　計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は，図 24 に示すように，計装用交流母線 4 母線で構成し，母線電圧は 120 V/240 V 及び 120 V である。常用の計測制御用電源設備は，非常用低圧母線と常用直流母線に接続する無停電電源装置及び非常用低圧母線に接続する電動発電機（原子炉保護系 M-G 装置）で構成する。また，必要箇所には，配線用遮断器を設置し，異常の拡大防止を行う設計とする。

(4)　ケーブル

常用電源設備の動力回路のケーブルは，許容電流を考慮したケーブルサイズを選定する等，負荷の容量に応じたケーブルを使用する。また，動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設する。

また，ケーブルは，補機や電路での過電流や地絡による損傷，感電，火災等の発生を防止できるよう遮断器等に接続し，遮断器等の端子部との接続については，ネジ止め等により電気抵抗を増加させない設計とする。

3.4.2　電気設備の異常の予防等に関する設計事項

所内電源設備は，原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を準用する設計とし，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）等で定められた適切な仕様のものを設置し，具体的には以下の設計とする。

(1)　感電，火災等の防止

感電，火災等の防止のため，電線路等その他の所内電源設備は，電線の接続箇所において電線の電気抵抗を増加させないようネジ止め等により接続する設計とし，絶縁性能の低下及び期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。所内電源設備に属する電路の接続箇所等は，筐体内やアクリルカバー等により充電部分に容易に接触できない設計とする。熱的強度については，期待される使用状態において，その電気機械器具に発生する熱に耐える設計とする。必要箇所には，異常時の電圧上昇等による影響を及ぼさないよう適切な接地を施す設計とする。

取扱者以外の者が容易に立入らないよう，発電所の周囲にはフェンス等を設ける設計とし，各電源設備の操作，点検等のために使用する扉等は施錠できる設計とする。

(2)　異常の予防及び保護対策

高圧電路と低圧電路とを結合する動力変圧器は，異常の予防及び保護対策のため，電気設備の損傷，感電又は火災のおそれがないよう，接地を施す設計とする。

所内電源設備から電力供給を行う各補機には，過電流を検知できるよう保護継電器を設置し，過電流を検出した場合は，自動的に遮断器を開放する設計とすることにより，電気機械器具の損傷並びに火災の発生を防止する設計とする。

(3)　電気的，磁気的障害の防止

閉鎖構造（金属製の筐体），接地の実施等により，電気設備その他の物件の機能に電気的又は磁気的な障害を与えない設計とする。

(4)　供給支障の防止

発電所構内に，所内電源設備の運転に必要な知識を有する者が常時駐在することにより，常時監視しない発電所は施設しない設計とする。

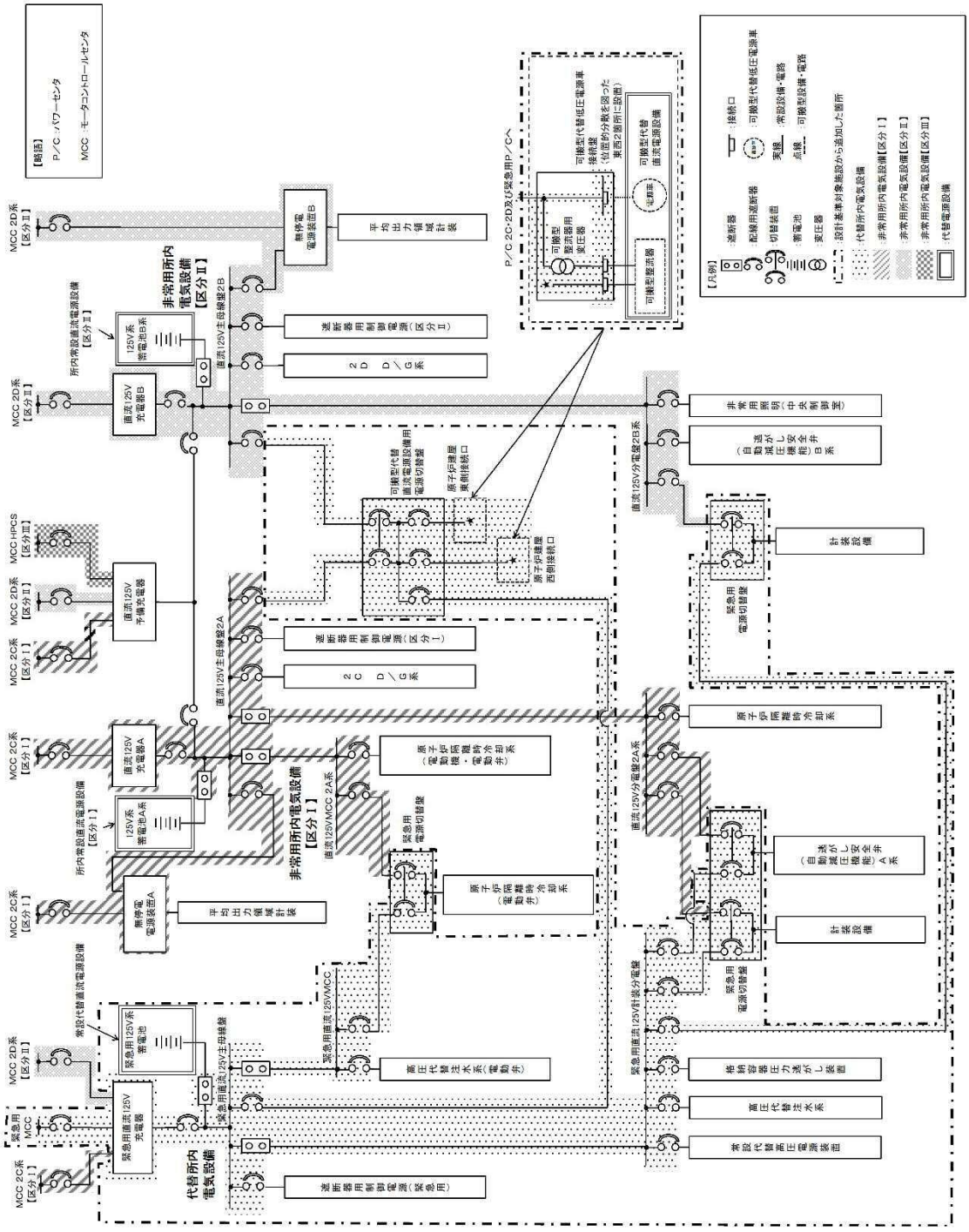


図 21　直流電源設備単線結線図（1／3）

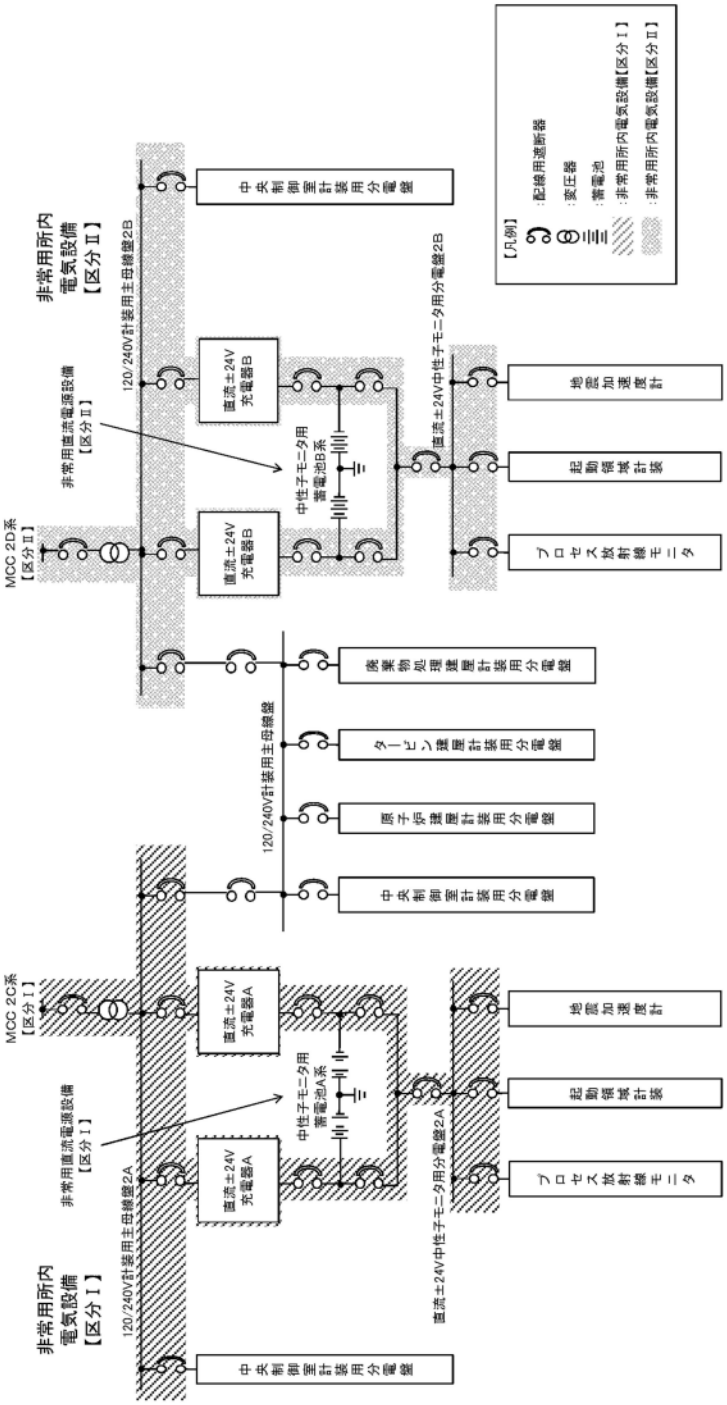


図 22　直流電源設備単線結線図（２／３）

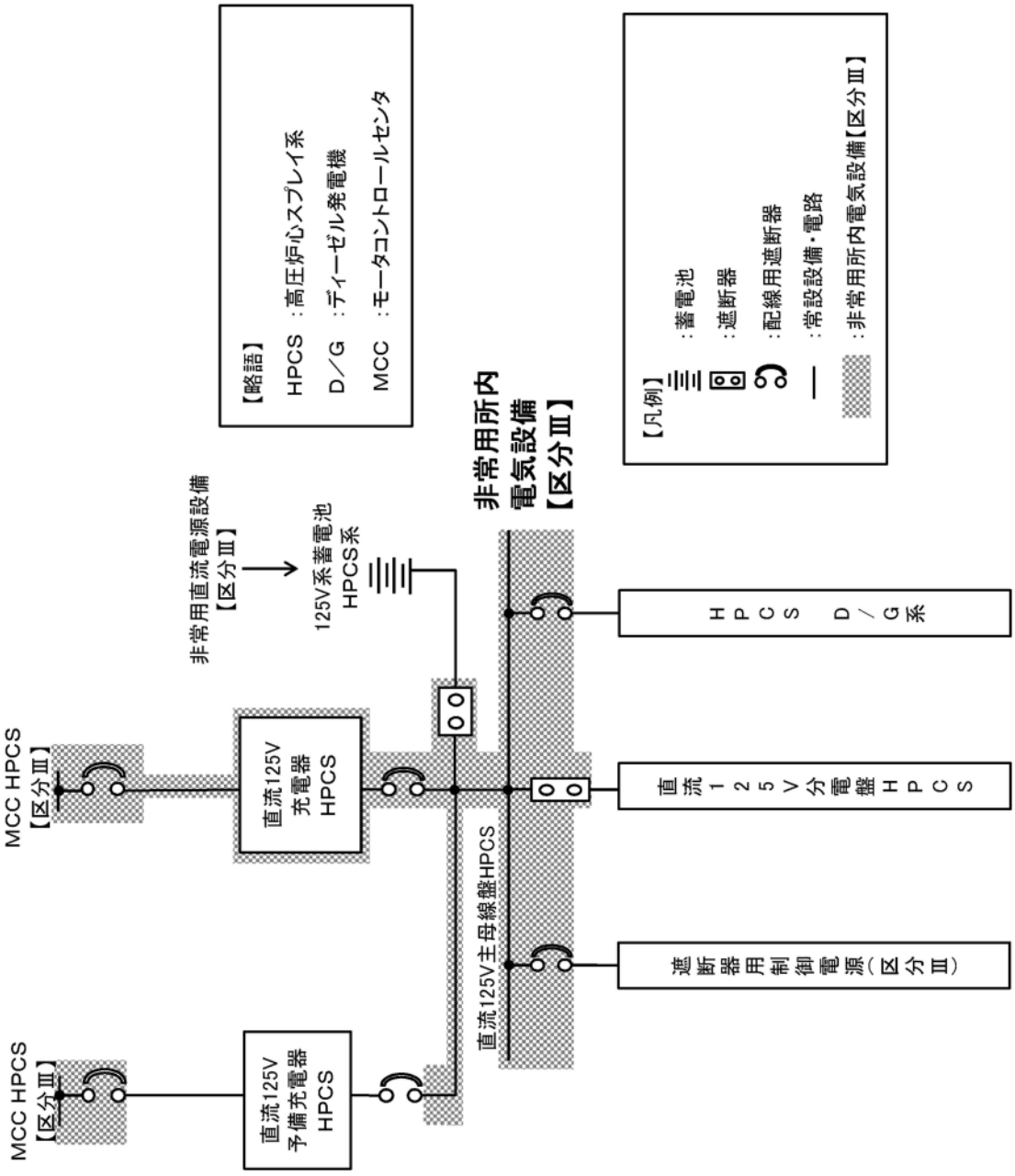


図 23　直流電源設備単線結線図（３／３）

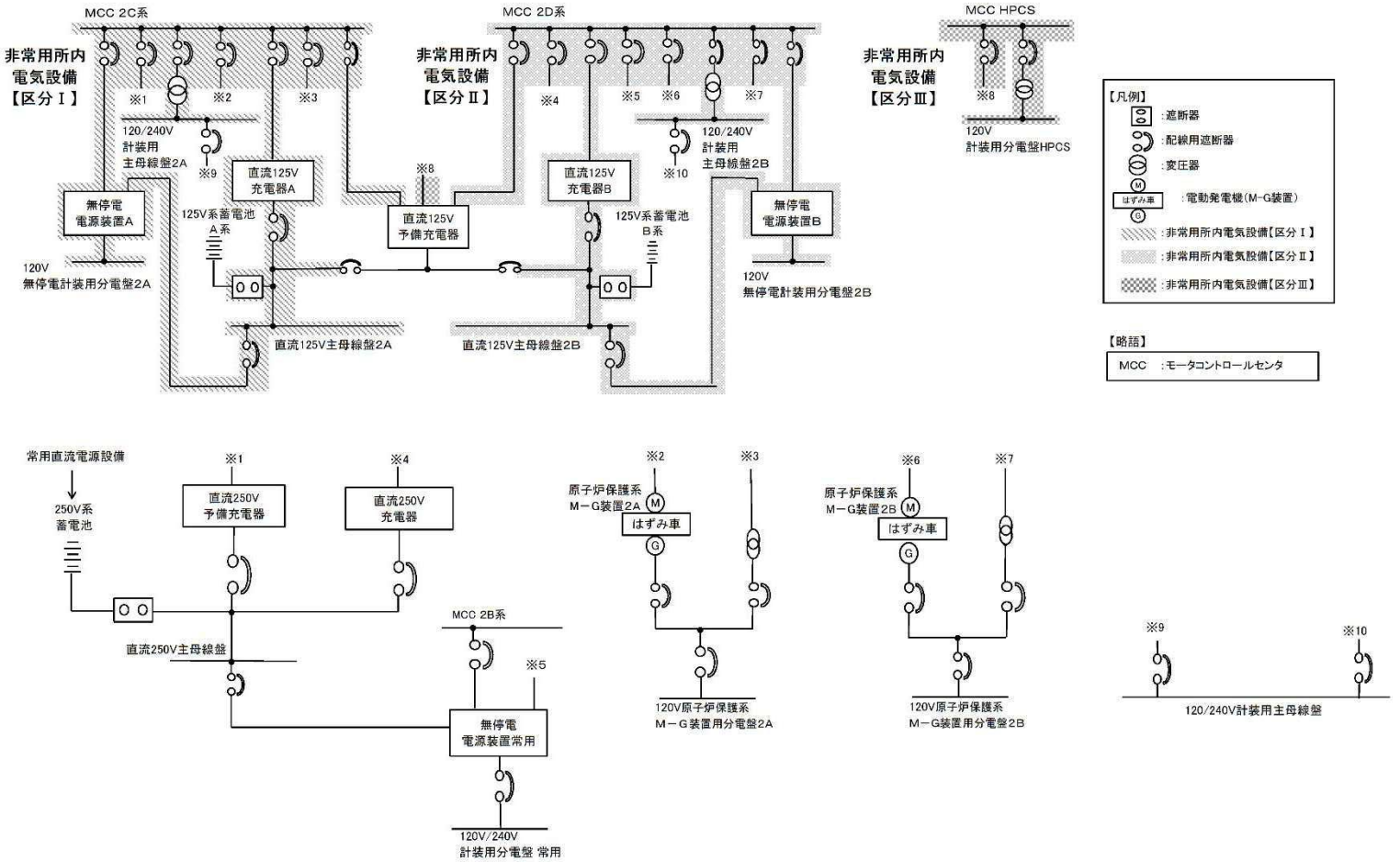


図 24　計測制御用電源設備単線結線図

Ⅴ-1-9-2-2　三相短絡容量計算書

目次

1.　遮断器の三相短絡容量計算書 ····· 1
1.1　計算方法 ····· 1
1.2　インピーダンス ····· 1
(1)　東海第二発電所%インピーダンス（2026 年度末想定） ····· 1
(2)　系統側%インピーダンス ····· 2
(3)　東海第二発電所諸機器%インピーダンス ····· 2
1.3　計算結果 ····· 3

1. 遮断器の三相短絡容量計算書

1.1 計算方法

三相短絡容量，三相短絡電流を次式により計算する。

$$三相短絡容量\,(\mathrm{MVA}) = \frac{100}{\%インピーダンス} \times 1000\,(\mathrm{MVA})$$

$$三相短絡電流\,(\mathrm{kA}) = \frac{100}{\%インピーダンス \times \sqrt{3} \times 定格電圧（\ \mathrm{kV}）} \times 1000\,(\mathrm{MVA})$$

1.2 インピーダンス

(1) 東海第二発電所%インピーダンス（2026 年度末想定）

東海第二発電所%インピーダンス(1)（2026 年度末想定）を図 1-1 に示す。

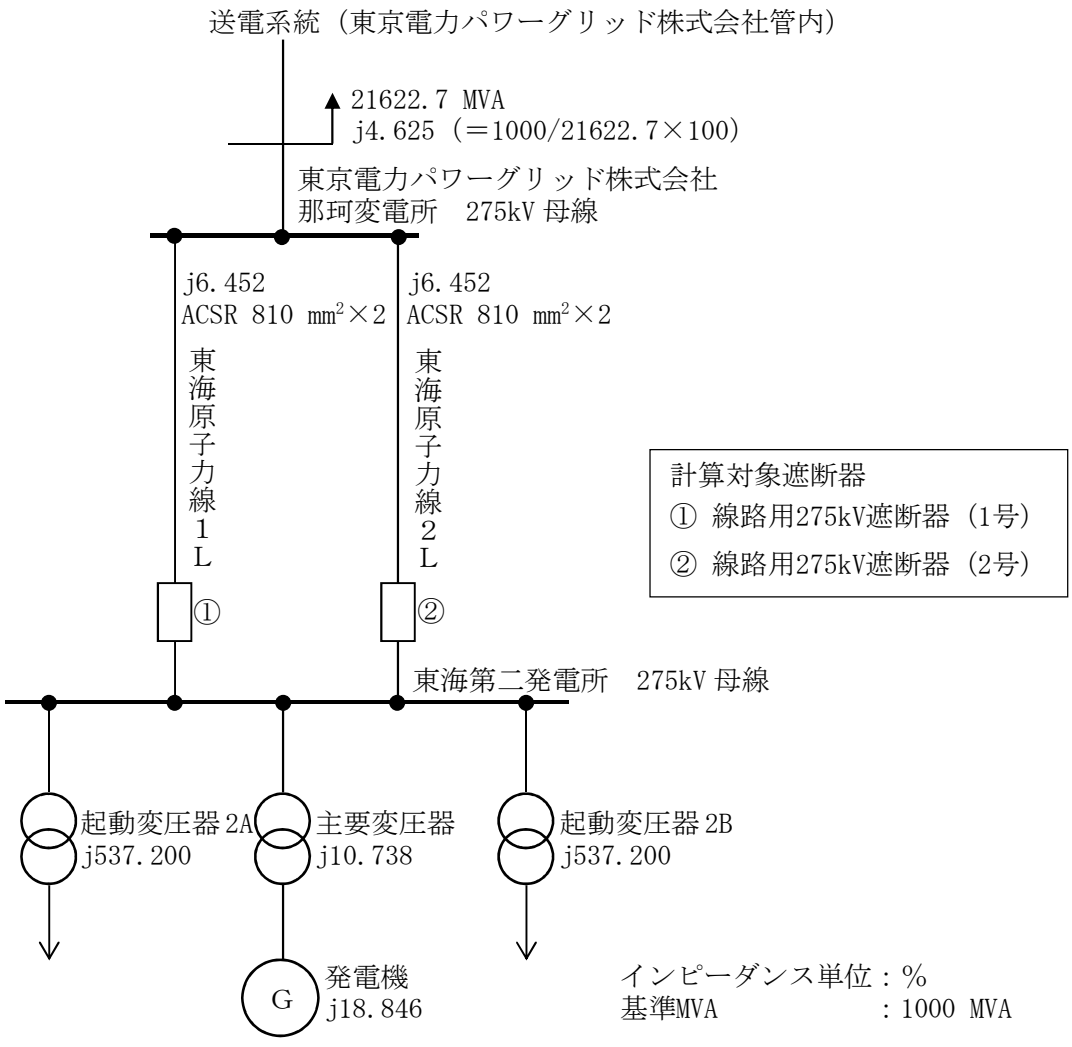


図 1-1　東海第二発電所%インピーダンス(1)（2026 年度末想定）

(2)　系統側%インピーダンス

東海第二発電所近隣系統%インピーダンスは，東京電力パワーグリッド株式会社による2017年度供給計画の2026年度末想定における算出定数に基づく。

(3)　東海第二発電所諸機器%インピーダンス

東海第二発電所諸機器%インピーダンスを表1-1に示す。

表1-1　東海第二発電所諸機器%インピーダンス

機器	容量（MVA）	%インピーダンス	
		自己容量基準（%）	1000 MVA基準（%）
発電機	1300	24.500*	18.846*
主要変圧器	1300	13.960	10.738
起動変圧器2A	25	13.430	537.200
起動変圧器2B	25	13.430	537.200

注記　＊：発電機の%インピーダンスは，線路用275kV遮断器の定格遮断電流を検討する上で必要となる短絡電流の値が保守的となる%初期過渡リアクタンスXd”（飽和値）を使用する。

1.3　計算結果

東海第二発電所%インピーダンス(2)を図 1-2 に，遮断器短絡電流計算結果を表 1-2 に示す。

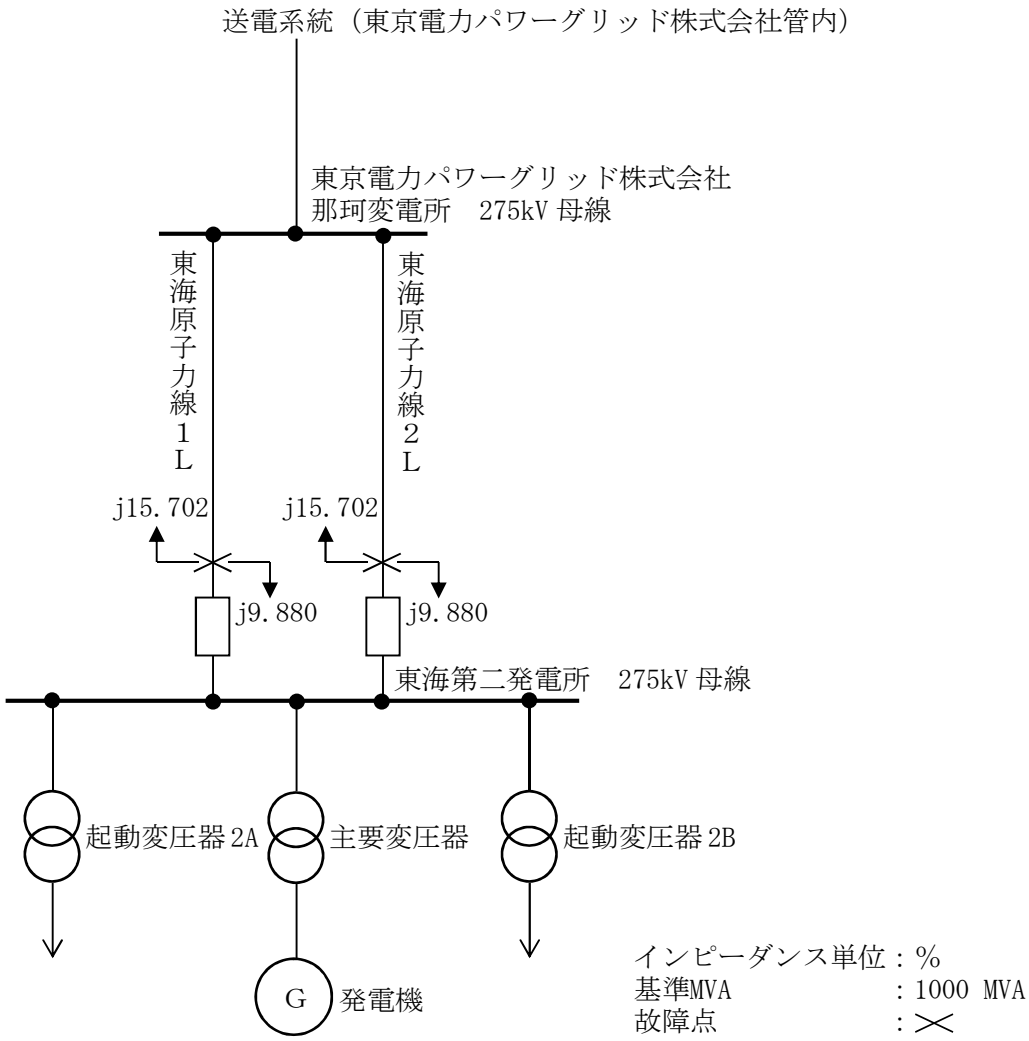


図 1-2　東海第二発電所%インピーダンス(2)

表 1-2　遮断器短絡電流計算結果

No.	遮断器 設置場所	%Z (1000 MVA ベース(%))	短絡容量 100/%Z ×1000(MVA)	短絡電流 (kA)	設置遮断器 定格遮断電流 (kA)	設置遮断器 定格遮断電流 選定理由
①	線路用 275kV 遮断器（1 号）	9.880	10121.5	21.3	50	275kV ガス遮断器の定格遮断電流 50kA を選定する。
②	線路用 275kV 遮断器（2 号）	9.880	10121.5	21.3	50	275kV ガス遮断器の定格遮断電流 50kA を選定する。

Ⅴ-1-9-3　緊急時対策所の説明書

Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書

目 次

1. 概要 ····· 1
2. 基本方針 ····· 1
3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計 ····· 2
3.1 居住性の確保 ····· 3
3.1.1 換気空調系設備等 ····· 3
3.1.2 生体遮蔽装置 ····· 4
3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 ····· 4
3.1.4 チェンジングエリア ····· 4
3.2 情報の把握 ····· 4
3.3 通信連絡 ····· 5
3.3.1 通信設備 ····· 5
3.3.2 緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へのデータ伝送設備 ····· 6

1. 概要

本資料は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)第 46 条及び第 76 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(以下「解釈」という。)に基づき,緊急時対策所の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項のうち通信連絡設備及び第 5 項,第 77 条並びにそれらの解釈に係る緊急時対策所の通信連絡設備について説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急時対策所(東海,東海第二発電所共用(以下同じ。))は,重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するため以下の設計とする。なお,緊急時対策所は,災害対策本部室及び宿泊・休憩室から構成され,緊急時対策所建屋に設置する設計とする。

(1) 緊急時対策所建屋は,基準地震動S_sによる地震力に対し,緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに,基準津波(T.P.+17.1 m)の影響を受けない設計とする。また,緊急時対策所建屋は,敷地高さ T.P.+23 m 以上に設置し,敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない設計とする。耐震性に関する詳細は,資料Ⅴ-2-10-5「緊急時対策所の耐震性に関する説明書」及び資料Ⅴ-1-1-6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」,自然現象への配慮等の詳細は,資料Ⅴ-1-1-2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

(2) 緊急時対策所は,機能に係る設備を含め中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう,中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに,中央制御室から離れた位置に設ける設計とする。

位置的分散に関する詳細は,資料Ⅴ-1-1-6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

(3) 緊急時対策所は,代替電源設備からの給電を可能な設計とし,1 台で緊急時対策所に給電するために必要な発電機容量を有する緊急時対策所用発電機(東海,東海第二発電所共用(以下同じ。))を 2 台設置することで多重性を確保する設計とする。

なお,緊急時対策所用発電機は,常設設備とし,希ガス等の放射性物質の放出時等に緊急時対策所建屋の外側で操作及び作業を行わない設計とする。

2.2 緊急時対策所は,以下の機能を有する設計とする。

(1) 居住性の確保に関する機能

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常(以下「原子炉冷却材喪失事故等」という。)が発生した場合において,当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ,必要な期間にわたり滞在できるものとする。また,重大事故等が発生した場合においても,当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え,原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め,重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものとする。

緊急時対策所建屋は，重大事故等時において，緊急時対策所建屋内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100 mSvを超えないものとする。また，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう，放射線管理施設のうち，放射線量を監視，測定する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストを保管することができるものとする。

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるものとする。

(2)　情報の把握に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，中央制御室の運転員を介さずに事故状態等を正確，かつ速やかに把握できるとともに，重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するために必要な情報を把握できるよう，必要なパラメータ等を収集し，緊急時対策所内で表示できるものとする。

(3)　通信連絡に関する機能

原子炉冷却材喪失事故等及び重大事故等が発生した場合において，発電所内の関係要員に指示や発電所外関連箇所との通信連絡等，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うとともに，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送することができるものとする。

3.　緊急時対策所の機能に係る詳細設計

緊急時対策所の建物は，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，耐震構造として緊急時対策所の機能を喪失しない設計とすることにより，緊急時対策所非常用換気設備（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））の性能とあいまって十分な気密性を確保するとともに，遮蔽性能が喪失しない設計とする。また，緊急時対策所の機能に係る設備についても，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能を喪失しないよう，可搬型設備に関しては，固縛等の措置を施す。

緊急時対策所建屋は，第1図に示すとおり，基準津波（T.P.＋17.1 m）の影響を受けない設計とする。また，中央制御室から離れた場所で防潮堤内側の敷地高さT.P.＋23 m以上に設置し，敷地に遡上する津波による影響を受けない設計とする。

緊急時対策所の機能に係る設備は，緊急時対策所建屋内に設置することにより，第1図に示すとおり，中央制御室に対して独立性を有した設計とするとともに，予備も含め中央制御室から離れた位置に設置又は保管する。

緊急時対策所は，第2図に示すとおり，通常時の電源を常用所内電気設備から受電する設計とし，常用所内電気設備からの受電が喪失した場合，緊急時対策所の代替電源設備から緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源の供給が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は，1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，常設設備として2台設置することで多重性を確保する。また，緊急時対策所の運用に必要となる電源容量は，第1表に示す緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳から，約870 kVAである。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（東海，東海第二発電所共用）は，緊急時対策所近傍の地下に設置し，1基で緊急時対策所用発電機の7日間分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを合計2基設置することで多重性を有する設計とする。

緊急時対策所の機器配置図を第3図に示す。

3.1　居住性の確保

緊急時対策所は，原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，原子炉冷却材喪失事故等に対処するために必要な指示を行うための要員がとどまることができ，また，重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含め，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

緊急時対策所建屋は，第4図及び第5図に示すとおり，地上4階建て，延べ床面積4,000 m^2を有する建屋とし，緊急時対策所は，指揮，作業を行う災害対策本部室（約350 m^2）と宿泊・休憩室（約70 m^2）の２つのエリアで構成している。

緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示をする対策要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散の抑制に必要な現場活動等に従事する対策要員合計70名（東海発電所対策要員4名を含む。）を上回る最大100名を収容できる設計とする。

なお，机等の配置にあたっては，第6図に示すとおり，最大人数を収容した場合においても，必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さを有した設計とする。

緊急時対策所は，重大事故等時において，緊急時対策所の遮蔽，緊急時対策所の気密性，緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100 mSvを超えない設計とする。

3.1.1　換気空調系設備等

緊急時対策所建屋内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減するため，重大事故等時においては，緊急時対策所非常用換気設備の運転状態を非常時運転（緊対建屋加圧モード）に切替え，外気を緊急時対策所非常用フィルタ装置（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））により浄化させ，浄化された空気を各区画へ送気することで，緊急時対策所建屋内への放射性物質の侵入を低減する設計とする。

プルーム通過時には，緊急時対策所非常用換気設備の運転状態をプルーム通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）に切替え，緊急時対策所等を緊急時対策所加圧設備にて加圧することで，隣接区画より高い圧力とし，緊急時対策所等内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

プルーム通過後には，緊急時対策所非常用換気設備の運転状態をプルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）に切替え，緊急時対策所等の加圧を継続した状態で，緊急時対

策所非常用フィルタ装置を通した外気の取入れ量を増加させることで，緊急時対策所建屋内に滞留している希ガス等を排出する設計とする。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断が確実におこなえるよう，放射線管理施設のうち緊急時対策所内外の放射線量を監視，測定するための緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストを保管する設計とする。

緊急時対策所用換気空調設備等の設備構成図を第 7 図に示す。

換気装置の機能については，資料Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」，放射線管理計測装置の仕様等は，資料Ⅴ-1-7-1「放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

3.1.2　生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽は，居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

遮蔽設計の詳細は，資料Ⅴ-4-2「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び資料Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.1.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

設計基準事故及び重大事故等が発生した場合の対応として，緊急時対策所内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する乾電池を電源とした可搬型の酸素濃度計（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））及び二酸化炭素濃度計（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））は，活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。また，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，汎用品を用い容易，かつ確実に操作ができるものを保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を第 2 表に示す。

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価については，資料Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.1.4　チェンジングエリア

重大事故等が発生し，緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，要員が緊急時対策所建屋の外側から緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込みこむことを防止するため，第 8 図に示すとおり，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設置する設計とする。

チェンジングエリアの詳細は，資料Ⅴ-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」及び資料Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」に示す。

3.2　情報の把握

緊急時対策所において，原子炉冷却材喪失事故等に対処するために必要な情報及び重大事

故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を，中央制御室内の運転員を介さずに正確，かつ速やかに把握できるよう，必要なパラメータ等のデータを収集及び表示するための情報収集設備を設置する。

情報収集設備の構成を第9図，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）の構成を第10図に示す。

情報収集設備として，緊急時において事故状態を把握するために必要なパラメータ等を収集するため，パラメータのデータを伝送するデータ伝送装置を原子炉建屋付属棟に設置する。また，伝送装置からのデータを収集する緊急時対策支援システム伝送装置を緊急時対策所建屋内に設け，データを表示するためのＳＰＤＳデータ表示装置を緊急時対策所内に設置する。

ＳＰＤＳデータ表示装置は，プラントの状態確認に必要な主要パラメータ及び主要な補機の作動状態を確認することができるようにする。また，データ伝送装置へのデータ入力のうち，監視上重要なパラメータは，ＳＡ監視操作盤，高圧代替注水系制御盤等からプラントパラメータを直接収集し，伝送できるようにする。

緊急時対策所で確認できるパラメータ等は，資料Ⅴ-1-1-10「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3 通信連絡

3.3.1 通信設備

緊急時対策所には，原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，原子炉冷却材喪失事故等に対処するため，計測制御系設備のうち発電所内の要員への指示を行うために必要な通信設備（発電所内）及び発電所外関係箇所と専用であって有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信設備（発電所外）により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡ができるようにする。また，重大事故等が発生した場合においても，緊急時対策所から中央制御室，屋内外の作業場所，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等の発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡ができるようにする。

緊急時対策所の通信連絡設備として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）（東海，東海第二発電所共用），衛星電話設備（固定型）（東海，東海第二発電所共用），衛星電話設備（携帯型）（東海，東海第二発電所共用），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，テレビ会議システム（社内）（東海，東海第二発電所共用），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）（東海，東海第二発電所共用），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東海，東海第二発電所共用）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（東海，東海第二発電所共用）を設置又は保管する。

通信設備の詳細は，資料Ⅴ-1-1-10「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3.2　緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へのデータ伝送設備

原子炉冷却材喪失事故等が発生した場合において，有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用回線により，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）への必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として，緊急時対策支援システム伝送装置を緊急時対策所建屋内に設置する。

緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へのデータ伝送の機能に係る設備については，重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。

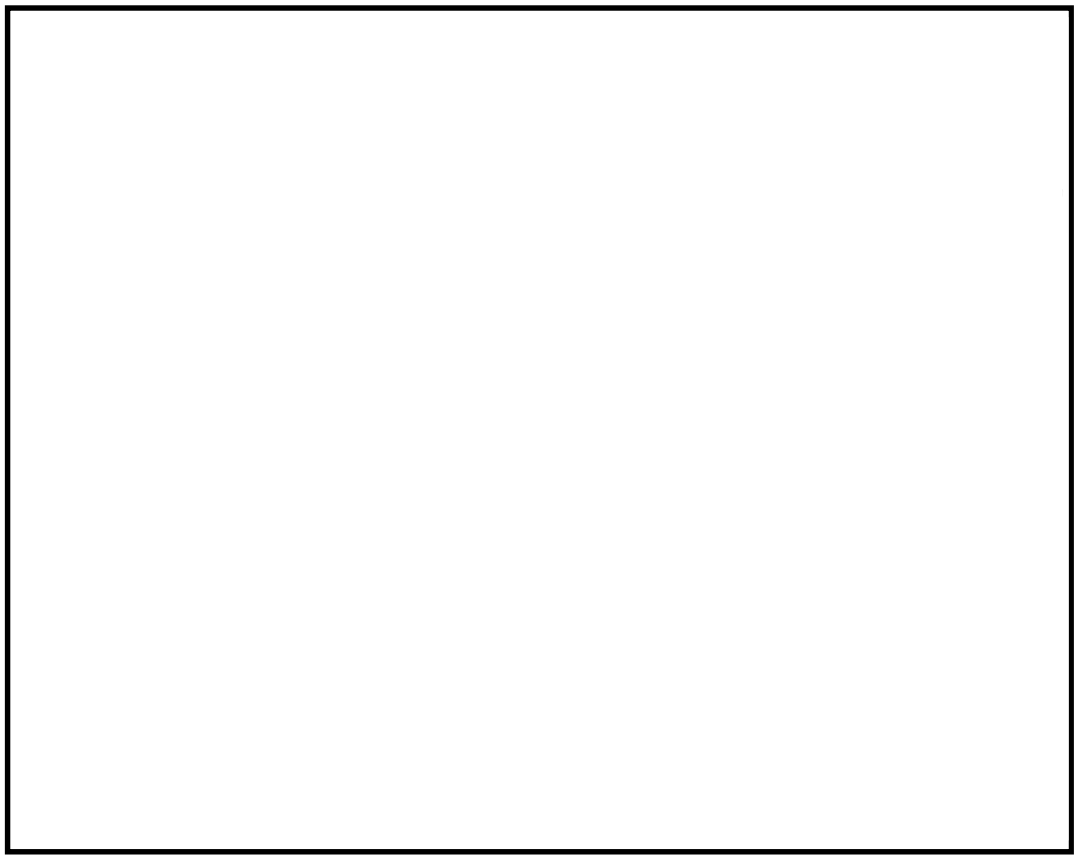
緊急時対策支援システム伝送装置の詳細は，資料Ⅴ-1-1-10「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

第１表　緊急時の指揮命令に必要とされる負荷内訳

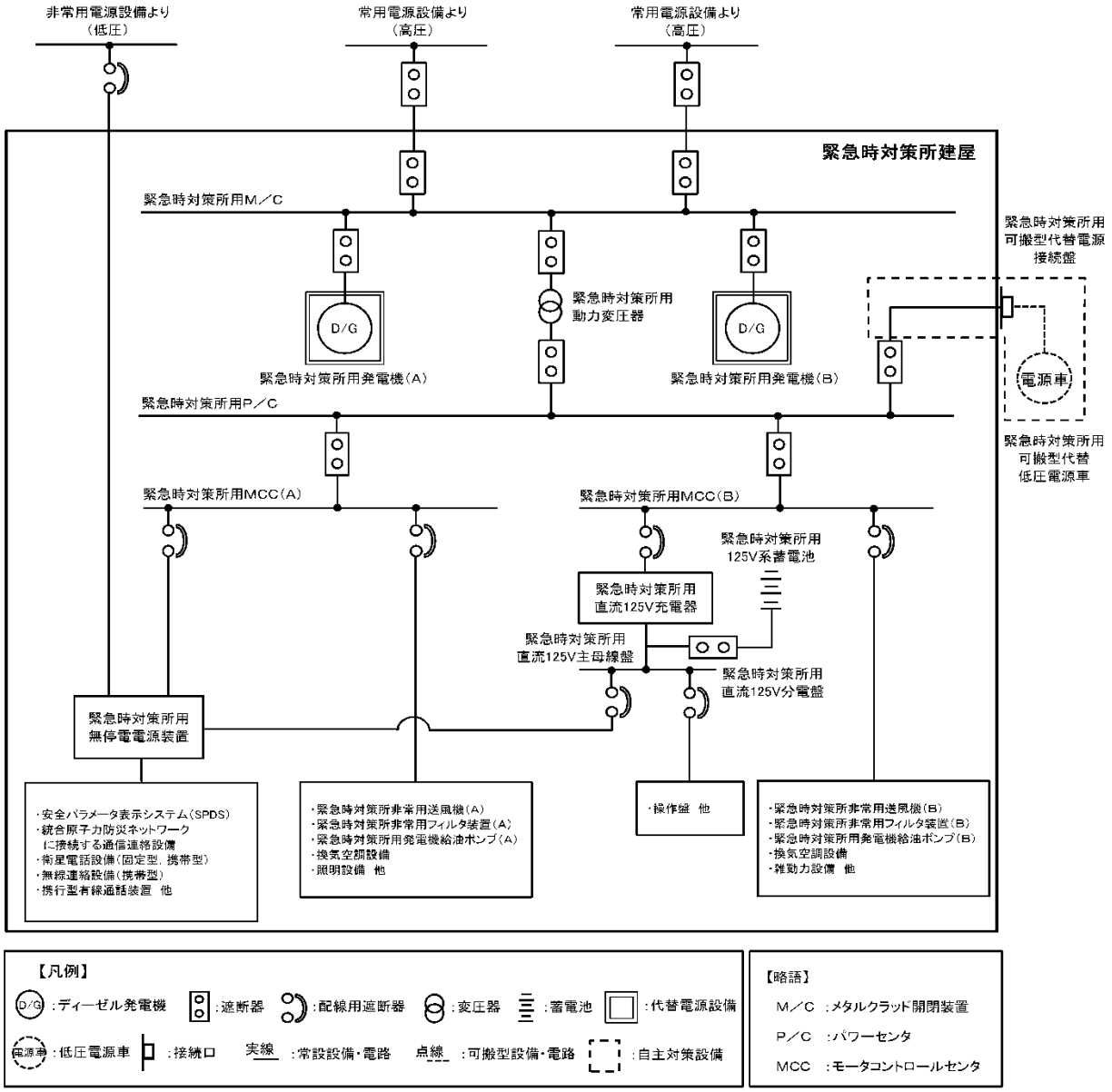
負荷名称	負荷容量（kVA）
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合　計	約870

第２表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

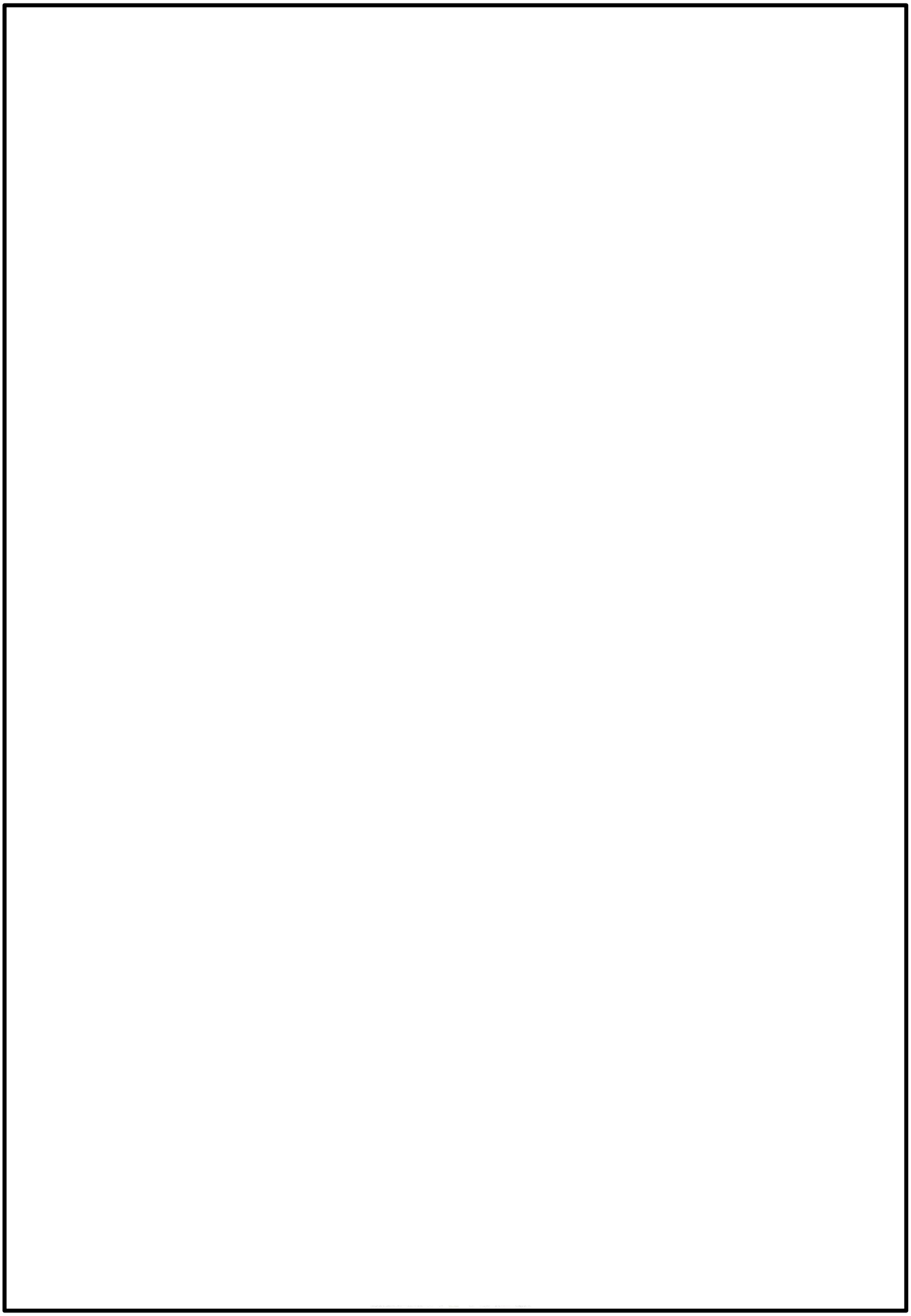
機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0 vol%
	表示精度	±0.1 vol%
	電源	電　　源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約3,000時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0 vol%
	表示精度	±3.0 %F.S
	電源	電　　源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約12時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を保有する。）



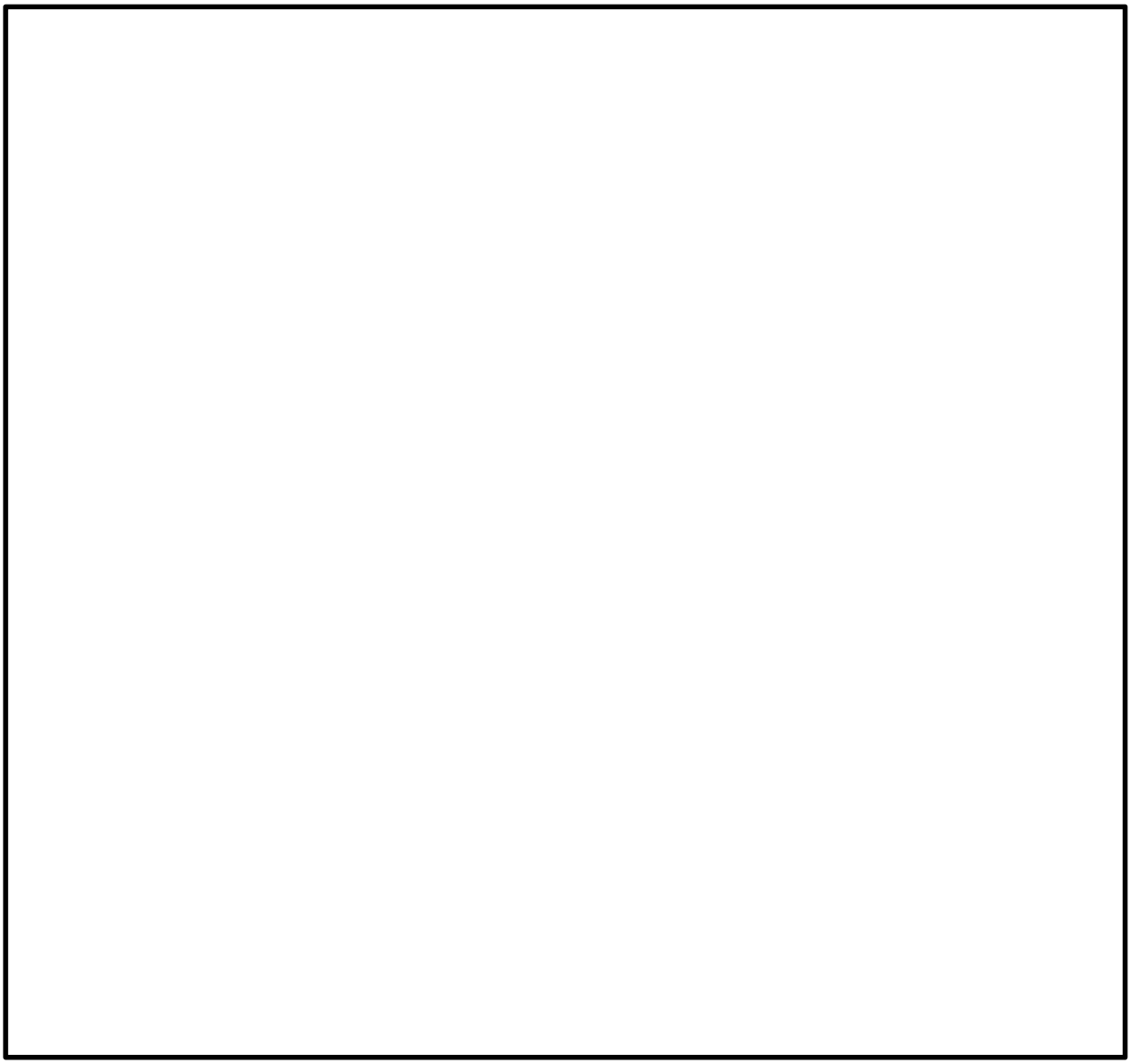
第１図　緊急時対策所建屋関連設備配置図



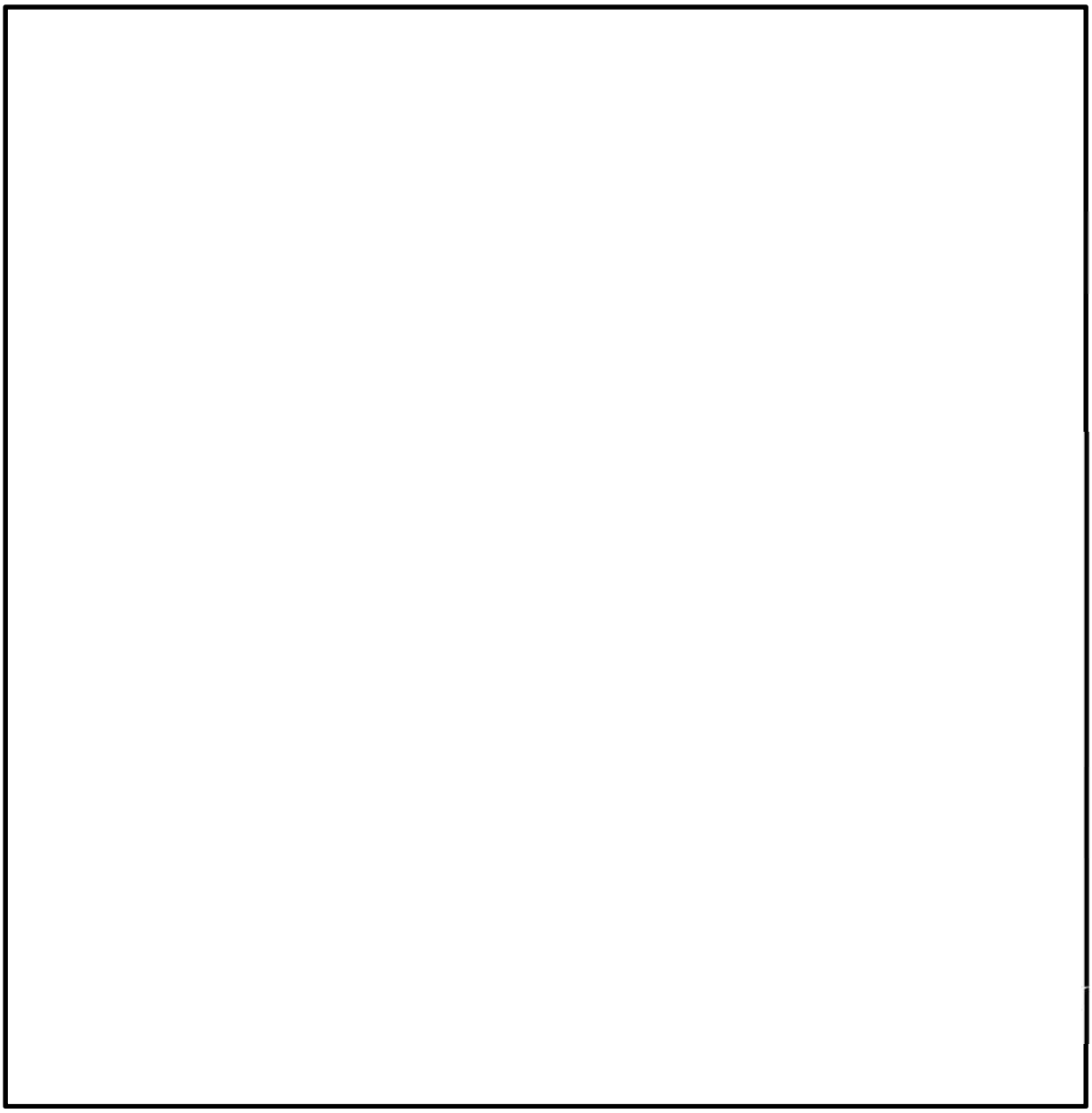
第２図　緊急時対策所　単線結線図



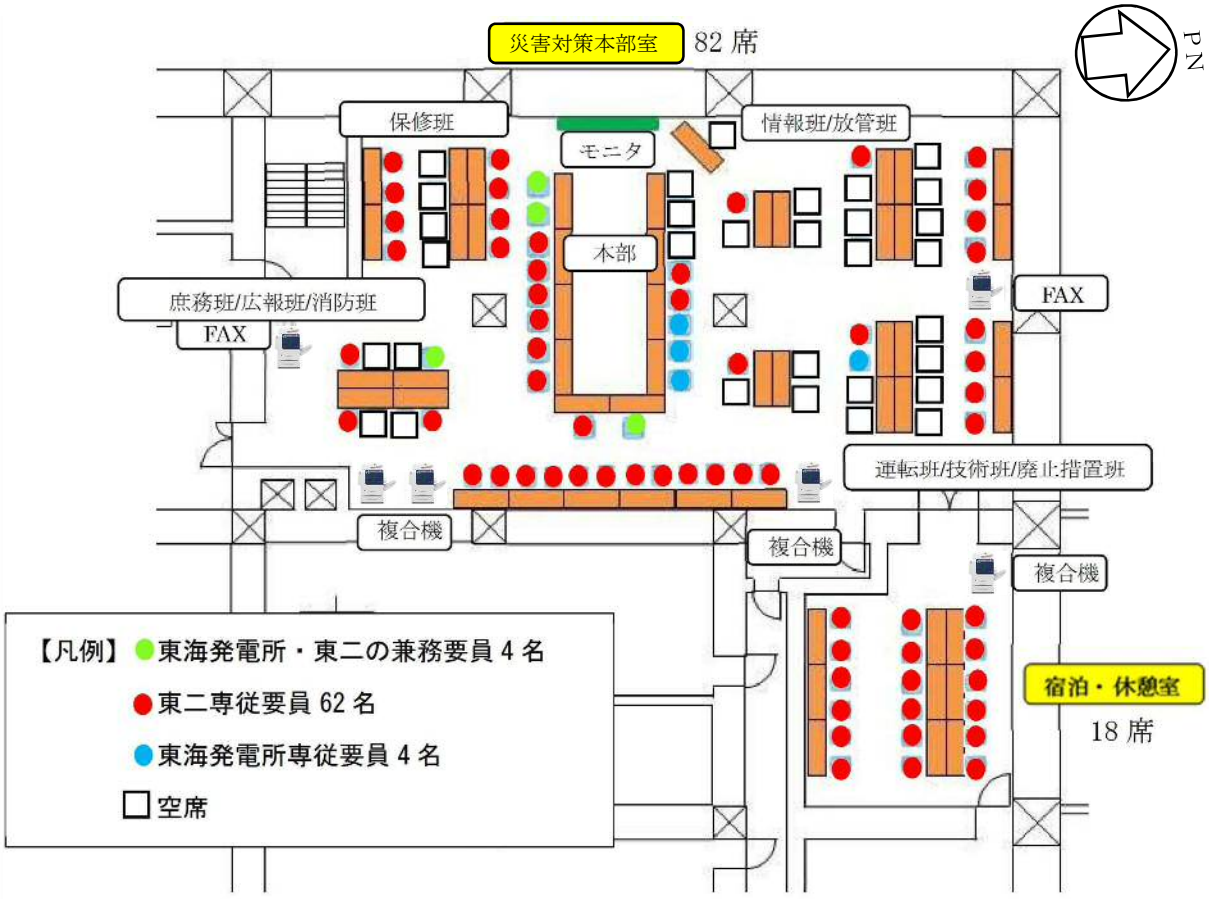
第 3 図　緊急時対策所機器配置図



第 4 図　緊急時対策所建屋の各階配置図

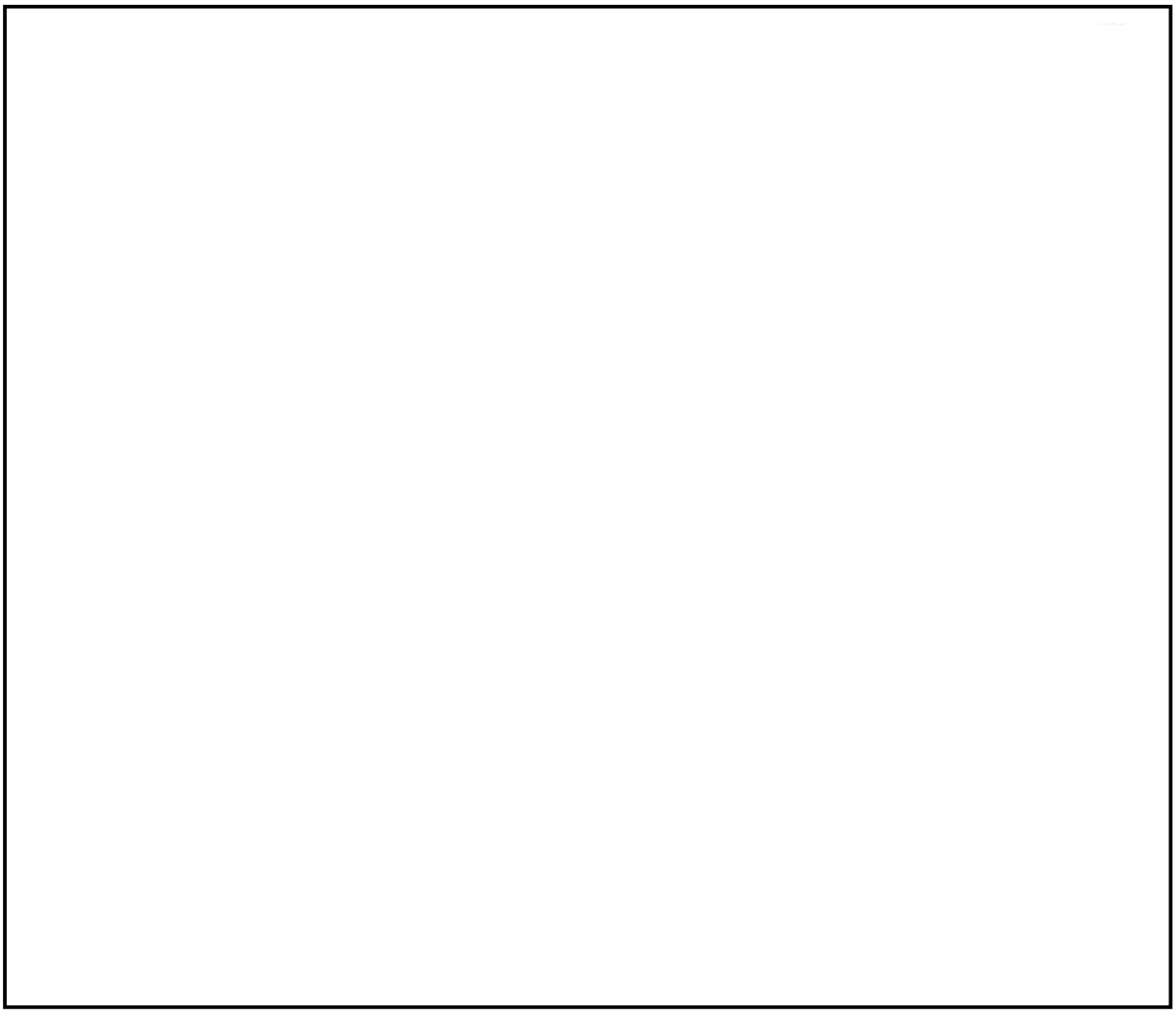


第 5 図　緊急時対策所建屋の概要（概要図）

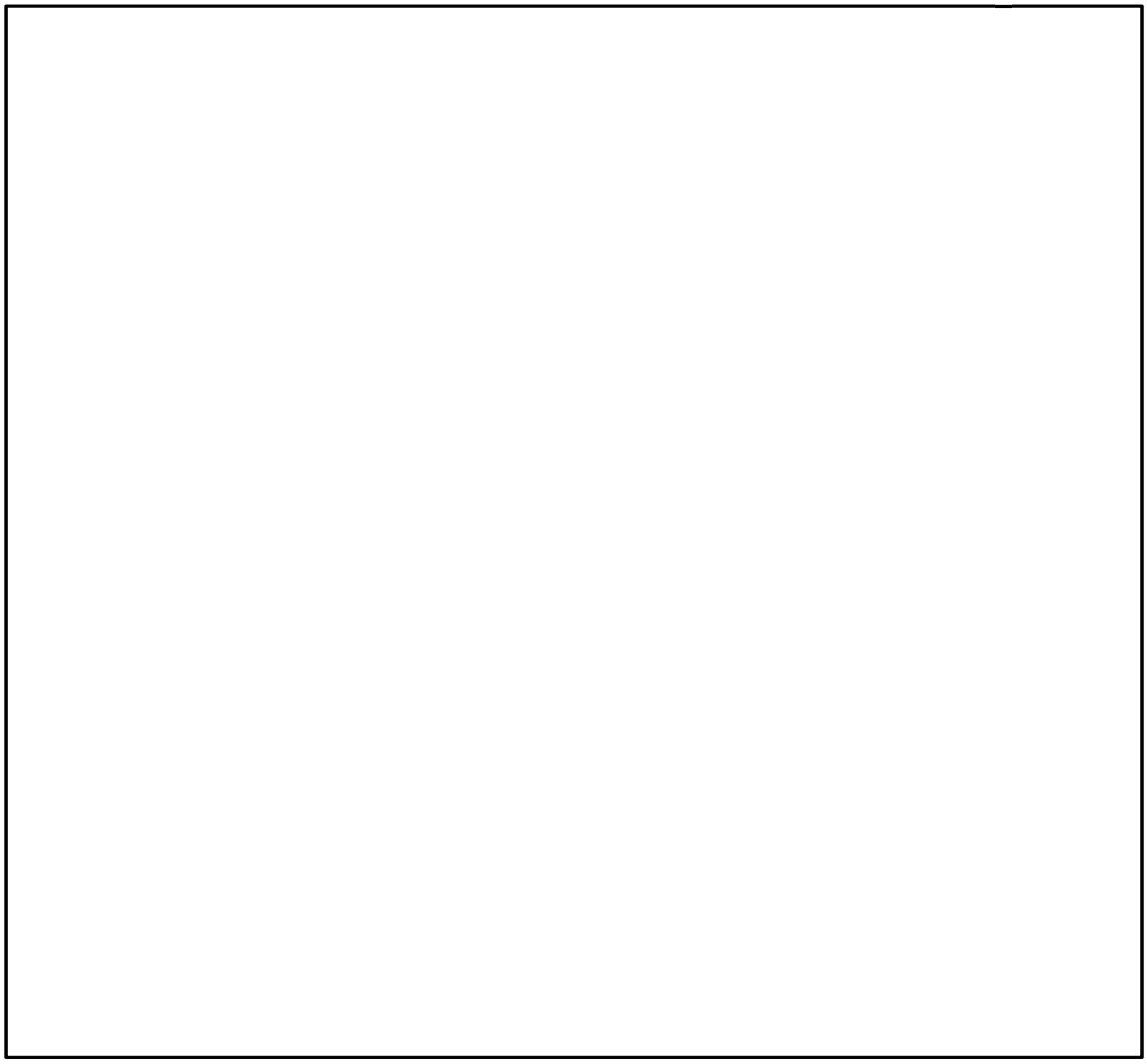


第 6 図　緊急時対策所レイアウト

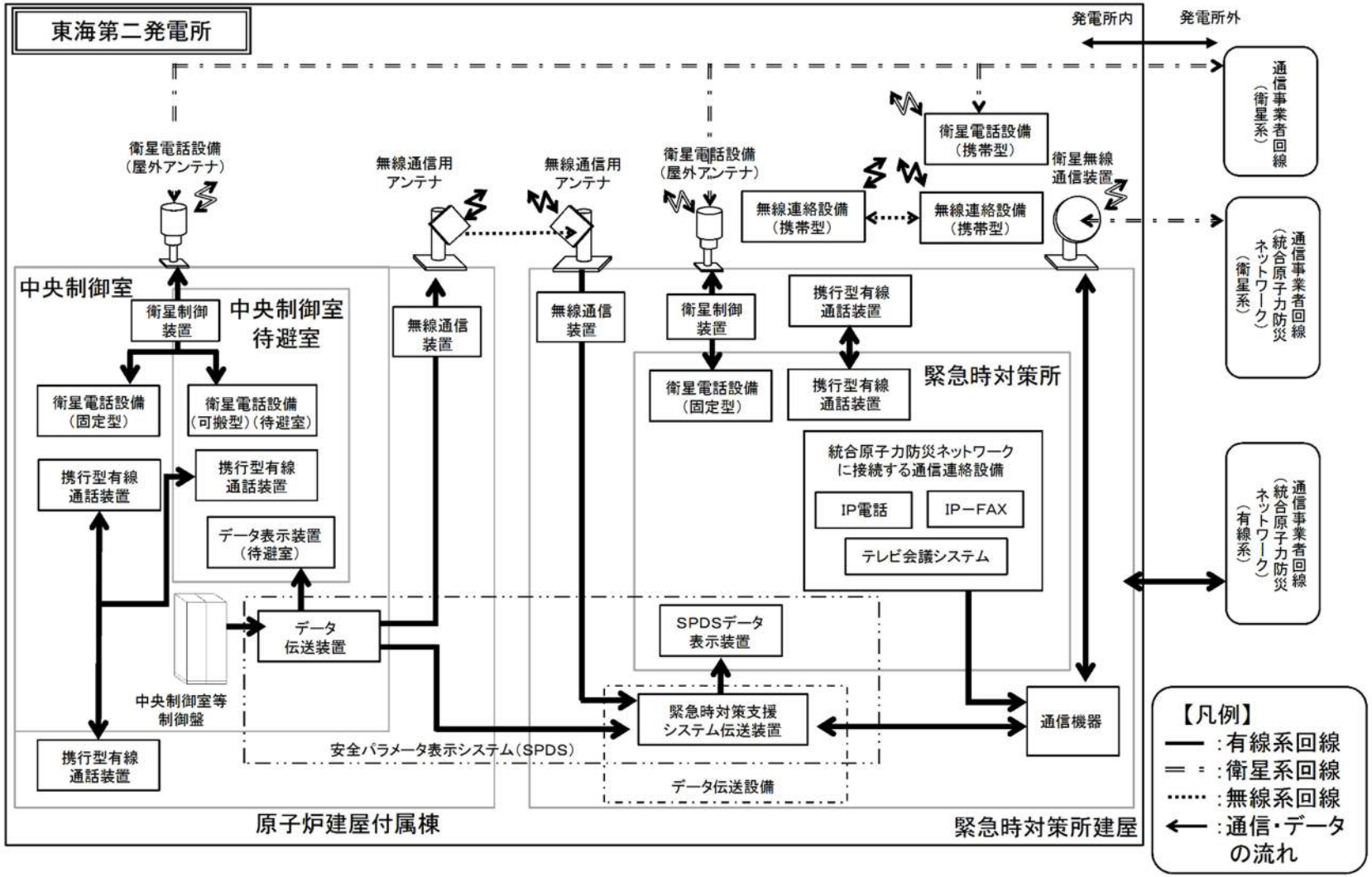
*今後の訓練実績により，レイアウトが変更になる場合あり



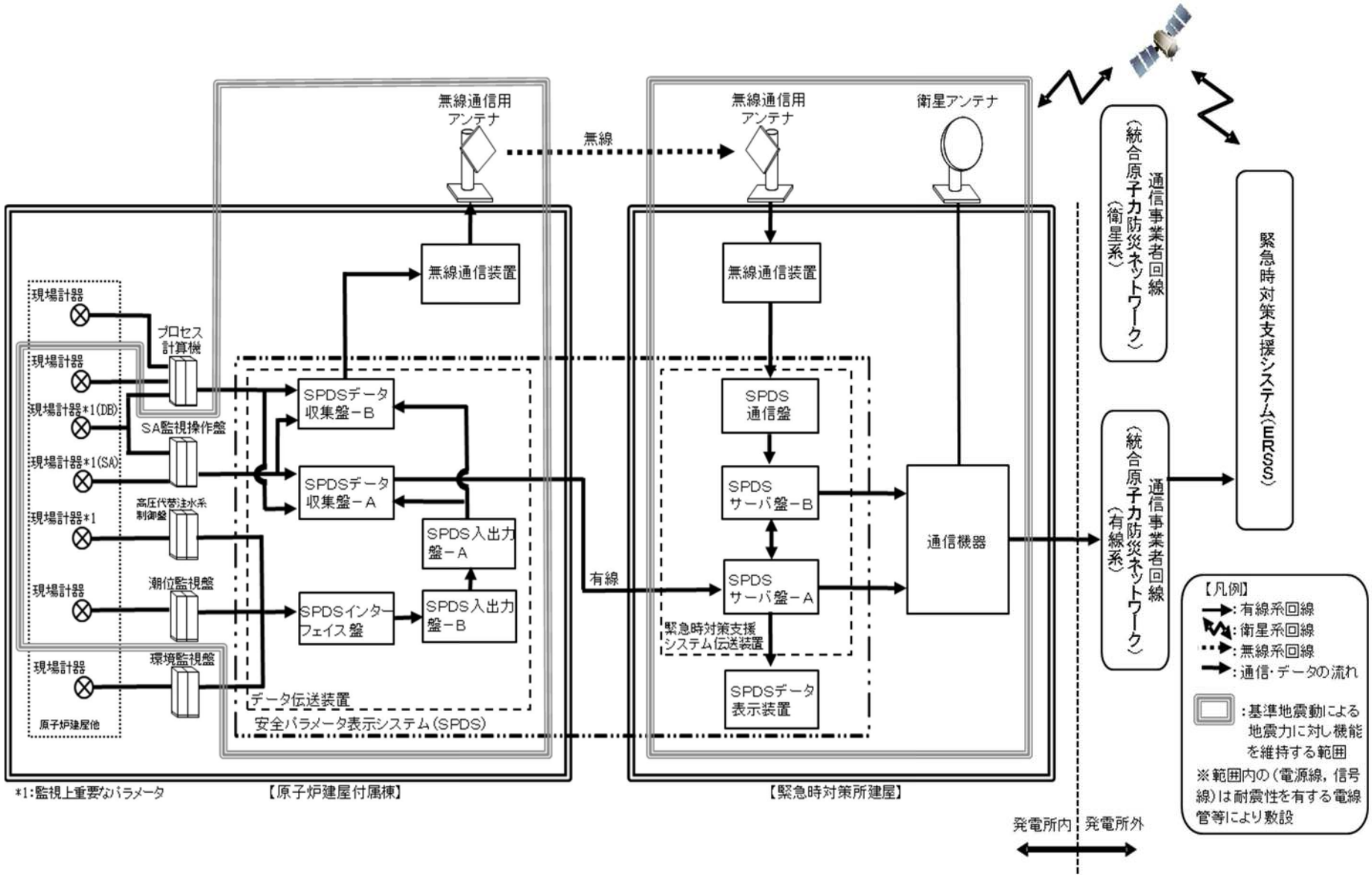
第 7 図　緊急時対策所　換気設備等の設備構成図



第８図　緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト



第 9 図　緊急時対策所情報収集設備



第10図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

Ⅴ-1-9-3-2　緊急時対策所の居住性に関する説明書

目　　次

1.　概要 ····· 1
2.　緊急時対策所の居住性に関する基本方針 ····· 1
2.1　基本方針 ····· 1
2.2　適用基準，適用規格等 ····· 2
3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 ····· 3
3.1　換気設備等 ····· 4
3.2　生体遮蔽装置 ····· 7
3.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 ····· 8
3.4　資機材及び要員の交代等 ····· 8
3.5　代替電源 ····· 8
4.　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 ····· 9
4.1　線量評価 ····· 9
4.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 ····· 24
4.3 緊急時対策所の居住性評価のまとめ ····· 30
5.　熱除去の検討 ····· 31
5.1　緊急時対策所遮蔽壁入射線量の設定方法 ····· 31
5.2　温度上昇の計算方法 ····· 31
5.3　温度上昇のまとめ ····· 31

別添1　緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について
別添2　緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について
別紙1　計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

本説明書は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第46条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく緊急時対策所の居住性について，居住性を確保するための基本方針，居住性に係る設備の設計方針，放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

2. 緊急時対策所の居住性に関する基本方針

2.1 基本方針

緊急時対策所の居住性を確保する観点から，以下の機能を有する設計とする。

(1) 緊急時対策所は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容することができるとともに，それら関係要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。

(2) 緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等時に対処するために必要な数の要員を収容することができるとともに，当該事故等時に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な遮蔽設計及び換気設計を行い，緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は，緊急時対策所非常用換気設備，緊急時対策所遮蔽及び二次遮蔽により居住性を確保する。

緊急時対策所の居住性を確保するためには換気設備を適切に運転し，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止する必要がある。このため，放射線管理施設の放射線管理用計測装置により，大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視，測定し，換気設備の運転・切替の確実な判断を行う。

その他の居住性に係る設備として，緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため，可搬型の酸素濃度計を保管するとともに，二酸化炭素濃度も酸素濃度と同様に居住性に関する重要な制限要素であることから，可搬型の二酸化炭素濃度計を保管する。また，緊急時対策所非常用換気設備は，代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

これら，居住性を確保するための設備及び防護具の配備，着用等，運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果から，緊急時対策所の居住性確保について評価する。

居住性評価のうち被ばく評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事

故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照して放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し，居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また，居住性評価のうち緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては，「鉱山保安法（昭和24年法律第70号）鉱山保安法施行規則」（平成16年9月27日経済産業省令第96号，最終改正平成26年6月24日経済産業省令第32号）の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠し，許容基準を満足できることを評価する。

2.2　適用基準，適用規格等

緊急時対策所の居住性に適用する基準，規格等は，以下のとおりとする。

・解釈
・原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（旧原子力安全・保安院，平成21・07・27原院第1号，平成21年8月12日）
・鉱山保安法施行規則
・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について（（原子力安全委員会了承，平成元年3月27日）一部改訂　平成13年3月29日）
・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）
・技術基準規則
・空気調和・衛生工学便覧 第14版（平成22年2月）
・沸騰水型原子力発電所　事故時の被ばく評価手法について　HLR-021訂9　株式会社日立製作所，平成16年1月
・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線)データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター）
・ICRP Publication 71, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients″, 1995
・ICRP Publication 72, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients″ , 1996
・審査ガイド
・JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32（JAERI-Data/Code 99-003

（1999年2月））

・ JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：軽水炉MOX燃料用ORIGEN2ライブラリ（JAERI-Data/Code 2000-036（2000年11月））

・ L. Soffer, et al., ″Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants″, NUREG-1465, February 1995

・NUPEC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）

・NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

・米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters”, Fabruary 1994

・R.G.1.195“Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligth Water Nuclear Power Reactors”

・JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」

・2007年制定　コンクリート標準示方書　構造性能照査編，土木学会

・2013年改定　建築工事標準仕様書・同解説　JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会

3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置

緊急時対策所は，必要な要員を収容できるとともに，重大事故等時において，緊急時対策所の気密性並びに換気設備及び生体遮蔽性能とあいまって，想定する放射性物質の放出量等を東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ緊急時対策所内でのマスク着用，交代要員体制及び安定ヨウ素剤の服用がなく，仮設設備を考慮しない要件においても，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100 mSvを超えない設計とする。

居住性に係る被ばく評価では，放射性物質が大気中へ放出されている間は，緊急時対策所非常用換気設備の使用により緊急時対策所建屋内を加圧し，緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気流入量は考慮しないこととしている。このため，緊急時対策所建屋（遮蔽含む。）及び緊急時対策所非常用換気設備の性能を維持・管理することで，被ばく評価条件を満足する設計とする。また，被ばく評価条件並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価条件を満足するよう，緊急時対策所非常用換気設備の機能・性能試験を実施する。

資機材の保管，管理等については，添付書類「Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書」に，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画（以下「チ

ェンジングエリア」という。）の詳細については，添付書類「Ⅴ-1-7-2　管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備，防護具の配備及び運用面の対策を以下のとおり講じる。

3.1　換気設備等

緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備）は，基準地震動S_sによる地震力に対し，機能を喪失しないようにする。また，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止し，「3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とするとともに，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が重大事故等時の対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

換気設計に当たっては，緊急時対策所の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とするとともに，緊急時対策所内には，重大事故等に対処するために必要な指示をする対策要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散の抑制に必要な現場活動等に従事する対策要員，合計70名を上回る最大100名を収容できる設計する。

また，緊急時対策所は，緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物に対して，ダンパを閉止し外気の取り込みを一時停止することにより，対策要員を防護する。

重大事故等時に大気中に放出された放射性物質の状況に応じ，緊急時対策所非常用換気設備の確実な運転・切替操作ができるよう，緊急時対策所内にて放射線量を監視できる設計とする。

3.1.1　緊急時対策所非常用換気設備

緊急時対策所非常用換気設備は，重大事故等時に大気中に放出された放射性物質による放射線被ばくから緊急時対策所内にとどまる要員を防護するため，緊急時対策所非常用換気設備の運転状態を高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタを通して外気を取り込む非常時運転（緊対建屋加圧モード）に切り換え，緊急時対策所建屋内を加圧することにより，緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気の流入を防止する設計とする。

プルーム通過時には，緊急時対策所非常用換気設備の運転状態をプルーム通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）に切り替え，緊急時対策所等を緊急時対策所加圧設備にて加圧することで，周辺エリアより高い圧力とし，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止する設計とする。

プルーム通過後には，緊急時対策所非常用換気設備の運転状態をプルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）に切り替え，緊急時対策所等の加圧を継続した状態で，緊急時対策所非常用フィルタ装置を通した外気の取入れ量を増加させることで，緊急時対策所建屋内に滞留している希ガス等を排出する設計とする。

緊急時対策所非常用換気設備の構成図を図4－8に示す。また，緊急時対策所非常用換気設備の運転モードごとの構成図を図4－9から図4－11に示す。

緊急時対策所非常用換気設備の強度に関する詳細は，添付書類「Ⅴ-3-8-1-3 緊急時対策所換気系の強度計算書」に示す。

(1) 居住性確保のための換気設備運転

a. 非常時運転

緊急時対策所は，緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置により放射性物質を低減しながら外気を取り入れることができる。

また，緊急時対策所建屋内は，緊急時対策所非常用送風機により加圧されるため，緊急時対策所非常用フィルタ装置を通らない空気の流入はない。

b. 緊急時対策所加圧設備による加圧

緊急時対策所等は，緊急時対策所加圧設備により加圧されるため，プルーム通過中に緊急時対策所内へ外気が侵入することはない。

(2) 緊急時対策所非常用送風機

緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくを低減し，かつ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない濃度に維持でき，1個で緊急時対策所内を換気するために必要な容量を有する設計とする。容量の設定に当たっては，緊急時対策所建屋内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するために必要な流量を考慮する。また，緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策所建屋内に設置し，外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所加圧設備との切替えができるよう，緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

(3) 緊急時対策所非常用フィルタ装置

緊急時対策所非常用フィルタ装置は，緊急時対策所非常用送風機と同様，1個で必要な容量を有する設計とするとともに，チェンジングエリアを含め，緊急時対策所内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう，十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を確保するため，高性能粒子フィルタとよう素用チャコールフィルタを直列に配列することで，除去効率を高める設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の除去効率を表4－17に，緊急時対策所非常用フィルタ装置の概略図を図4－12に示す。

a. フィルタ除去効率

緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能粒子フィルタによるエアロゾルの

除去効率は，99.99 %以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計し，よう素用チャコールフィルタによるよう素の除去効率は，99.75 %以上（フィルタ前置・後置直列の総合除去効率）となるように設計する。

b. フィルタ除去性能の維持等

(a) 除去性能（効率）については，以下の性能検査を定期的に実施し，確認する。

・微粒子／よう素除去効率検査

・漏えい率検査及び総合除去効率検査

(b) フィルタ仕様（使用環境条件）の範囲内で使用する必要があることから，温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることがないよう，緊急時対策所建屋内にて使用する。

(c) 原子炉格納容器破損による放射性物質の想定放出量のうち緊急時対策所への影響量（フィルタ捕集量）に対し，緊急時対策所非常用フィルタ装置は十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ捕集量については，別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

(d) 原子炉格納容器から放出され，緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱により，その性能（除去効率）が低下しない設計とする。緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱による温度上昇については，別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

(e) 緊急時対策所非常用フィルタ装置は，プレフィルタ及び高性能粒子フィルタを設置することで，粉塵等の影響によるよう素用チャコールフィルタの目詰まりを防止し，よう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇しない設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持については，別添1「緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について」に示す。

c. 緊急時対策所内の対策要員への影響

緊急時対策所非常用フィルタ装置は，緊急時対策所非常用フィルタ装置自体が放射線源になることを踏まえ，緊急時対策所へ出入りする対策要員の被ばく防護のため，緊急時対策所遮蔽普通コンクリート（厚さ約100 cm）より外側の緊急時対策所建屋内に設置する。

(4) 緊急時対策所加圧設備

放射性物質放出時，緊急時対策所内に希ガス等の放射性物質が流入することを

防ぐため，緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所等を加圧し，緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくの低減又は防止を図る。

緊急時対策所加圧設備は，線量評価における放射性物質の放出継続時間が10時間であることを踏まえ，緊急時対策所を正圧に加圧でき，かつ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持するために必要な容量を確保するだけでなく，余裕を含めて14時間の緊急時対策所等の加圧を可能とする容量として，320個以上（1個当たりの空気容量が46.7 Lのもの）を配備するものとする。正圧化された緊急時対策所内と周辺エリアとの差圧を監視できる計測範囲として0～200 Paを有する緊急時対策所用差圧計を1個設置する。また，外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所非常用換気設備との切替えができるよう，緊急時対策所内のスイッチによる操作が可能な設計とする。

また，系統に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止するため，緊急時対策所加圧設備出口に安全弁を設ける設計とする。

緊急時対策所加圧設備の強度に関する詳細は，添付書類「Ⅴ-3-8-1-3-1　緊急時対策所加圧設備の強度評価書」に示す。

3.1.2　放射線管理用計測装置

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため，換気設備の操作に係る確実な判断ができるように放射線管理施設の放射線管理用計測装置（可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタ）により，大気中に放出された放射性物質による放射線量を監視・測定する。

緊急時対策所付近に加圧判断用として可搬型モニタリング・ポストを，緊急時対策所内に緊急時対策所エリアモニタを設置し，各々を監視することにより，プルーム通過時に緊急時対策所非常用換気設備の操作を実施する。

放射線管理用計測装置の仕様の詳細は，添付書類「Ⅴ-1-7-1　放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

なお，可搬型モニタリング・ポストは，放射線管理施設の放射線管理用計測装置を緊急時対策所の設備として兼用する。

3.2　生体遮蔽装置

緊急時対策所遮蔽及び二次遮蔽は，基準地震動S_sによる地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所内にとどまる要員を放射線から防護するための十分な遮蔽厚さを有する設計とし，「3.　緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る被ばく評価の判断基準を超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽の放射線の遮蔽及び熱除去の評価については，「5.　熱除去の検

討」に示す。緊急時対策所出入口開口の設計については，別添2「緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について」に示す。

3.3　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の詳細については，添付書類「Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

3.4　資機材及び要員の交代等

緊急時対策所にとどまる要員やプルーム通過後に屋外作業を行う対策要員の被ばく低減措置を行う場合に備えたマスク，安定ヨウ素剤等の防護具類やチェンジングエリアを運営するために必要な資機材を配備する。

重大事故等が発生し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，状況に応じて交代する要員や屋外作業を行った対策要員が緊急時対策所内へ汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設置する。身体サーベイの結果，対策要員の汚染が確認された場合は，対策要員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

チェンジングエリアは，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，災害対策本部長代理の指示があった場合，あらかじめ配備している資機材により運用する。

資機材の保管，管理等については，添付書類「Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書」に，チェンジングエリアの詳細については，添付書類「Ⅴ-1-7-2　管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.5　代替電源

緊急時対策所非常用送風機は，常用電源設備からの給電が喪失した場合においても代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については，添付書類「Ⅴ-1-9-1-1　非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」及び添付書類「Ⅴ-1-9-3-1　緊急時対策所の機能に関する説明書」に示す。

4. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

4.1 線量評価

4.1.1 評価方針

(1) 判断基準

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に当たっては，審査ガイドに基づき，評価を行う。

判断基準は，解釈の第76条の規定のうち，以下の項目を満足することを確認する。

> 第76条（緊急時対策所）
>
> 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
>
> ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。
>
> ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
>
> ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
>
> ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。
>
> ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないこと。

(2) 想定事故

想定する事故については，審査ガイドに従い「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とする。

(3) 被ばく経路

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図4－1に，緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路を示す。

a. 被ばく経路① 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく

b. 被ばく経路② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）

c. 被ばく経路③　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）

d. 被ばく経路④　緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばく

なお，本評価においては，対策要員の交代は考慮しないものとする。

(4) 大気中への放出量評価

大気中に放出される放射性物質の量は，審査ガイドに従い設定する。また，大気中への放出量評価条件を表4－1に示す。

a. 事故直前の炉内蓄積量

事故直前の炉内蓄積量の計算には，燃焼計算コードＯＲＩＧＥＮ２コードを使用する。計算に当たっては，9×9燃料炉心の代表的な燃焼度，比出力，初期濃縮度及び運転履歴を考慮して炉心内蔵量を計算する。

・燃焼度　：55000 MWd/t（燃焼期間は，5サイクルの平衡炉心を想定）
・比出力　：26 MW/t
・初期濃縮度　：3.8 %
・核データライブラリ　：JENDL3.2（BWR STEP-3 VR=0 %，60 GWd/t）

以上により計算した標準9×9燃料炉心の単位熱出力当たりの炉内蓄積量を表4－2に示す。

事故直前の炉内蓄積量は，この値に原子炉熱出力である3293 MWを掛け合わせて計算する。

b. 大気中への放出量

事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は，原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故と同等と想定する。

ここで，放射性物質の大気中への放出開始時刻は，事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。

希ガス類　：97 %
よう素類　：2.78 %
（ＣｓＩ：95 %，無機よう素：4.85 %，有機よう素：0.15 %）
Ｃｓ類　：2.13 %
Ｔｅ類　：1.47 %
Ｂａ類　：0.0264 %
Ｒｕ類　：7.53×10^{-8} %
Ｃｅ類　：1.51×10^{-4} %

Ｌａ類　　：3.87×10^{-5} ％

以上により計算した大気中への放出量を表4－3に示す。

c.　原子炉建屋内の存在量

NUREG-1465*の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。

ここで，放射性物質の炉内蓄積量に対して，事故発生後24時間後に以下の0.3倍の放射性物質が原子炉建屋内へ放出されるものとする。

希ガス類　：100 ％

よう素類　：61 ％

Ｃｓ類　　：61 ％

Ｔｅ類　　：31 ％

Ｂａ類　　：12 ％

Ｒｕ類　　：0.5 ％

Ｃｅ類　　：0.55 ％

Ｌａ類　　：0.52 ％

なお，希ガス類については大気中への放出分を考慮し，炉内蓄積量の97 ％（福島第一原子力発電所事故と同等と想定）が大気中へ放出されるものとし，残りが原子炉建屋内に浮遊するものとする。

以上により計算した原子炉建屋内の放射性物質の存在量を表4－4に示す。

注記　＊：”Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, 1995/02

(5)　大気拡散の評価

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は，旧原子力安全・保安院，平成21・07・27原院第1号「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21年8月12日）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定，一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

a.　大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は，ガウスプルームモデルを適用する。

(a)　相対濃度

相対濃度は，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T}\sum_{i=1}^{T}(\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d$$

ここで，

χ/Q　：実効放出継続時間中の相対濃度（s/m^3）

T　：実効放出継続時間（h）

$(\chi/Q)_i$　：時刻 i における相対濃度（s/m^3）

δ_i^d　：時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき　$\delta_i^d = 1$

：時刻 i において風向が他の方位にあるとき　$\delta_i^d = 0$

（地上放出の場合）

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \sum_{zi} U_i}$$

ここで，

U_i　：時刻 i の放出源を代表する風速（m/s）

$\sum_{yi}$　：時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向（y 方向）の拡がりのパラメータ（m）

$\sum_{zi}$　：時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向（z 方向）の拡がりのパラメータ（m）

σ_{yi}　：時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ（m）

σ_{zi}　：時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ（m）

C　：建屋の風向方向の投影面積（m^2）

A　：形状係数（－）

上記のうち，気象項目（風向，風速及びσ_{yi}，σ_{zi}を求めるために必要な大気安定度）については，「b.　気象データ」に示すデータを，建屋の投影面積については「a.　建屋投影面積」に示す値を，形状係数については「f.　形状係数」に示す値を用いることとした。また，審査ガイドに基づき，実効放出継続時間は 10 時間とし，地上放出を想定する。

σ_{yi}及びσ_{zi}については，気象指針における相関式を用いて計算する。

(b)　相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために，空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに，以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q)E\mu_0 \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r)\chi(x', y', z')dx'dy'dz'$$

ここで,

D/Q　　：評価地点$(x, y, 0)$における相対線量（μGy/Bq）

(K_1/Q)　：単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数$\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s}\right)$

E　　：ガンマ線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_0　　：空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数（1/m）

μ　　：空気に対するガンマ線の線減衰係数（1/m）

r　　：(x', y', z')から$(x, y, 0)$までの距離（m）

$B(\mu r)$　：空気に対するガンマ線の再生係数（－）

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，$\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$については，0.5 MeV のガンマ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3}(m^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2}(m^{-1})$$
$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$：放射性雲中の点(x', y', z')における濃度（Bq/m^3）

b.　気象データ

2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用する。なお，当該データの使用に当たっては，風向，風速データが不良標本の棄却検定により，過去 10 年間の気象状態と比較して異常でないことを確認している。

c.　相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は，線量結果が厳しくなる様，原子炉建屋外壁から見て緊急時対策所建屋外壁の最近接点とする。

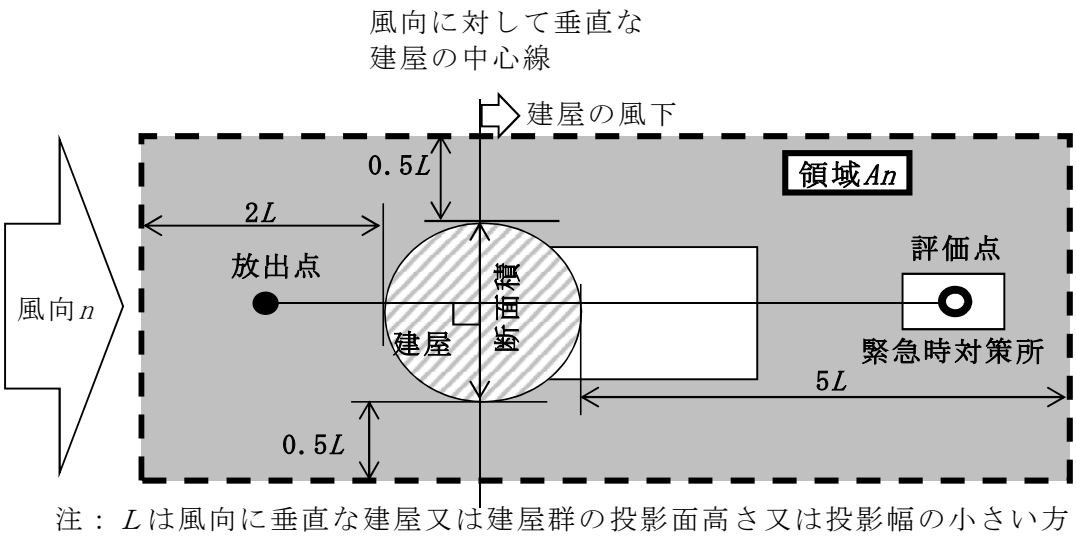
d.　評価対象方位

放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によって，建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

緊急時対策所の被ばく評価においては，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について，以下の条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a)　放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合

(b)　放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について，放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（下図の領域 $A.n$）の中にある場合



注：L は風向に垂直な建屋又は建屋群の投影面高さ又は投影幅の小さい方

(c)　評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価においては，放射性物質の放出源として原子炉建屋を仮定することから，建屋の影響があるものとして評価を行う。評価対象とする方位は，放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には，全 16 方位のうち以下の(a)～(c)の条件に該当する方位を選定し，すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

(a)　放出点が評価点の風上にあること。

(b)　放出点から放出された放射性物質が，原子炉建屋の風上側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。

(c)　原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は，原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が，それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に 0.5L（L は対象となる複数の方位の投影面積の中の最小面積とする）だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には，放出点が評価点の風上となる範囲が対象となり，選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として，評価点から原子炉建屋＋0.5L を含む方位を対象とする。

以上より，選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は，2 方位（ENE，E）となる。評価対象とする風向を図 4－2 に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため，対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図 4－3 に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は 1/2*1 とする。

g. 累積出現頻度

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度 97 %*1 に当たる値を用いる。

h. 評価結果

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件を表 4－5 に示す。

重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）の評価結果を下表に示す。

項　　目		評価条件
緊急時対策所（滞在時）	χ／Q（s/m^3）*2	1.1×10^{-4}
	D／Q（Gy/Bq）	6.1×10^{-19}
グランドシャイン	χ／Q（s/m^3）*2	1.1×10^{-4}

注記　＊1：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

＊2：緊急時対策所滞在時の室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく及びグランドシャインの算出は，放出源の原子炉建屋外壁に対して緊急時対策所外壁の最近接点を評価点として算出したχ／Qを用いる。

4.1.2　線量計算

(1)　実効線量の評価

a.　被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線よる被ばく）

重大事故等時に原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による対策要員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置，形状等から評価する。以下，評価条件及び評価結果を示す。

(a)　評価条件

イ.　線源強度

線源強度は，「4.1.1(4)　大気中への放出量評価」のc.項に記述する原子炉建屋内の存在量に基づき，次のとおり求める。

（イ）　重大事故等時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は，原子炉格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出される。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

（ロ）　二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。

以上，表4－6に二次格納施設内に浮遊する放射性物質による事故後7日間の積算線源強度を示す。

ロ.　幾何条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における原子炉建屋の評価モデルを図4－4及び図4－5に示す。直接ガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋の地下1階以上*1とし，保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は，原子炉建屋運転階のみ*2とする。原子炉建屋は保守的に二次遮蔽のみを考慮する。また，中央制御室周囲は，自室の壁，床，天井を考慮する。ここで，壁厚は，各階ごとに東西南北をそれぞれ最小厚さで代表する。

また，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価における緊急時対策所の評価モデルを図4－6に示す。二次遮蔽のコンクリート密度は東海第二発電所建設時の骨材（砂，砂利）配合記録より，日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（JASS 5N）」に基づき乾燥単位容積質量として評価した2.0 g/cm^{3}とする。緊急時対策所の遮蔽体として，緊急時対策所の壁及び天井を考慮し，緊急時対策所のコンクリート躯体形状を模擬する。評価で考慮する原子炉建屋，緊急時対策所の壁及び天井は，公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値とする。

注記　＊1：地下階は外壁厚さが厚く，地面にも遮られるため十分無視できる。

＊2：原子炉建屋運転階の床はコンクリート厚さが厚く，下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって，建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では，下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため，線源として無視できる。

ハ．　評価点

評価点は，緊急時対策所内の作業エリアを想定し，図4―4から図4―6に示すように，線量結果が厳しくなるよう原子炉建屋から最短距離として，直接ガンマ線は緊急時対策所の原子炉建屋側の壁内面，スカイシャインガンマ線は天井下面とする。

二．　計算コード

直接ガンマ線については，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線は，ＡＮＩＳＮ及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードを用いる。

(b)　評価結果

以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を表4－7に示す。

b.　被ばく経路②（放射性雲中の放射性物質のガンマ線による被ばく）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での対策要員の外部被ばく線量を以下に評価する。

(a)　評価条件

イ．　放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，「4.1.1(4)　大気中への放出量評価」の「b.　大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ．　大気拡散条件

線量評価に使用する相対線量（Ｄ／Ｑ）は，「4.1.1(5)　大気拡散の評価」の「h.　評価結果」に示した下表の値を使用する。

Ｄ／Ｑ (Gy/Bq)	6.1×10^{-19}

(b)　評価方法

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による室内作業時の外部被ばく線量は，大気中への放出量に相対線量を乗じて計算した値に，遮蔽壁による減衰効果を考慮して計算する。

$$H_\gamma = \sum_i \{Q_i \cdot D/Q \cdot K\} \cdot F(x)$$

ここで，

H_γ　：放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量（Sv）

K　：空気カーマから実効線量への換算係数（1 Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_i　：核種iの大気中への放出量（Bq）

（ガンマ線実効エネルギ0.5 MeV換算値）

F（x）：遮蔽壁厚さxにおける減衰率（－）

ここで，緊急時対策所の遮蔽壁厚さ（コンクリート99 cm*）における減衰率は，大気中への放出量を線源として，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードにより計算した下表の値を使用する。

コンクリートの減衰率	希ガス	2×10^{-5}
	希ガス以外	6×10^{-5}

注記　＊：遮蔽壁厚さは，緊急時対策所外壁（50 cm）及び災害対策本部周囲の遮蔽壁（50 cm）の公称値からそれぞれマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値を示す。

(c)　評価結果

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量を表4－8に示す。

c.　被ばく経路③（地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばくによる対策要員の実効線量は，評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表沈着効果及び4.1.2(1)項の実効線量の評価の「a.　被ばく経路①（原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく）」で考慮した緊急時対策所の遮蔽体によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価する。

(a)　放射性物質の地表沈着量

大気中へ放出された放射性物質の地表面への沈着量評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表4－9に示す。

イ．　放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，「4.1.1(4)　大気中への放出量評価」の「b.　大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ．　大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（χ／Q）は，「4.1.1(5)　大気拡散の評

価」の「h.　評価結果」に示した下表の値を使用する。

χ／Q (s/m^3)	1.1×10^{-4}

ハ.　地表面への沈着速度

沈着速度は，有機よう素はNRPB-R322*1を参考として0.001 cm/s，有機よう素以外はNUREG/CR-4551*2を参考として0.3 cm/sと設定し，湿性沈着を考慮した沈着速度は，線量目標値評価指針の記載（降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい値となる）を参考に，保守的に乾性沈着速度の4倍*3として，有機よう素は0.004 cm/s，有機よう素以外は1.2 cm/sとする。

注記　＊1：NRPB-R322：Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee, Annual Report 1998/99

＊2：J.L. Sprung 等：Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

＊3：降雨沈着における空気中濃度鉛直分布の最大値等を想定した係数

二.　地表面沈着濃度の評価

評価期間中の地表面沈着濃度は，以下により計算する。

$$GC_i = \frac{V_G \cdot \chi/Q \cdot f \cdot Q_i}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T})$$

ここで，

GC_i　：核種iの地表面沈着濃度（積算値）（Bq・s/m^2）

V_G　：沈着速度（m/s）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

f　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（1.0）

Q_i　：核種iの積算放出量（Bq）

λ_i　：核種iの崩壊定数（1/s）

T　：被ばく評価期間（5.184×10^5 s）［当初24時間を除く6日間（24 h～168 h）］

以上により計算した，地表面沈着濃度を表4－10に示す。

(b)　実効線量評価条件

イ.　線源強度

重大事故等時，大気中へ放出され地表面及び建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし，地表面等に均一に分布しているものとする。グランドシャイン線源強度は表4－11に示す事故後7日間の積算値を用いる。

ロ．　幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図4－7に示す。線源範囲は，緊急時対策所中心から東西南北400 m*までとする。本評価では，緊急時対策所建屋の屋上面，緊急時対策所建屋の外側の地表面の2つの範囲に分割して評価する。なお，地表面は緊急時対策所屋上下面レベルと同一の高さにモデル化する。

注記　＊：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から400 m離れた位置の線源が及ぼす影響度は1 %以下である。これより，評価点から片側400 mまで線源領域とし，グランドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は，全体の線源領域として800 m×800 mを設定した。

ハ．　評価点

評価点は緊急時対策所を想定し，図4―7に示すように，上下方向は線量結果が厳しくなる緊急時対策所屋上の下面位置を，水平方向は遮蔽を考慮して線源からの距離が近い位置として，緊急時対策所の壁内面位置に設定した。

二．　計算コード

グランドシャインは，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い評価する。

(c)　評価結果

以上の条件に基づき評価したグランドシャインによる実効線量を表4－12に示す。

d.　被ばく経路④（室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく）

外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での対策要員の外部及び内部被ばく線量を以下に評価する。

(a)　評価条件

イ．　放射性物質の放出量

放射性物質の大気中への放出量は，「4.1.1(4)　大気中への放出量評価」の「b.　大気中への放出量」に基づくものとする。

ロ．　大気拡散条件

線量評価に使用する相対濃度（χ／Q）は，「4.1.1(5)　大気拡散の評価」の「h.　評価結果」に示した下表の値を使用する。

χ／Q (s/m^3)	1.1×10^{-4}

ハ．　換気設備条件

緊急時対策所の換気設備条件は，表4－13の値を使用する。

(b) 評価方法

外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内放射能濃度及び実効線量は以下により評価する。

イ. 緊急時対策所内放射能濃度の評価

緊急時対策所内の放射能濃度は，次式により評価する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_R) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで，

$C_i(t)$ ：時刻 t における緊急時対策所内の核種 i の濃度（Bq/m^3）

V ：換気設備処理空間容積（m^3）

η ：非常用フィルタ装置の除去効率（－）

$C_i^0(t)$ ：時刻tにおける外気取入れ口での核種 i の濃度（Bq/m^3）

$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$

$Q_i(t)$ ：時刻 t における大気への核種 i の放出率（Bq/s）

χ / Q ：相対濃度（s/m^3）

f_1 ：外気取り込み量（m^3/s）

f_2 ：外気リークイン量（m^3/s）

F_R ：再循環装置フィルタ流量（m^3/s）

λ_i ：核種 i の崩壊定数（s^{-1}）

ロ. 実効線量の評価

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量は，次に述べる放射性物質の吸入による内部被ばく及び放射性物質のガンマ線による外部被ばくの和として計算する。

（イ） 放射性物質の吸入による内部被ばく

放射性物質の吸入による内部被ばくは，次式で評価する。

$$H_I^i = \int_0^T R \cdot H_\infty^i \cdot C_i(t) dt$$

ここで，

H_I^i ：核種iの吸入摂取の内部被ばくによる実効線量（Sv）

R ：呼吸率（m^3/s）（成人活動時の呼吸率1.2 m^3/h）

H_∞^i ：核種iの吸入摂取による成人の実効線量係数（Sv/Bq）

$C_i(t)$ ：時刻 t における緊急時対策所内の核種 i の濃度

（Bq/m^3）

T　：被ばく評価期間（5.184×10^5 s）［当初24時間を除く6日間（24 h～168 h）］

（ロ）　放射性物質のガンマ線による外部被ばく

放射性物質のガンマ線による外部被ばくは，次式で計算する。

$$H_{\gamma}^{i} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma}^{i} \cdot \left\{1 - e^{-\mu r}\right\} \cdot C_i(t)dt \cdot F(x)$$

ここで，

6.2×10^{-14}：サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot Gy}{MeV \cdot Bq \cdot s}\right)$

H_{γ}^{i}　：核種iのガンマ線の外部被ばくによる実効線量（Sv）

E_{γ}^{i}　：核種iのガンマ線実効エネルギ（MeV/dis）

μ　：空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数（3.9×10^{-3} /m）

r　：外部被ばくに係る空間と等価な半球の半径（m）

$$r = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_S}{2 \cdot \pi}}$$

V_S　：外部被ばくに係る空間体積（m^3）*1

$C_i(t)$　：時刻 t における緊急時対策所内の核種 i の濃度（Bq/m^3）

T　：被ばく評価期間（5.184×10^5 s）［当初24時間を除く6日間（24 h～168 h）］

F(x)　：緊急時対策所遮蔽による減衰率（－）

ここで，緊急時対策所滞在時の緊急時対策所周囲のコンクリート遮蔽壁（厚さ49.5 cm*2）による減衰率は，その他エリア内の放射性物質の最大濃度を線源として，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードにより計算した下表の値を使用する。

コンクリートの減衰率	希ガス	7×10^{-4}
	希ガス以外	1×10^{-2}

注記　＊1：緊急時対策所に滞在する対策要員が外部被ばくの影響をうける区画として，緊急時対策所バウンダリ体積から災害対策本部空調機械室（対策要員が滞在する区画と階層が異なり天井等による遮蔽がある区画）を除いた体積（2403.7 m^3）を保守的に切り上げた値（3000 m^3）を設定

＊2：緊急時対策所周囲の遮蔽壁（50 cm）の公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値を示す。

緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による実効線量の線量計算条件を表4－14に示す。

(c) 評価結果

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での実効線量を表4－15に示す。

(2) 評価結果のまとめ

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員に及ぼす実効線量の内訳を表4－16に示す。

(3) 判断基準への適合性

重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果を下表に示す。

これに示すように，重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量は，7日間で約35 mSvである。

したがって，評価結果は判断基準の「対策要員の実効線量が7日間で100 mSvを超えないこと」を満足している。

実効線量（mSv/7日間）
3.5×10^{1}

4.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価

4.2.1　評価方針

(1)　評価の概要

緊急時対策所加圧設備による加圧を実施した場合において，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度（許容濃度未満）であることを評価する。

本評価における滞在人数，評価期間等は，保守的な結果となるよう設定する。また，酸素消費量，二酸化炭素吐出し量等は，緊急時対策所加圧設備の使用時に緊急時対策所内にとどまる要員の活動状況等を想定し，設定する。

(2)　酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

緊急時対策所加圧設備による加圧は，希ガス等の放射性物質を含む外気が緊急時対策所内に侵入しないように実施する防護措置であり，緊急時対策所加圧設備による加圧時は，緊急時対策所出入口扉を閉め，緊急時対策所内を密閉するという限られた環境である。

このため，酸素及び二酸化炭素許容濃度は，表4－18に示すとおり，限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める酸素濃度及び二酸化炭素濃度許容基準（酸素濃度：19 vol%以上，二酸化炭素濃度：1.0 vol%以下）に準拠する。

(3)　酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

緊急時対策所等を加圧し，その圧力を維持するために必要な流量並びに緊急時対策所内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量を計算し，その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表4－19に示す。なお，計算に使用する，呼吸量，酸素消費量等は「空気調和・衛生工学便覧」から引用する。

被ばく評価上の緊急時対策所加圧設備による加圧時間は，審査ガイドに基づき，プルーム通過中の10時間及びプルーム通過後の1時間の合計11時間とする。

11時間連続で緊急時対策所加圧設備により加圧した場合における換気流量，酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は以下のとおりである。

a．緊急時対策所内の正圧維持について

緊急時対策所建屋内に設置する緊急時対策所のインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良い。このインリークを防止するため，緊急時対策所内を周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所内の加圧は，以下に示すとおり約12.8 Paが必要であるため，

緊急時対策所の加圧目標は，余裕を考慮して周辺エリアより＋20 Pa以上とする。

(a)　温度差を考慮した加圧値

緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると，下図の圧力分布に示すように空気の密度差に起因して高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

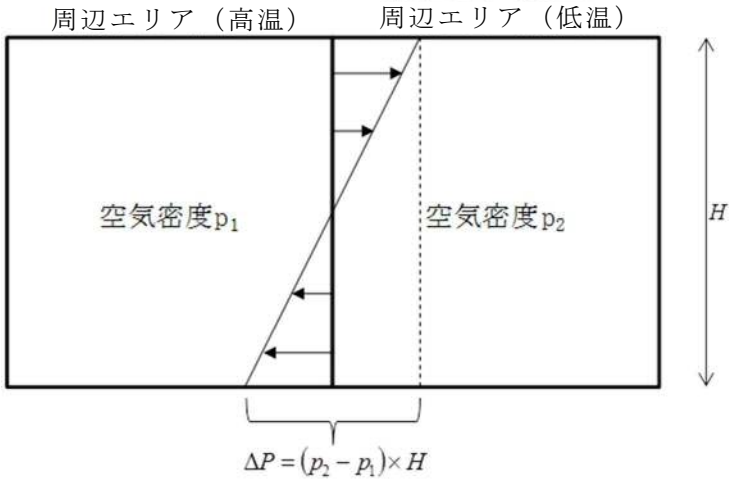
これら各々の方向に生じる圧力差の合計⊿Ｐは次の式で表される。

⊿Ｐ＝（p_2－p_1）×Ｈ

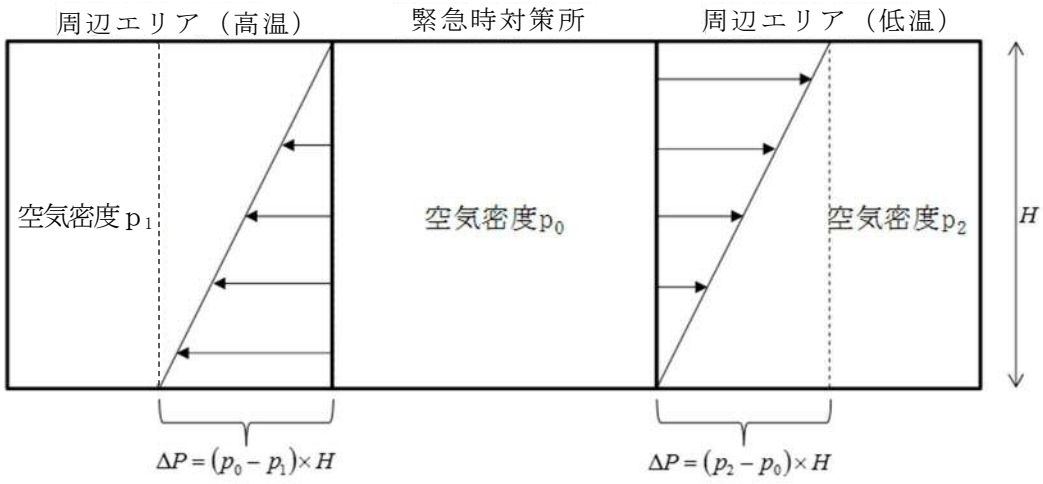
ここで，

ｐ　　：空気密度

Ｈ　　：緊急時対策所の階層高さ



したがって，緊急時対策所を⊿Ｐだけ加圧することにより，周辺エリアと温度差が生じても下図の圧力分布に示すように緊急時対策所へのインリークを防ぐことができる。



重大事故等時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度は，外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）を基に最高温度を40.0 ℃，最低温度を－12.7 ℃とする。緊急時対策所の天井高さは約5.7 mであるため，以下のとおり12.8 Pa以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

⊿P＝{(－12.7 ℃の乾き空気の密度)－(40.0 ℃の乾き空気の密度)}
×高低差
＝（1.356－1.128）×5.7
＝1.30（kg/m^2）
≒12.8（Pa）

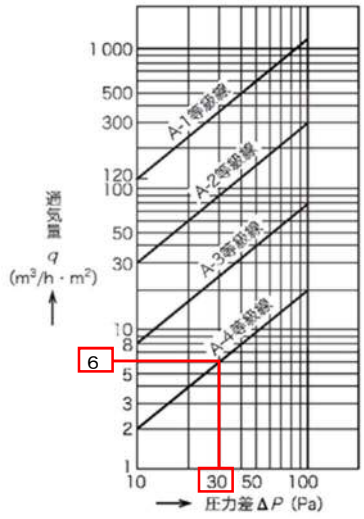
(b)　正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。したがって，緊急時対策所のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

イ．ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はＪＩＳ　Ａ４７０２にて定義されている。緊急時対策所の周辺エリアとの差圧は，＋20 Paを設計値としているが，ドアからのリーク量の算出に当たっては，保守的に圧力差＋30 Paにおける通気量を用いる。最も気密性の高い等級A-4のドアでは，圧力差＋30 Paにおけるドア面積当たりの通気量が6 m^3/h・m^{2}であることから（下図ＪＩＳ　Ａ　４７０２　気密性参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$Q_{ドア}$＝Ｓ×6
$Q_{ドア}$：ドアからのリーク量（m^3/h）
Ｓ　　：緊急時対策所のドアの面積合計（9.5 m^2）



ロ．　壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は，原子炉二次格納施設のリーク率の設計値を参考に0.5 回/dayを用いると，以下の式により算出できる。

$Q_{貫通部} = V \times 0.5 \div 24$

$Q_{貫通部}$：貫通部からのリーク量（m^3/h）

V　　：緊急時対策所バウンダリ体積（3035.1 m^3）

したがって，緊急時対策所のリーク量は以下の式より約121 m^3/hとなる。

$Q = Q_{ドア}$（m^3/h）＋$Q_{貫通部}$（m^3/h）

$= S \times 6 + V \times 0.5 \div 24$

$= 9.5 \times 6 + 3035.1 \times 0.5 \div 24$

$\fallingdotseq 121$（m^3/h）

Q：供給空気供給量（m^3/h）

b．酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19 vol％以上，滞在人数は100人，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{-0.02184 \times 100}{19.00 - 20.95} \times 100 \fallingdotseq 112 \ m^3/h$$

G_a：酸素発生量（-0.02184 $m^3/h/人$）

P　：人員（100人）

K_0：供給空気中酸素濃度（20.95 vol％）

K　：許容最低酸素濃度（19.00 vol％）

c．　二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0 vol％以下，空気中の二酸化炭素量は0.03 vol％，滞在人数100人の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{G_a \times P}{K - K_0} \times 100 = \frac{0.022 \times 100}{1.0 - 0.03} \times 100 = 227 \ m^3/h$$

G_a：二酸化炭素発生量（0.022 $m^3/h/人$）

P　：人員（100人）

K_0：供給空気中二酸化炭素濃度（0.03 vol％）

K　：許容最高二酸化炭素濃度（1.0 vol％）

また，緊急時対策所加圧設備運転時間はプルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替時間として余裕をみて2時間を加え，さらに2時間の余裕を持たせて14時間分とする。14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0 vol％を超えない空気供給量は約150 m^3/hとなる。

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + G_a \times \frac{P}{Q}\left(1 - e^{-\frac{Q}{V} \times t}\right)$$

$$= \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\frac{Q}{V} \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right)$$

K_t：ｔ時間後の二酸化炭素濃度（vol％）
K_1：緊急時対策所内初期二酸化炭素濃度（0.5 vol％）
K_0：供給空気中二酸化炭素濃度（0.03 vol％）
G_a：二酸化炭素発生量（0.022 m^3/h/人）
Ｐ ：人員（100人）
Ｑ ：空気供給量（m^3/h）
Ｖ ：緊急時対策所バウンダリ体積（3035.1 m^3）

4.2.2 評価結果

(1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

緊急時対策所を正圧維持するために必要な空気供給量は約121 m^3/hであり，また，酸素濃度維持に必要な空気供給量は約112 m^3/h，二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量は約150 m^3/hである。緊急時対策所加圧設備からの空気供給量は，これらに余裕を見た160 m^3/hとすれば，緊急時対策所加圧設備による加圧11時間後の酸素濃度は約20 vol％，二酸化炭素濃度は約0.9 vol％となり，被ばく評価上の緊急時対策所加圧設備による加圧時間である11時間においても，緊急時対策所内の正圧維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件（限られた労働環境における許容酸素濃度19 vol％以上及び許容二酸化炭素濃度1.0 vol％以下）を満足することができる。

緊急時対策所加圧設備を使用した場合における緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の推移を図4－14に示す。

(2) 必要空気ボンベ個数

必要な空気ボンベ個数は，1個当たりの空気容量が46.7 Lのもので，使用量を7.15 m^3/個とした場合，320個程度となる。この個数は，被ばく評価上の放射性

物質の放出継続時間10時間に余裕を加え，14時間の緊急時対策所の加圧を可能とする容量である。

4.3　緊急時対策所の居住性評価のまとめ

緊急時対策所の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い，その結果，それぞれ判断基準を満足していることから，緊急時対策所の居住性を確保できると評価する。

5.　熱除去の検討

熱除去の検討では，伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体中の温度上昇が最も厳しい箇所において評価する。

5.1　緊急時対策所遮蔽壁入射線量の設定方法

緊急時対策所遮蔽の表面に入射するガンマ線は，直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線，クラウドシャイン及びグランドシャインがある。緊急時対策所遮蔽体を透過するガンマ線はグランドシャインが支配的であることから，遮蔽体表面に入射するガンマ線としてグランドシャインの入射線量を設定する。

評価点は入射線量が最大となる緊急時対策所中心の天井上面とする。

5.2　温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており，評価上，コンクリートのみとして評価する。

重大事故等時における7日間積算のグランドシャイン線源に基づく，緊急時対策所遮蔽壁への入射線量は約1.5×10^{2} Gyであり，当該入射線量から緊急時対策所遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ発熱量を求めると，約3.1×10^{-4} kJ/cm^{3}*1となる。これによる温度上昇は次式で算出する。

$$\Delta T = Q \times 1000 / (c \cdot \rho)$$

ΔT　：温度上昇（℃）

Q　：7日間積算のガンマ発熱量（約3.1×10^{-4} kJ/cm^{3}）

c　：コンクリートの比熱（1.05 kJ/（kg･℃））*2

ρ　：コンクリートの密度（2.1 g/cm^{3}）

これより，緊急時対策所遮蔽の外側及び内側表面の熱伝達を保守的に断熱状態としても，遮蔽体（コンクリート）の温度上昇は0.1 ℃以下となる。

注記　＊1：入射線量及びコンクリートの密度より算出（1.5×10^{2}（J/kg）×2.1（g/cm^{3}））

＊2：2007年制定　コンクリート標準示方書　構造性能照査編，土木学会

5.3　温度上昇のまとめ

緊急時対策所のコンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は0.1 ℃以下となり，「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告（1977年，日本原子力学会）」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値（内部最高温度177 ℃／周辺最高温度149 ℃）以下であることを確認した。

第4－1表　大気中への放出放射能量評価条件（1／2）

項　目	評価条件	選定理由
評価事象	東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定
初期濃縮度	3.8 %	９×９燃料炉心のＵ－235初期濃縮度
炉心熱出力	3293 MWt	定格熱出力
炉心比出力	26 MW/t	熱出力に基づく炉心比出力
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間（416日）	1サイクル13ヶ月（約395日）を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類：8.7×10^{18} Bq よう素類：1.0×10^{19} Bq Ｃｓ類　：1.1×10^{18} Bq Ｔｅ類　：4.8×10^{18} Bq Ｂａ類　：9.9×10^{18} Bq Ｒｕ類　：1.8×10^{19} Bq Ｃｅ類　：5.7×10^{19} Bq Ｌａ類　：3.2×10^{19} Bq （核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（24時間減衰値））（Bq/MW）」×「3293MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉内蓄積量（Bq/MW）は，ＢＷＲ共通条件として，東海第二と同じ装荷燃料（９×９燃料（Ａ型）），運転時間（10,000時間）で算出したＡＢＷＲのサイクル末期の値を使用）

第4－1表　大気中への放出放射能量評価条件（2／2）

項　目	評価条件	選定理由
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97 % よう素類：2.78 % Ｃｓ類：2.13 % Ｔｅ類：1.47 % Ｂａ類：0.0264 % Ｒｕ類：7.53×10^{-8} % Ｃｅ類：1.51×10^{-4} % Ｌａ類：3.87×10^{-5} %	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(1)a. 事故直前の炉内蓄積量に対する放射性物質の大気中への放出割合は，原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97 % よう素類：2.78 % （ＣｓＩ：95 %，無機よう素：4.85 %，有機よう素：0.15 %） （NUREG-1465を参考に設定） Ｃｓ類：2.13 % Ｔｅ類：1.47 % Ｂａ類：0.0264 % Ｒｕ類：7.53×10^{-8} % Ｃｅ類：1.51×10^{-4} % Ｌａ類：3.87×10^{-5} %
よう素の形態	粒子状よう素：95 % 無機よう素：4.85 % 有機よう素：0.15 %	同上
放出開始時刻	24時間後	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気への放出開始時刻は，事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。
放出継続時間	10時間	審査ガイドに示されたとおり設定 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は，保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定 3. 判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

表4－2　放射性物質の炉内蓄積量

核　種 グループ	単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)	炉内蓄積量 (24時間減衰値) (Bq)
希ガス類	6.6×10^{15}	8.7×10^{18}
よう素類	8.6×10^{15}	1.0×10^{19}
Ｃｓ類	3.4×10^{14}	1.1×10^{18}
Ｔｅ類	2.4×10^{15}	4.8×10^{18}
Ｂａ類	7.3×10^{15}	9.9×10^{18}
Ｒｕ類	7.3×10^{15}	1.8×10^{19}
Ｃｅ類	2.3×10^{16}	5.7×10^{19}
Ｌａ類	1.7×10^{16}	3.2×10^{19}

表4－3　放射性物質の大気中への放出量

核　種 グループ	炉内蓄積量 (24時間減衰値) (Bq)	大気中への 放出量 (Bq)
希ガス類	8.7×10^{18}	8.4×10^{18}
よう素類	1.0×10^{19}	2.9×10^{17}
Ｃｓ類	1.1×10^{18}	2.4×10^{16}
Ｔｅ類	4.8×10^{18}	7.1×10^{16}
Ｂａ類	9.9×10^{18}	2.6×10^{15}
Ｒｕ類	1.8×10^{19}	1.3×10^{10}
Ｃｅ類	5.7×10^{19}	8.7×10^{13}
Ｌａ類	3.2×10^{19}	1.2×10^{13}

表4－4　原子炉建屋内の放射性物質の存在量

核　種 グループ	炉内蓄積量 (24時間減衰値) (Bq)	原子炉建屋内の積算 崩壊数* (Bq･s)
希ガス類	8.7×10^{18}	7.3×10^{22}
よう素類	1.0×10^{19}	4.0×10^{23}
Ｃｓ類	1.1×10^{18}	1.0×10^{23}
Ｔｅ類	4.8×10^{18}	1.2×10^{23}
Ｂａ類	9.9×10^{18}	1.6×10^{23}
Ｒｕ類	1.8×10^{19}	7.5×10^{21}
Ｃｅ類	5.7×10^{19}	2.7×10^{22}
Ｌａ類	3.2×10^{19}	1.9×10^{22}

注記　＊：事故発生後7日間（当初24時間を除く6日間）の積算崩壊数を示す。

表 4－5　重大事故等時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に使用する大気拡散評価条件

項　目	評価条件	備　考
評価点	緊急時対策所外壁	原子炉建屋外壁に対して最近接点とする。
放射性物質の放出源	原子炉建屋外壁	緊急時対策所外壁に対して最近接点とする。
放出源の有効高さ	地上放出を仮定	－
実効放出継続時間	10 時間	－
評価距離	310 m	－
建屋による巻き込み効果	建屋の影響あり	－
評価方位 （同一方位と見なす方位）	ENE，E （2 方位）	放出源から評価点までの距離がある程度確保されていることから，建屋＋0.5L の範囲を包絡する方位を対象とする（図 4－2 参照）。
建屋の風向方向の投影面積	3000 m^2	建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため，対象となる方位の投影面積の中で最小面積（原子炉建屋，短手方向）となる南（北）方向の断面積を切り下げた数値を全ての方位の計算の入力として共通に適用する（図 4－3 参照）。
建屋の形状係数	0.5	気象指針どおり。
気象データ	2005 年 4 月～2006 年 3 月までに観測された地表付近を代表する地上高 10 m（標高 18 m）地点の風向，風速データを使用	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風（地上高 10 m）の気象データを使用過去 10 年間の気象状態と比較して異常がなく，気象データの代表性が確認された 2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間の気象データを使用

表 4－6　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用 7 日間積算線源強度

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (－)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (－)
1	0.01	1.9×10^{22}	22	1.5	1.5×10^{22}
2	0.02	2.1×10^{22}	23	1.66	1.6×10^{21}
3	0.03	9.9×10^{22}	24	2.0	3.3×10^{21}
4	0.045	5.0×10^{22}	25	2.5	2.1×10^{21}
5	0.06	1.0×10^{22}	26	3.0	1.1×10^{20}
6	0.07	6.7×10^{21}	27	3.5	2.4×10^{17}
7	0.075	5.9×10^{21}	28	4.0	2.4×10^{17}
8	0.1	2.9×10^{22}	29	4.5	6.4×10^{11}
9	0.15	1.7×10^{22}	30	5.0	6.4×10^{11}
10	0.2	4.4×10^{22}	31	5.5	6.4×10^{11}
11	0.3	8.8×10^{22}	32	6.0	6.4×10^{11}
12	0.4	1.3×10^{23}	33	6.5	7.4×10^{10}
13	0.45	6.5×10^{22}	34	7.0	7.4×10^{10}
14	0.51	9.3×10^{22}	35	7.5	7.4×10^{10}
15	0.512	3.1×10^{21}	36	8.0	7.4×10^{10}
16	0.6	1.4×10^{23}	37	10.0	2.3×10^{10}
17	0.7	1.5×10^{23}	38	12.0	1.1×10^{10}
18	0.8	6.7×10^{22}	39	14.0	0.0
19	1.0	1.3×10^{23}	40	20.0	0.0
20	1.33	3.0×10^{22}	41	30.0	0.0
21	1.34	9.2×10^{20}	42	50.0	0.0

表4－7　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量（mSv/7日間）
直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線	1.1×10^{-3}

表4－8　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による実効線量

被ばく経路	実効線量（mSv/7日間）
クラウドシャイン	4.9×10^{-2}

表4－9　地表面への沈着速度の条件

項　目	評価条件	備　考
地表面への 沈着速度	エアロゾル：1.2 cm/s 無機よう素：1.2 cm/s 有機よう素：4.0×10^{-3} cm/s 希ガス　　：沈着無し	線量目標値評価指針*1を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3 cm/s）の4倍を設定 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol2*2より設定 有機よう素のの乾性沈着速度はNRPB-R322*3より設定

注記　＊1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

＊2：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters”, February 1994

＊3：NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report

表4－10　大気中に放出された放射性物質の地表面沈着濃度

核　種 グループ	大気中への 放出量 (Bq)	地表面沈着濃度 (7日間積算値) ($Bq \cdot s/m^2$)
よう素類	2.9×10^{17}	7.9×10^{16}
Ｃｓ類	2.4×10^{16}	1.6×10^{16}
Ｔｅ類	7.1×10^{16}	2.5×10^{16}
Ｂａ類	2.6×10^{15}	1.5×10^{15}
Ｒｕ類	1.3×10^{10}	4.9×10^{9}
Ｃｅ類	8.7×10^{13}	3.2×10^{13}
Ｌａ類	1.2×10^{13}	6.2×10^{12}

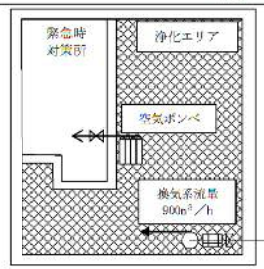
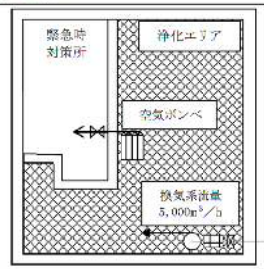
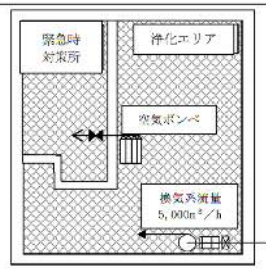
表4－11　グランドシャイン評価用7日間積算線源強度

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (cm^{-2})	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (cm^{-2})
1	0.01	1.1×10^{11}	22	1.5	2.7×10^{11}
2	0.02	1.2×10^{11}	23	1.66	2.2×10^{10}
3	0.03	1.7×10^{12}	24	2.0	4.6×10^{10}
4	0.045	3.7×10^{11}	25	2.5	4.4×10^{10}
5	0.06	1.9×10^{11}	26	3.0	9.4×10^{8}
6	0.07	1.2×10^{11}	27	3.5	7.9×10^{3}
7	0.075	2.3×10^{10}	28	4.0	7.9×10^{3}
8	0.1	1.2×10^{11}	29	4.5	2.1×10^{-2}
9	0.15	1.1×10^{11}	30	5.0	2.1×10^{-2}
10	0.2	8.0×10^{11}	31	5.5	2.1×10^{-2}
11	0.3	1.6×10^{12}	32	6.0	2.1×10^{-2}
12	0.4	2.5×10^{12}	33	6.5	2.4×10^{-3}
13	0.45	1.2×10^{12}	34	7.0	2.4×10^{-3}
14	0.51	1.6×10^{12}	35	7.5	2.4×10^{-3}
15	0.512	5.5×10^{10}	36	8.0	2.4×10^{-3}
16	0.6	2.4×10^{12}	37	10.0	7.4×10^{-4}
17	0.7	2.7×10^{12}	38	12.0	3.7×10^{-4}
18	0.8	1.2×10^{12}	39	14.0	0.0
19	1.0	2.4×10^{12}	40	20.0	0.0
20	1.33	5.7×10^{11}	41	30.0	0.0
21	1.34	1.7×10^{10}	42	50.0	0.0

表4－12　グランドシャインによる実効線量

被ばく経路	実効線量（mSv/7日間）
グランドシャイン	1.8×10^{-1}

表4－13　緊急時対策所の換気設備条件

期　間		事象発生～24 h	24 h～34 h	34 h～35 h	35 h～168 h
放射性物質放出の状況（○：放出，×：放出なし）	希ガス	×	○	×	×
	希ガス以外	×	○	×	×
緊急時対策所加圧設備	加圧方式	－	空気ボンベ		－
	処理空間容積	－	3000 m^3（緊急時対策所）		－
	リークイン量（m^3/h）	－	0 m^3/h（0 回/h）		－
緊急時対策所非常用換気設備	運転モード	緊対建屋加圧モード	災害対策本部加圧モード	緊対建屋浄化モード	緊対建屋加圧モード
	処理空間容積	15800 m^3（緊急時対策所及び浄化エリア）	12800 m^3（浄化エリア）		15800 m^3（緊急時対策所及び浄化エリア）
	外気取込み量（m^3/h）	5000 m^3/h	900 m^3/h	5000 m^3/h	
	よう素用チャコールフィルタ効率	99 %			
	粒子状フィルタ効率	99.9 %			
	リークイン量（m^3/h）	0 m^3/h（0 回/h）			
緊急時対策所の浄化エリアに対する遮蔽壁	コンクリート厚さ	－	49.5 cm		－
	コンクリート密度	－	2.1 g/cm^3		－
	減衰率	－	希ガス　：7×10^{-4} 希ガス以外：1×10^{-2}		－
運転モードイメージ図*1，*2					
備　考*3		【緊急時対策所，浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し，粒子フィルタ及びよう素フィルタにて浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常時運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧運転を実施し，緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の少量外気取り込みにより放射性物質の流入を低減 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧運転を継続 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の外気取り込みにより建屋内の放射性物質の放射性物質を排出 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧運転を停止 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の外気取り込みにより建屋内の放射性物質の排出を継続 ・建屋内は正圧維持

*1：浄化エリアとは，緊急時対策所非常用換気設備により，高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタを通して外気を取り込むエリア

*2：運転モードイメージ図中網掛け部は，線源範囲を示す。

*3：事象発生～24 hは，室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの影響は無い。24 h～168 hの室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法等は4.1.2 (1) d.に示す。

表4－14　線量計算条件

項　目	評価条件	選定理由	備　考
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） Ｉ－131：2.0×10^{-8} Sv/Bq Ｉ－132：3.1×10^{-10} Sv/Bq Ｉ－133：4.0×10^{-9} Sv/Bq Ｉ－134：1.5×10^{-10} Sv/Bq Ｉ－135：9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs－134：2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs－136：2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs－137：3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71*1, 72*2に基づく	ICRP Publication 71*1, 72*2に基づく	－
呼吸率	1.2 m^3/h	成人活動時の呼吸率を設定安全評価審査指針*3及びICRP Publication 71*1に基づく	被ばく評価手法（内規） 7.3.3(4)　吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t)\, dt$ H_I：よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量（Sv） R：呼吸率（成人活動時）（m^3/s） H_∞：よう素（I-131）吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数（Sv/Bq） $C_I(t)$：時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度（I-131等価量）（Bq/m^3） T：計算期間（30日間）（S）

注記　＊1：ICRP Publication 71, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients″, 1995

＊2：ICRP Publication 72, ″Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients″ , 1996

＊3：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）

表4－15　外気から室内に取り込まれた放射性物質による実効線量

	実効線量（mSv/7 日間）
ガンマ線による外部被ばく	2.3×10^{1}
吸入による内部被ばく	1.1×10^{1}
合　　計	3.5×10^{1}

表4－16　重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の実効線量の内訳

	実効線量（mSv/7日間）		
	外部被ばく	内部被ばく	合　　計
建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	1.1×10^{-3}	－	1.1×10^{-3}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	4.9×10^{-2}	－	4.9×10^{-2}
外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	2.3×10^{1}	1.1×10^{1}	3.5×10^{1}
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.8×10^{-1}	－	1.8×10^{-1}
合　　計	2.4×10^{1}	1.1×10^{1}	3.5×10^{1}

表4－17　緊急時対策所非常用フィルタ装置除去効率一覧

名称			緊急時対策所非常用フィルタ装置	
種類		－	高性能粒子フィルタ	よう素用チャコールフィルタ
効率	単体除去効率	%	99.97以上 (0.15 μm粒子)	99.75以上 (相対湿度70 %，温度10℃において)
	総合除去効率*	%	99.99以上 (0.5 μm粒子)	99.75以上 (相対湿度70 %，温度10℃において)

注記＊：フィルタ前置・後置直列の除去効率

表4－18　酸素及び二酸化炭素許容濃度

項　　目	許 容 濃 度	備　　考
酸素濃度	19 vol%以上	「鉱山保安法施行規則」を準拠 （鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内は，当該濃度以下とする通気の確保を要求）
二酸化炭素濃度	1.0 vol%以下	「鉱山保安法施行規則」を準拠 （鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内は，当該濃度以下とする通気の確保を要求）

表4－19　緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項　　目	評価条件	設 定 理 由	備　　考
人　　数	100 人	プルーム通過時に緊急時対策所にとどまる要員数に余裕を見て設定	
体　　積 （緊急時対策所 バウンダリ体積）	3035.1 m^3	緊急時対策所等を加圧する範囲のバウンダリ体積として設定（緊急時対策所（災害対策本部，宿泊・休憩室），食料庫及び災害対策本部空調機械室の体積を合計した数値）	図4－13 参照
評価期間	14 時間	プルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替時間として余裕を見て2時間を加え，さらに2時間の余裕を持たせて14時間分とし，緊急時対策所を14時間正圧維持できる空気供給量	
空気流入	なし	保守的な評価となるため考慮しない	
初期酸素濃度	20.51 vol％	緊急時対策所加圧設備による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定	
初期二酸化炭素濃度	0.5 vol％	緊急時対策所加圧設備による加圧前の緊急時対策所の外気取入量を基に設定	
酸素消費量	21.84 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より 準備を含む現場作業対応がないため「静座」より引用	1人当たりの消費量
二酸化炭素吐出し量	22 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より 準備を含む現場作業対応がないため「極軽作業」より引用	1人当たりの吐出し量

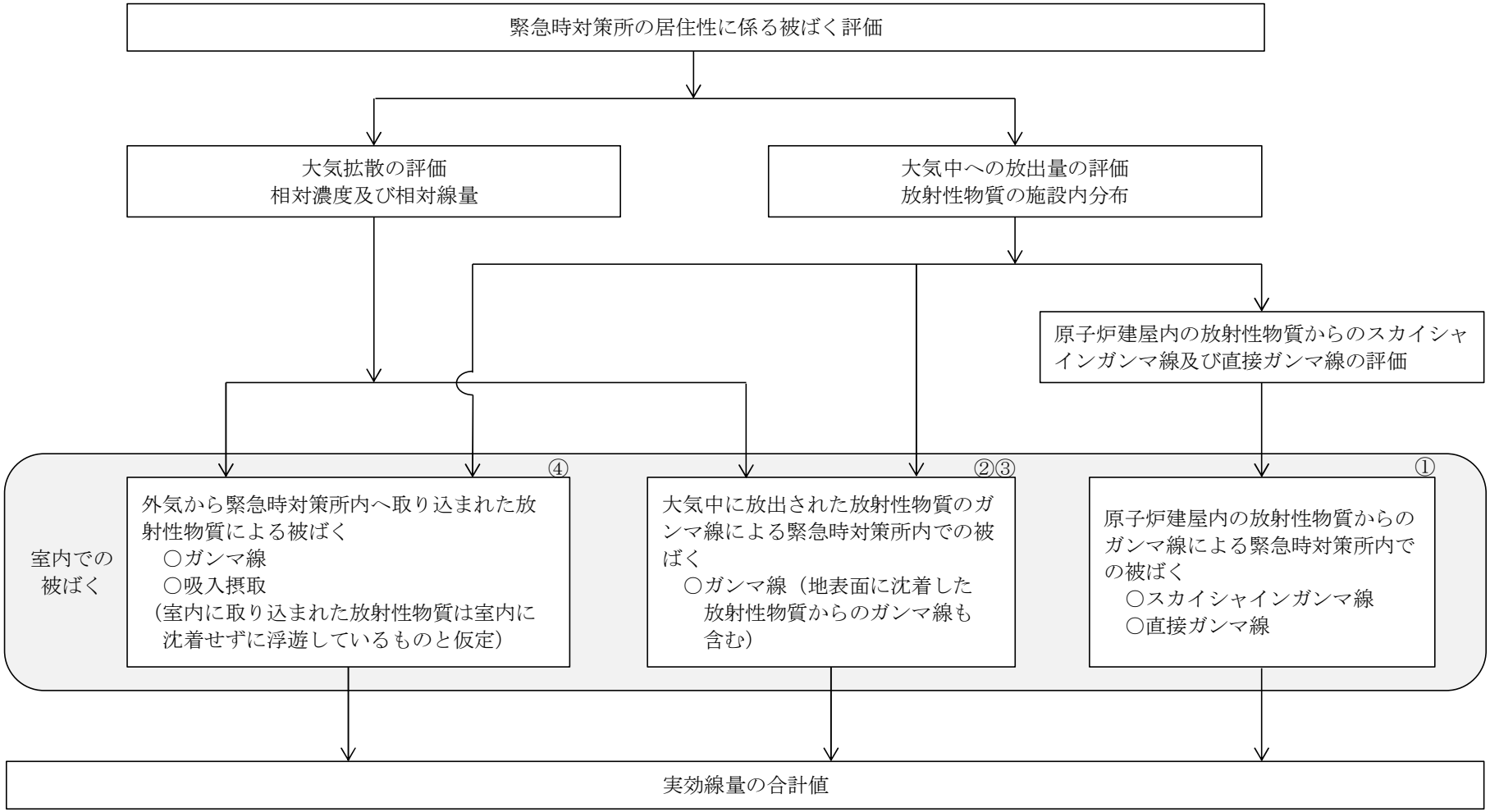


図4－1　重大事故等時の緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

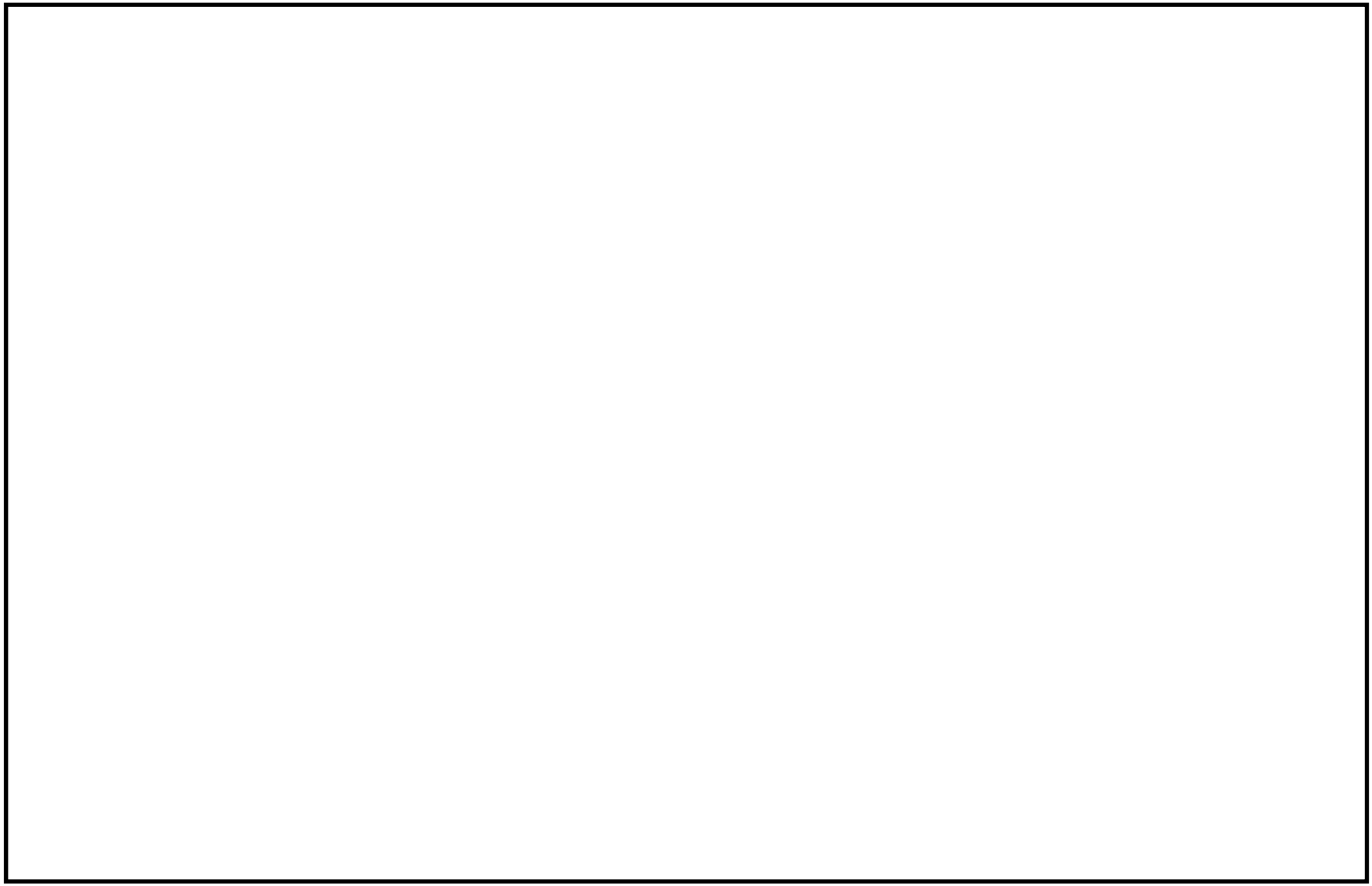


図4－2　重大事故等時の評価方位

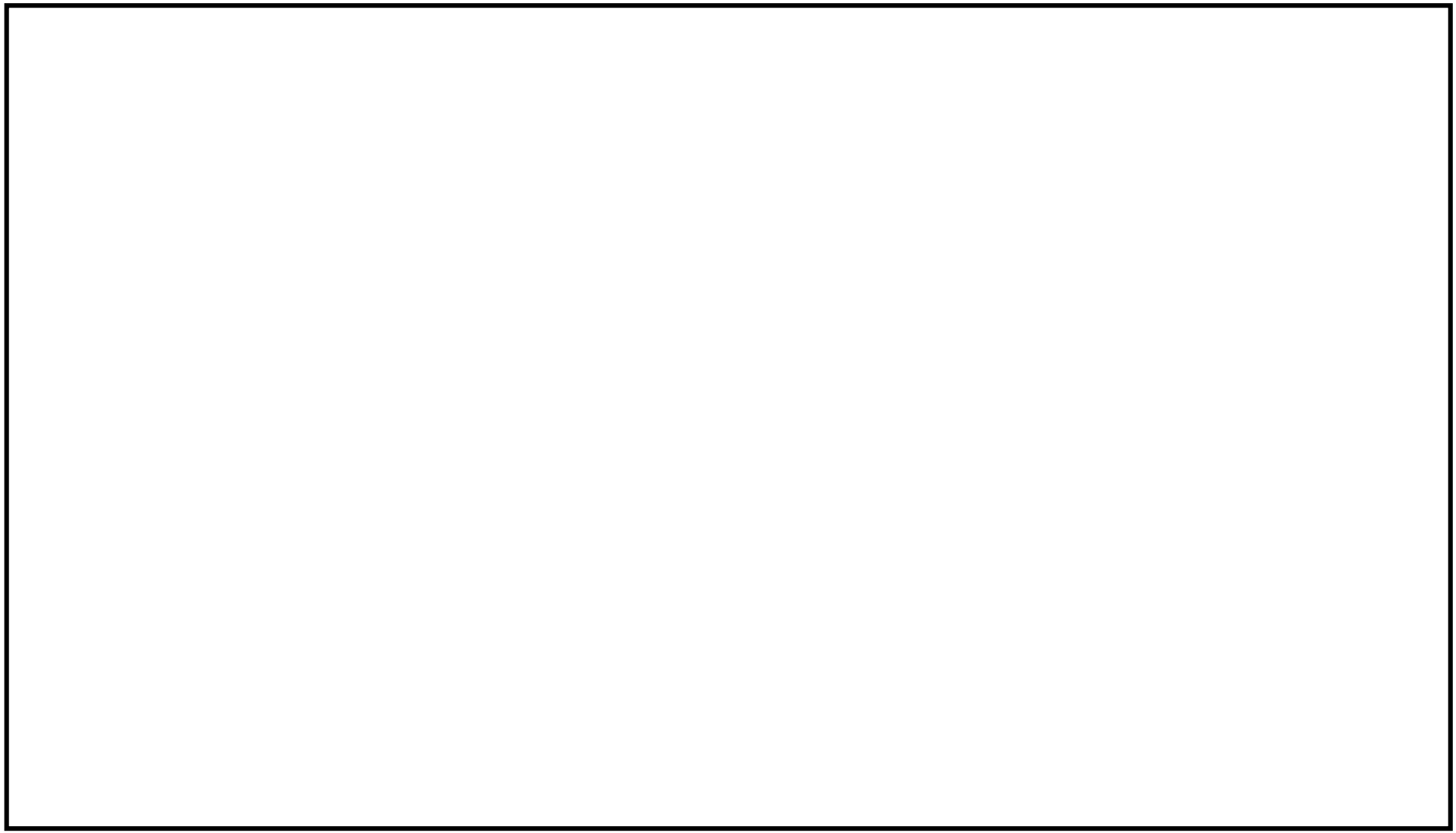


図4－3　原子炉建屋断面積（投影面積）

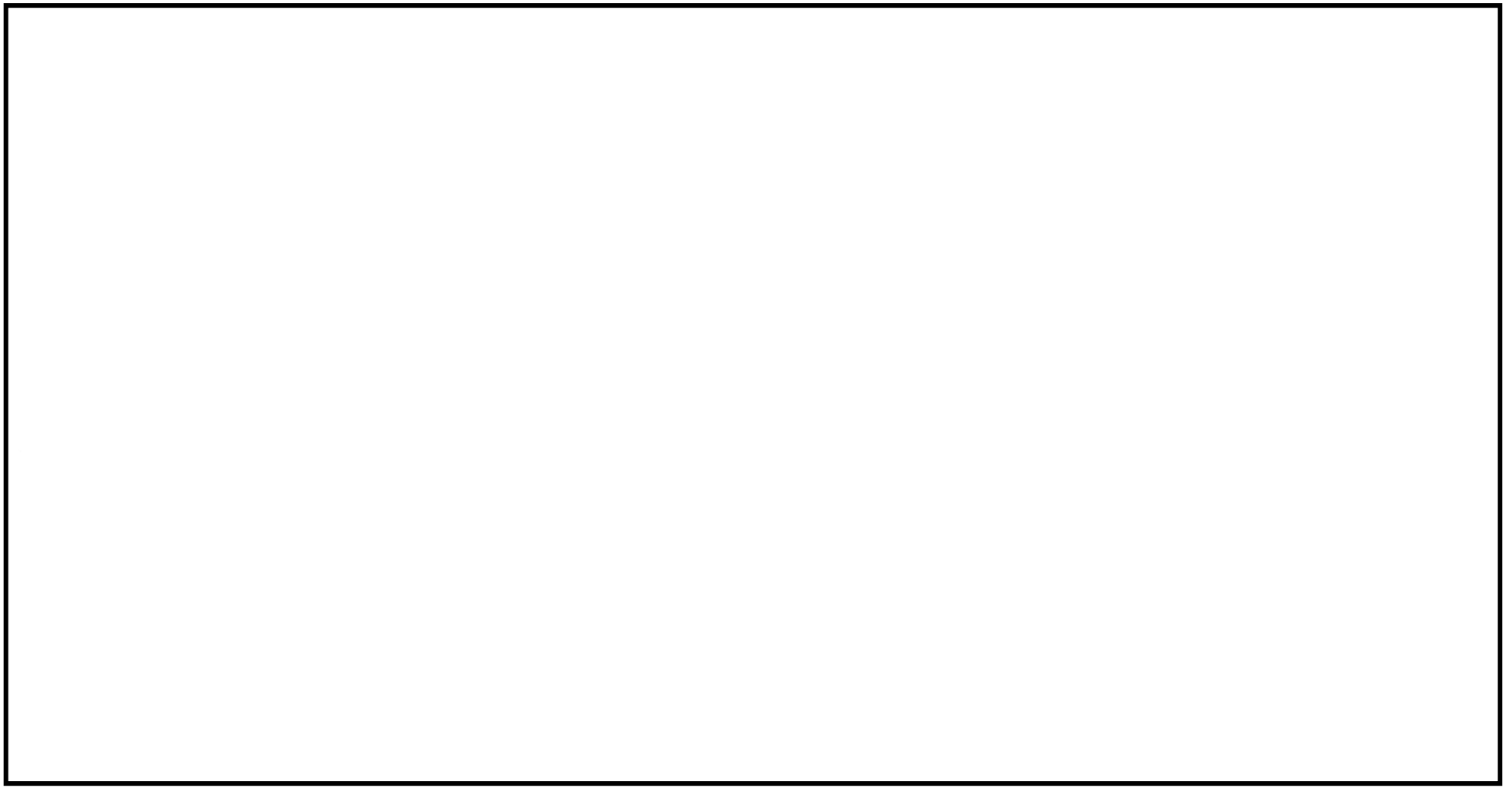


図4－4　緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル（1／3）

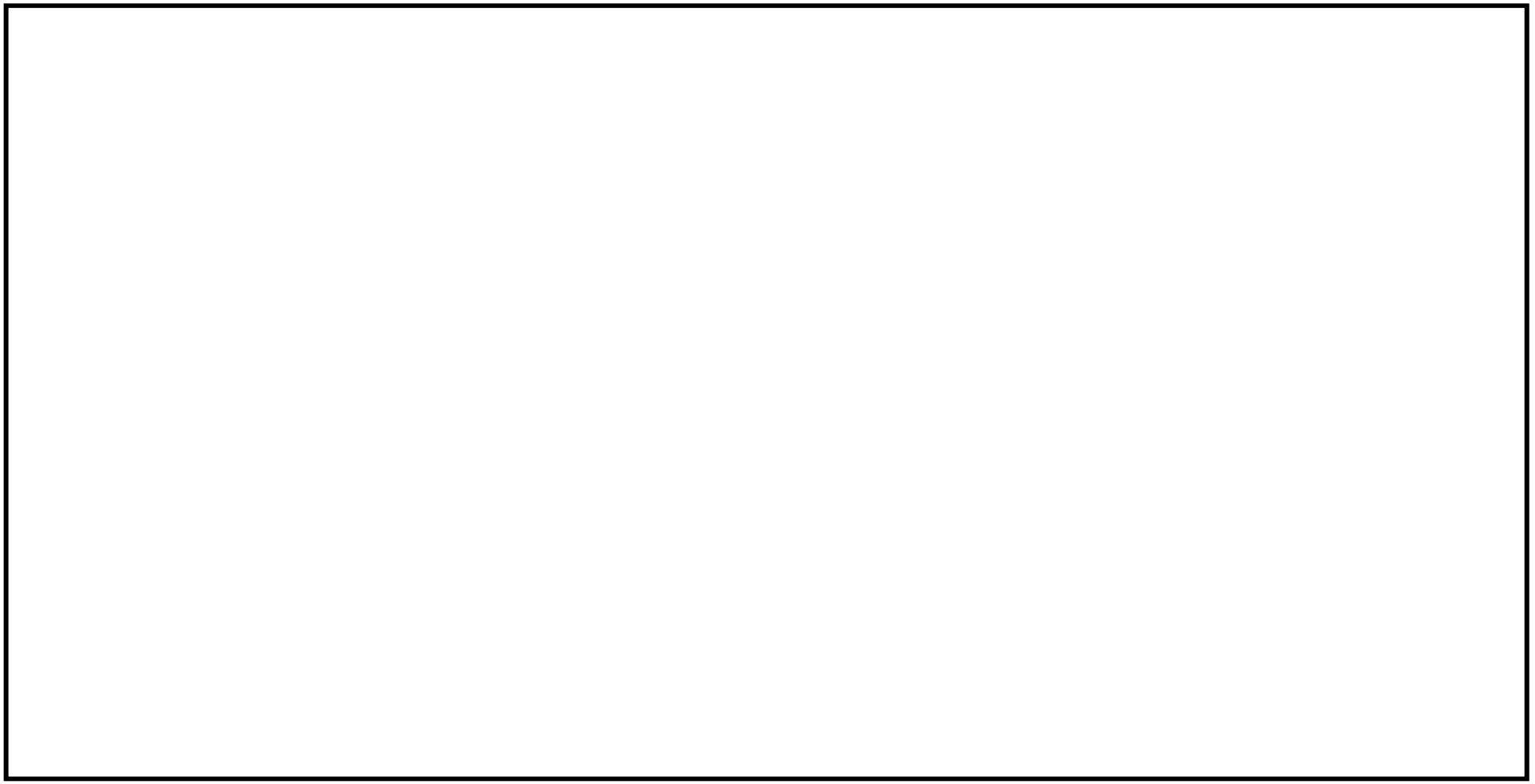


図4－4　緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル（2／3）

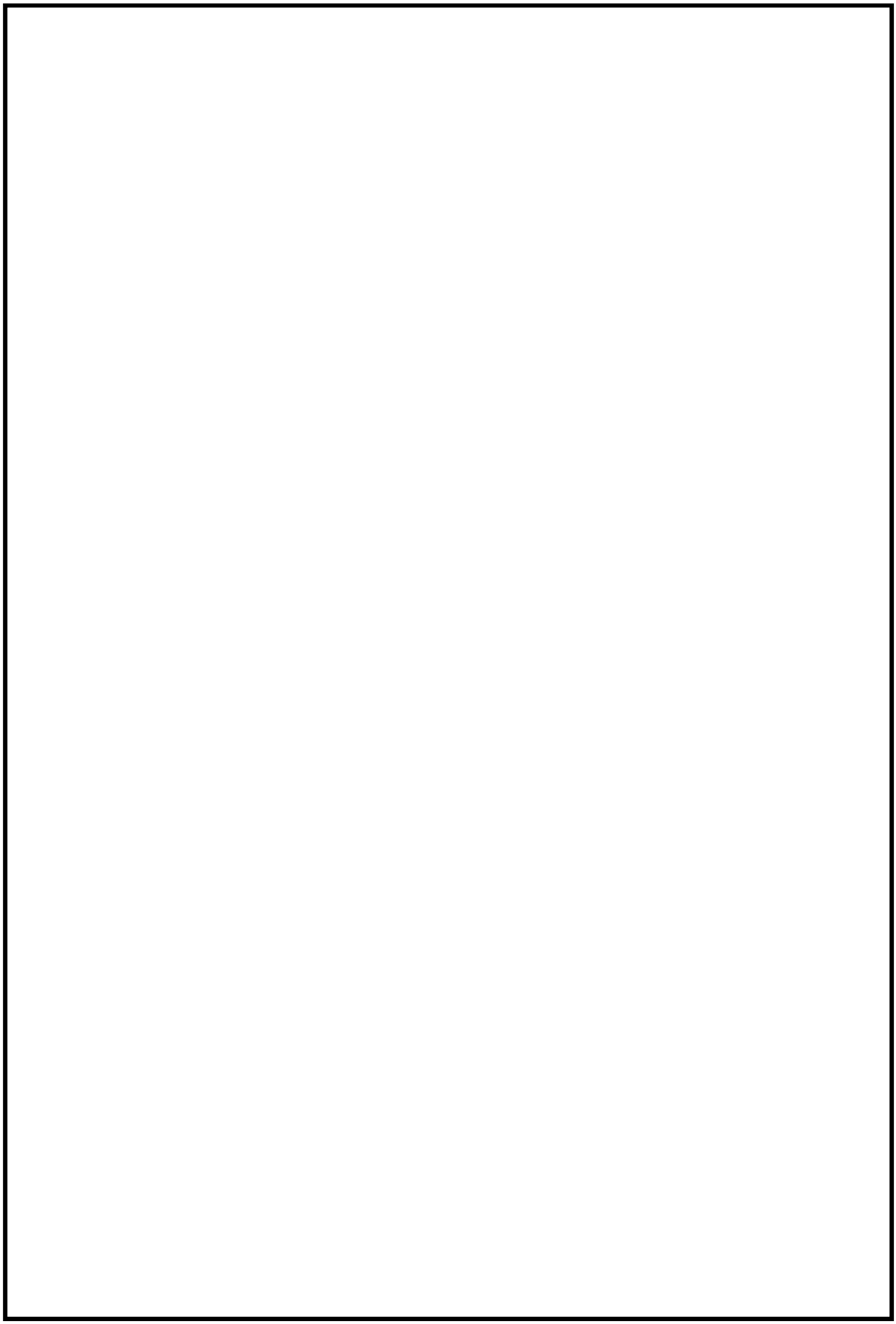


図４－４　緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線評価モデル（3／3）

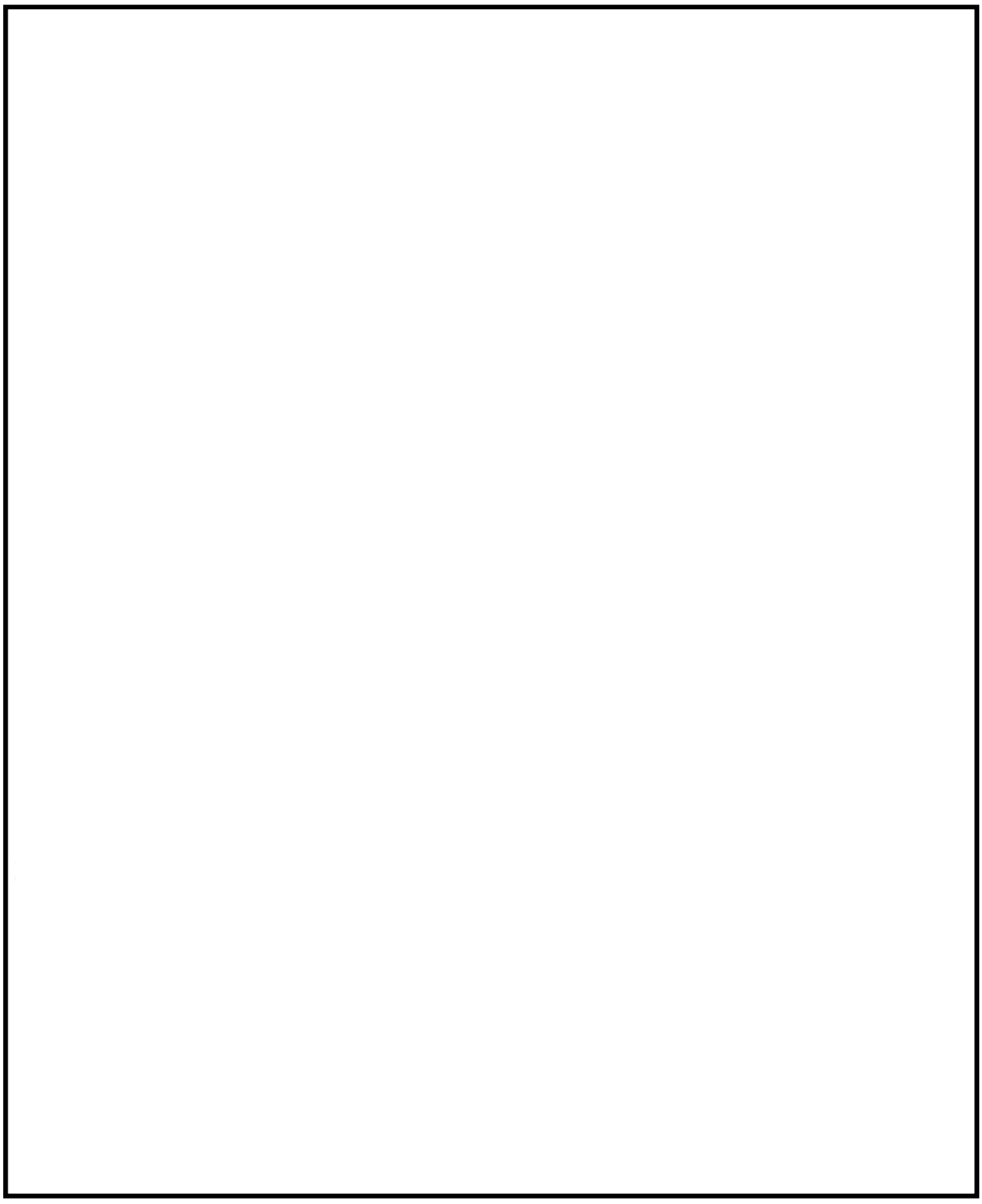


図4－5　緊急時対策所被ばく評価時のスカイシャインガンマ線評価モデル

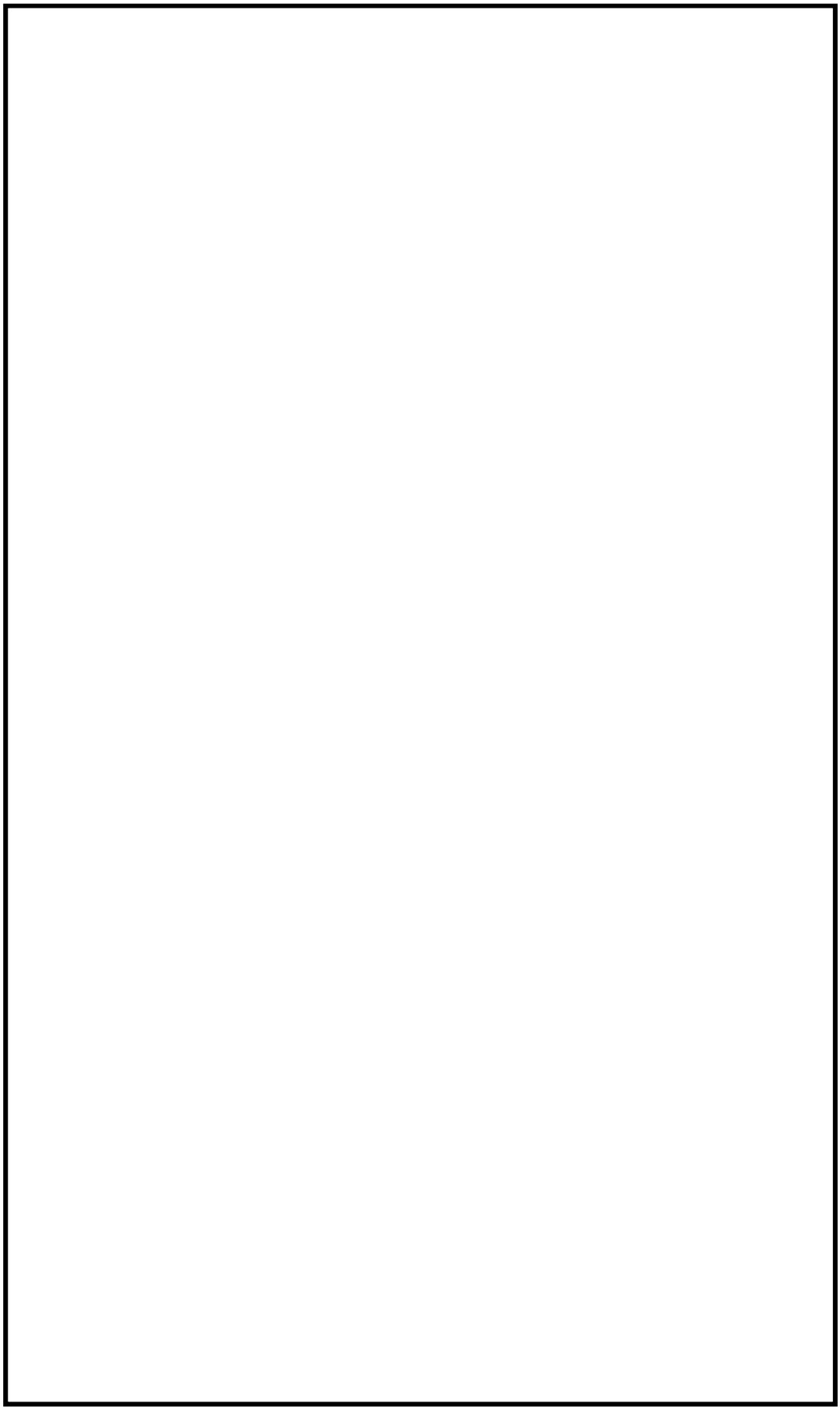


図4－6　緊急時対策所被ばく評価時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価モデル

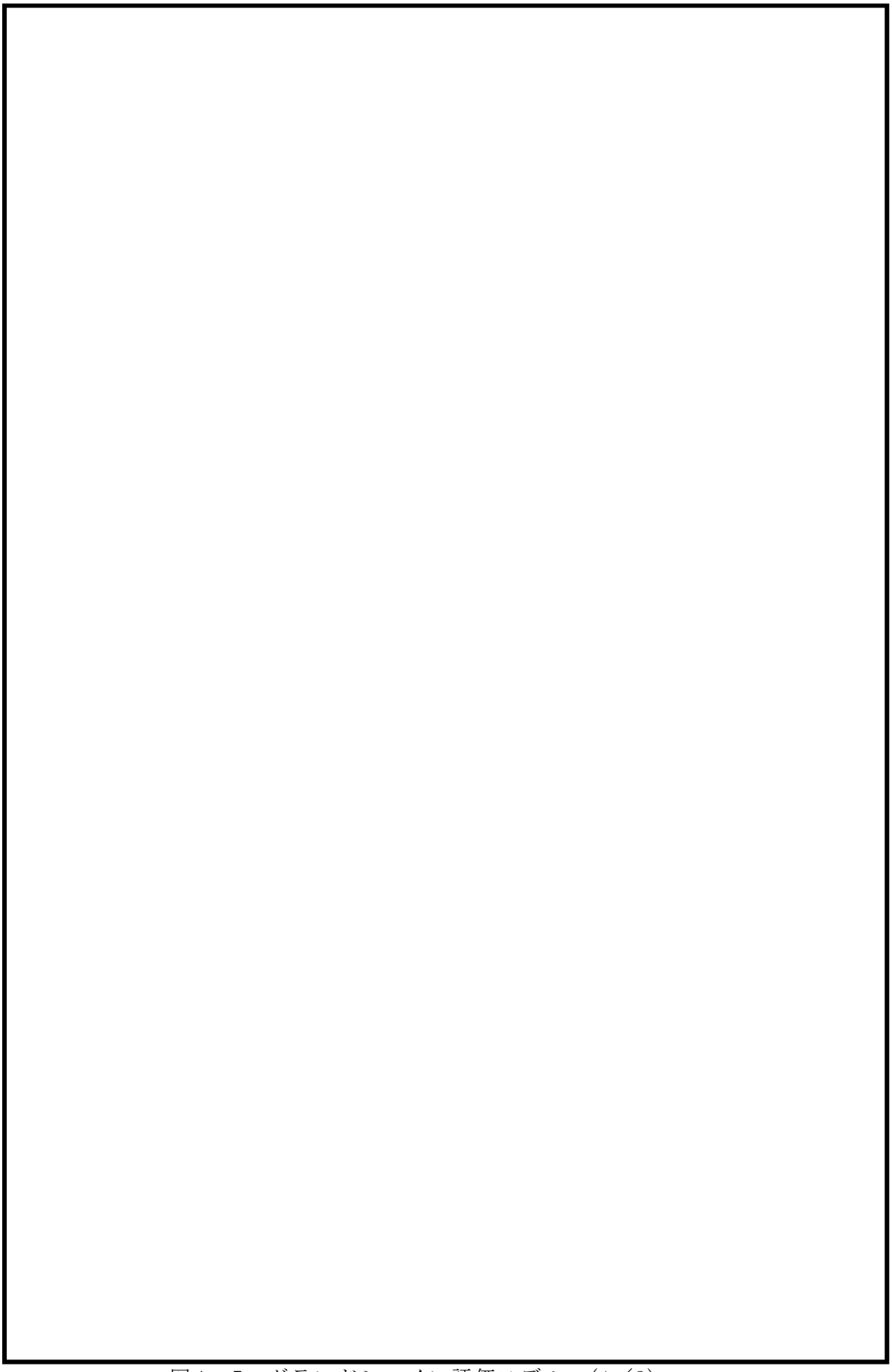


図4－7　グランドシャイン評価モデル　(1／2)

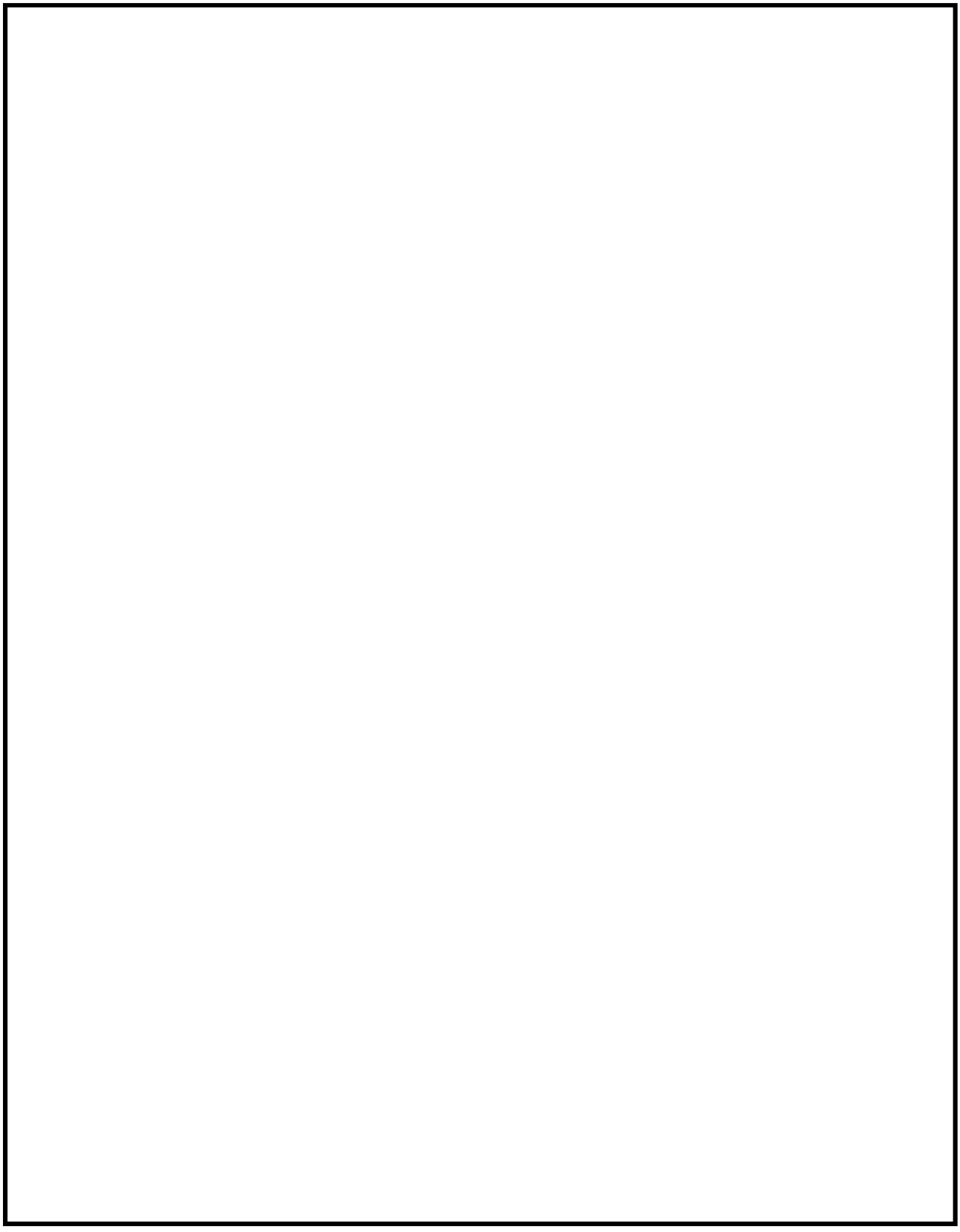


図4－7　グランドシャイン評価モデル　(2／2)

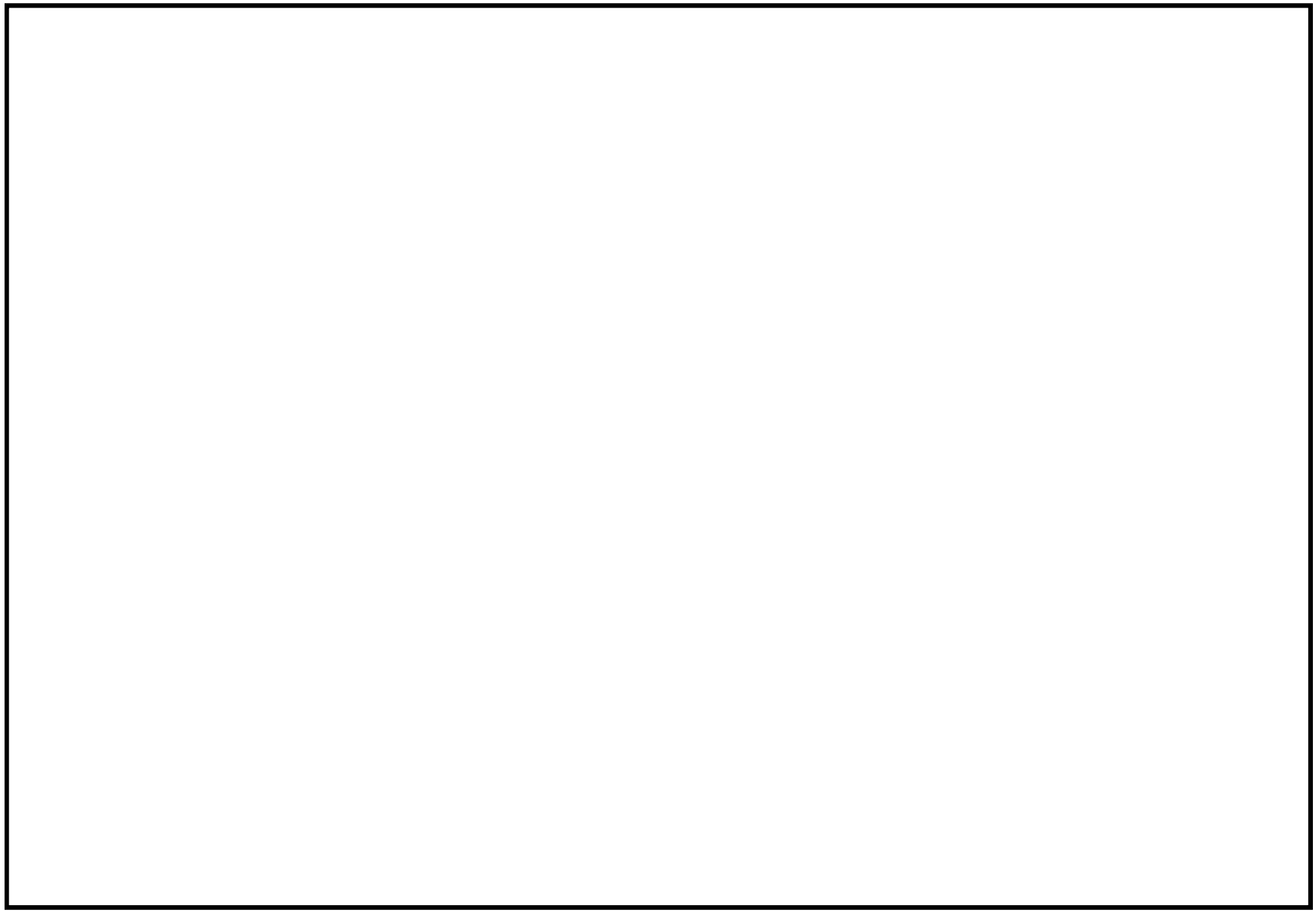


図4－8　緊急時対策所非常用換気設備構成図

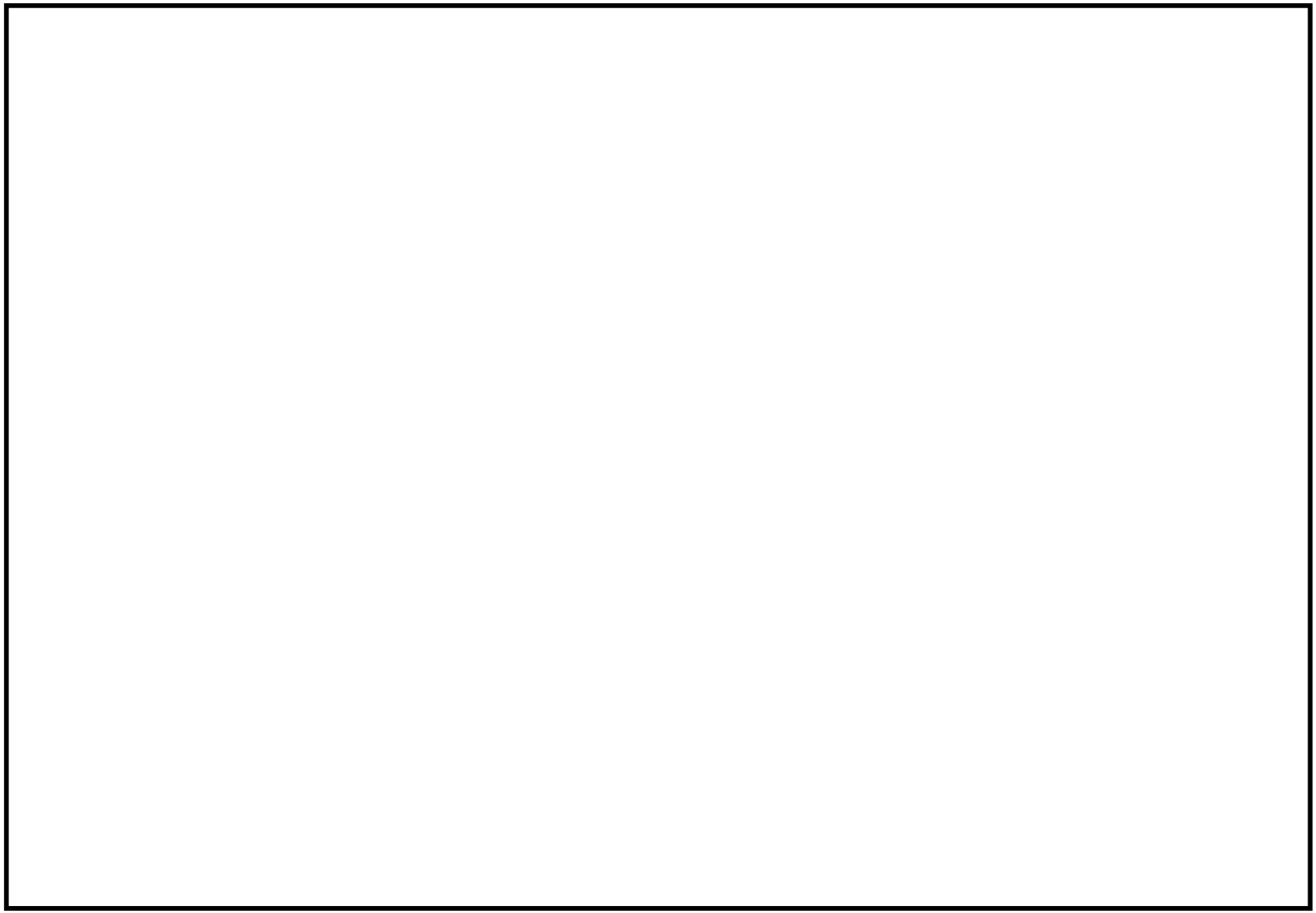


図4－9　緊急時対策所非常用換気設備構成図（緊対建屋加圧モード）

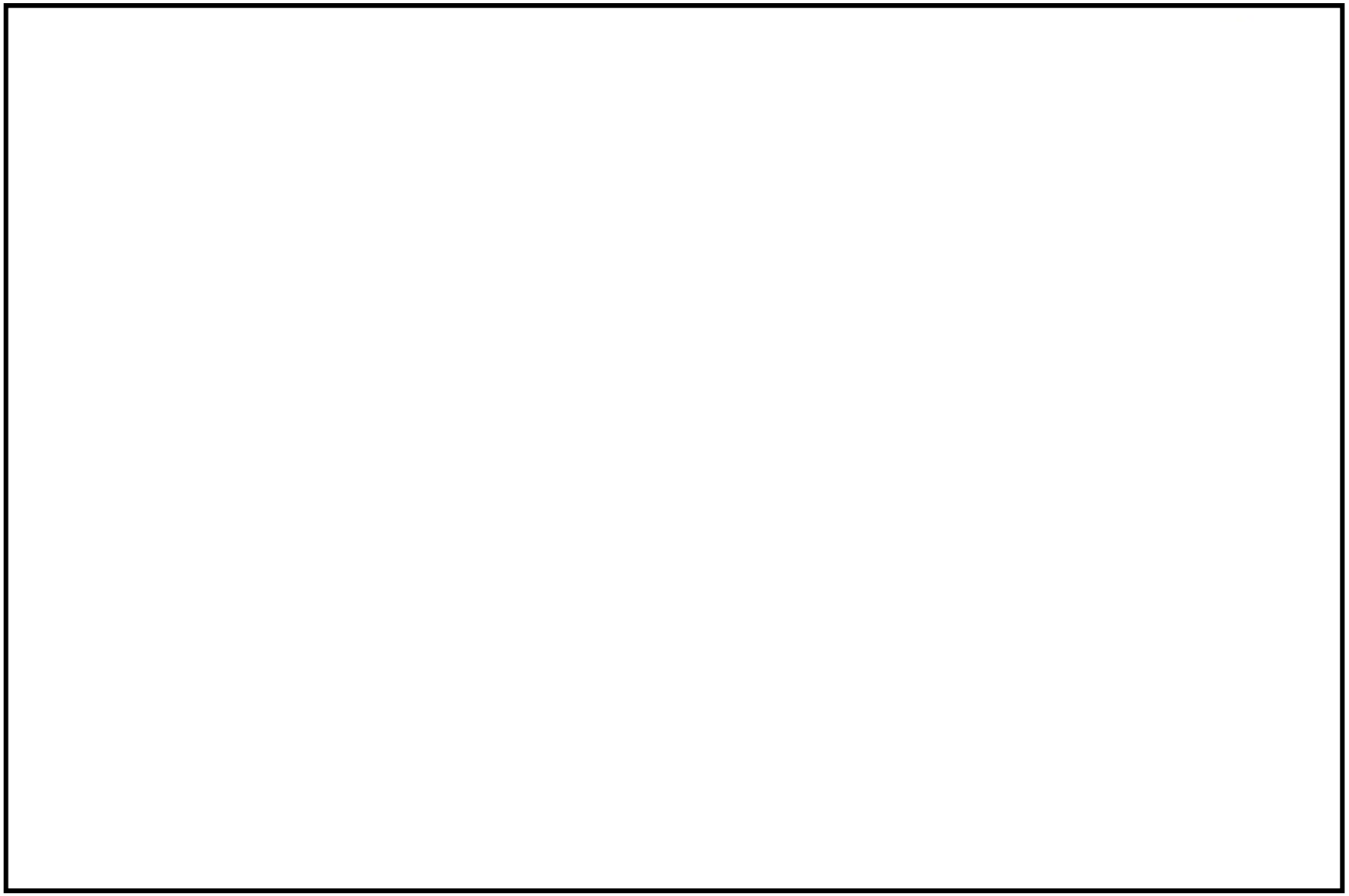


図4－10　緊急時対策所非常用換気設備構成図（災害対策本部加圧モード）

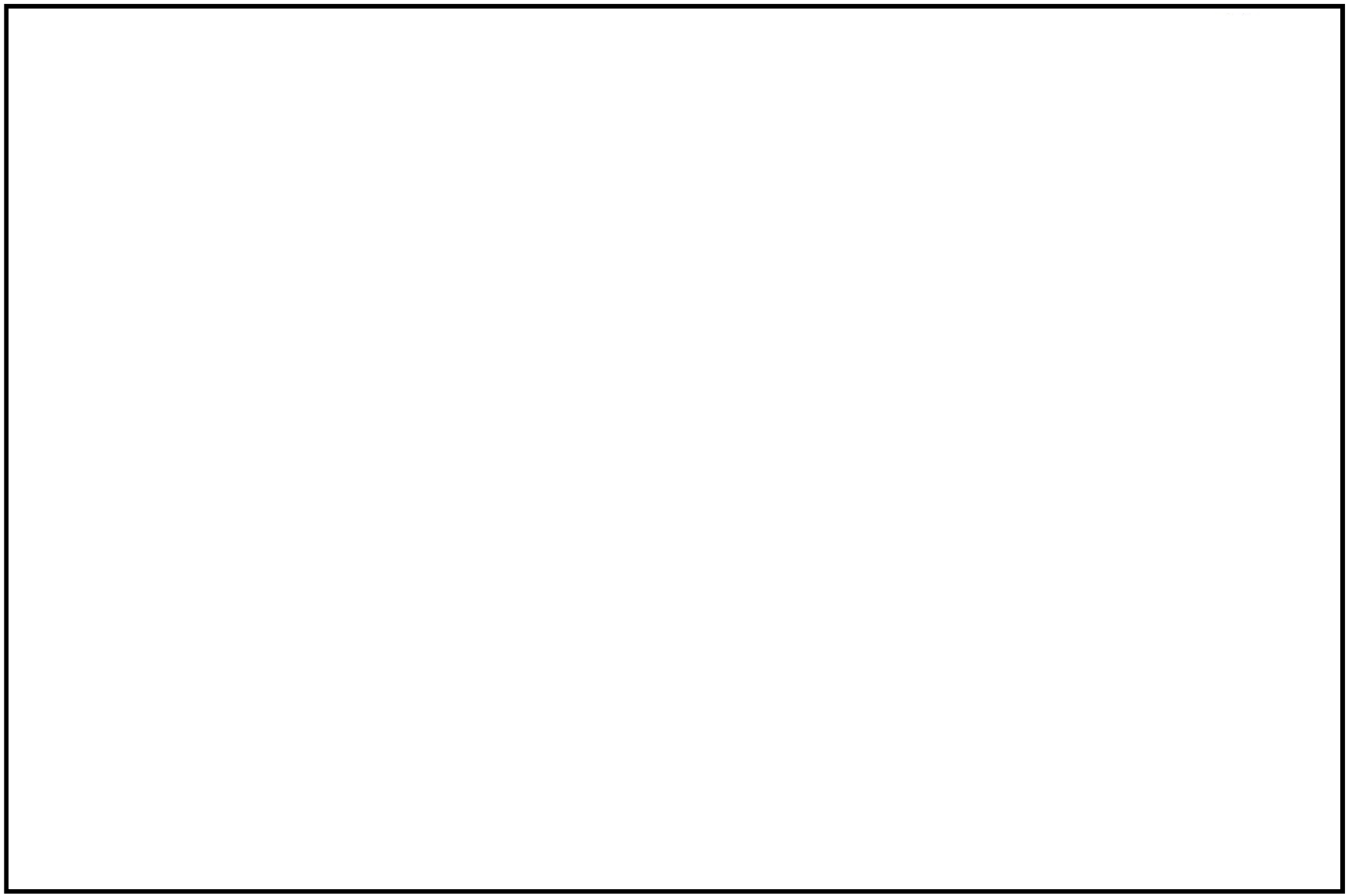


図4－11　緊急時対策所非常用換気設備構成図（緊対建屋浄化モード）

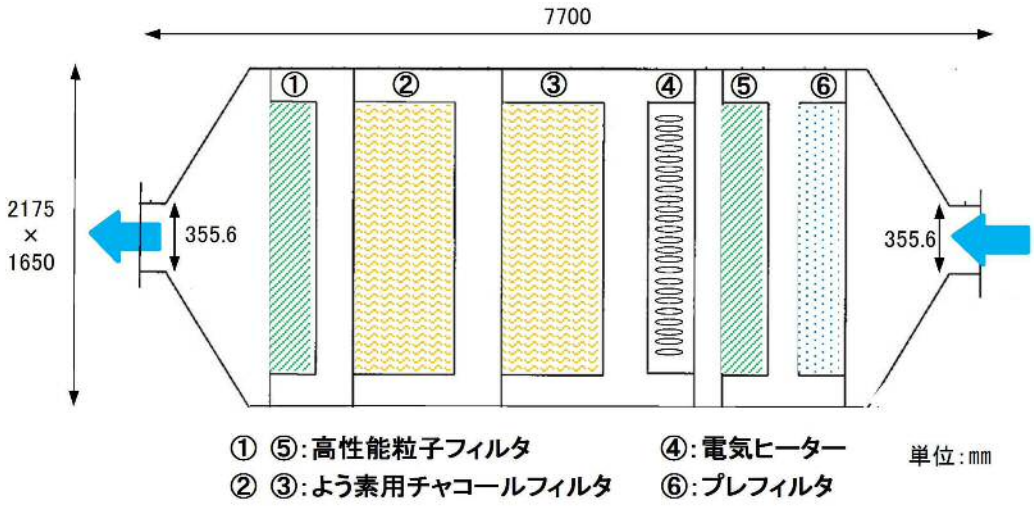


図4－12　緊急時対策所非常用フィルタ装置概略図

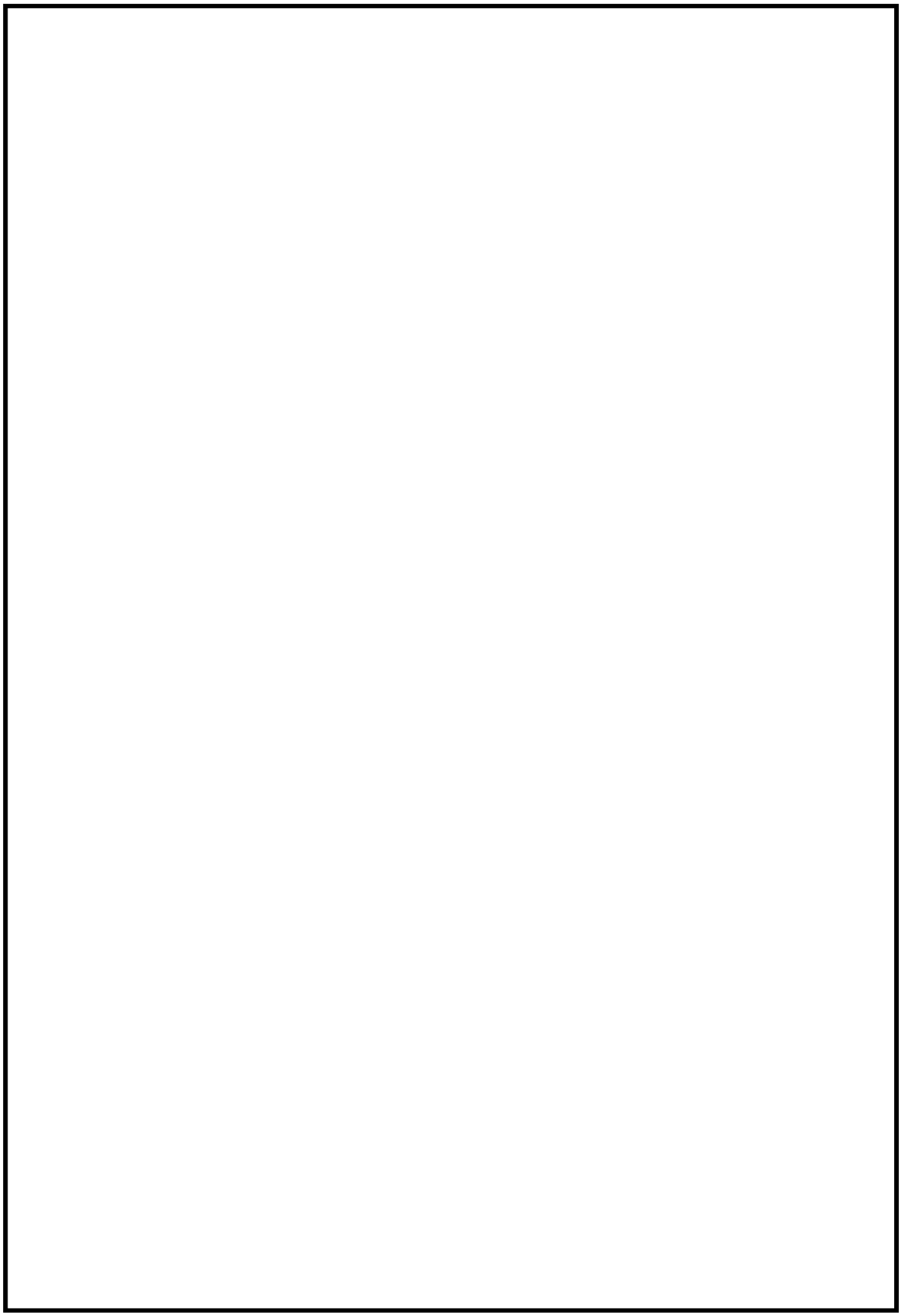


図4－13　緊急時対策所のバウンダリ体積

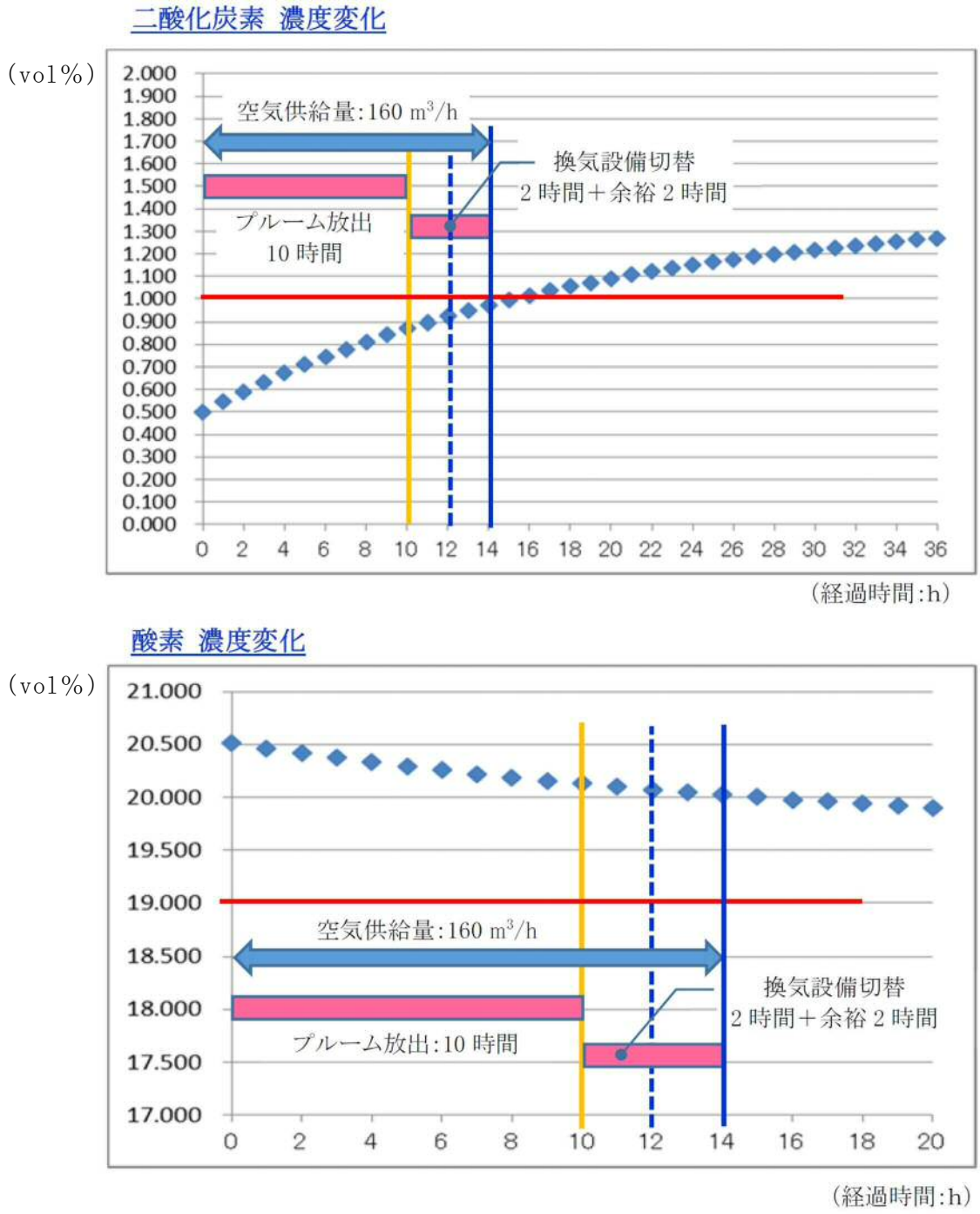


図４－１４　緊急時対策所内酸素濃度及び二酸化炭素濃度推移

別添1

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ除去性能の維持について

緊急時対策所非常用フィルタ装置は，除去効率（性能）を維持するよう，十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とするとともに，フィルタに付着する核分裂生成物の崩壊熱により性能が低下しない設計とする。

1. フィルタ捕集量

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタ捕集量は，別添表－1に示す炉心内蓄積質量及び別添図－1に示す過程による評価の結果，放射性微粒子量は約1.0×10^{-1} g，よう素量は約1.8×10^{-2} gである。

高性能粒子フィルタの粉塵保持容量は，375 g/枚であり，高性能粒子フィルタの枚数は，8枚/基のうちチャコールより前置している枚数は4枚/基となり，保持容量は1500 gとなる。

よう素用チャコールフィルタの保持容量は，保守的に考え保持容量の小さいヨウ化カリウム添着炭の100 μg/gを保持できるものとする。活性炭充填量は17.3 kg/トレイであり，18 トレイ/基設置しているため，保持容量は31.14 gとなる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量を別添表－2に示す。

2. フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

(1) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による発熱量

フィルタの発熱量Q_Fは，線量評価における割合で大気に放出された核分裂生成物（希ガス除く）が，緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタにより全量捕集されるものとし，フィルタに蓄積する最大放射能とアルファ線，ベータ線及びガンマ線の全吸収エネルギを乗じて全吸収による発熱量Q_Fを下式により計算する。

フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量を別添表－3に示す。

$$Q_F = q_F \times (\text{アルファ線全吸収エネルギ} + \text{ベータ線全吸収エネルギ} + \text{ガンマ線全吸収エネルギ}) \times 1.6\times10^{-19}$$

$$q_F = \int^{T} q_1(t) \cdot \chi / Q \cdot L_F \cdot F(t)\, dt$$

ここで

q_F　：フィルタに蓄積する最大放射能（Bq）

$q_1(t)$：事故後t時間における放出量（Bq）

χ/Q：緊急時対策所における相対濃度（s/m^3）

L_F　：送風機稼動中の風量（900 m^3/h）

$F(t)$：減衰率（ＯＲＩＧＥＮ２により計算）

T　：送風機稼動時間（h）

以上からQ_F＝約2.1 Wとなり，保守的に10 Wとして温度評価を行う。

(2) フィルタに付着した核分裂生成物崩壊熱による温度上昇

崩壊熱による発熱量（Q_F＝10 W）と，非常用フィルタ装置（ケーシング）の放熱量qがバランスするときの温度上昇を求める。

ケーシングからの放熱量qは一般的に下式により求められる。

$q = K \times A \times \Delta T$

ここで

ΔT：ケーシングの上昇温度（℃）

K　：熱貫流率（約4.5 W/（m^2・℃））

（$K = 1/(1/\alpha_i + d/\lambda + 1/\alpha_o)$）

α_i：表面熱伝達率（内側）（9 W/（m^2・℃））

α_o：表面熱伝達率（外側）（9 W/（m^2・℃））

d　：ケーシング板厚（0.006 m）

λ　：ケーシング熱伝達率（16.3 W/（m・℃））

A　：ケーシング伝熱面積（36 m^2）

この式と，発熱量と放熱量のバランス（$Q_F = q$）より，$\Delta T \fallingdotseq 6.2 \times 10^{-2}$ ℃となる。

緊急時対策所非常用フィルタ装置のフィルタに付着する核分裂生成物の量は，「フィルタ捕集量」より約1.2×10^{-1} gであり，この核分裂生成物の発熱量とフィルタユニット（ケーシング）から屋外への放熱量とのバランスを考慮すると，核分裂生成物による温度上昇は約6.2×10^{-2} ℃となり，温度上昇は殆どない。

フィルタ装置の使用可能温度は設計上35 ℃であること及び核分裂生成物による温度上昇は殆どないことから，除去効率（性能）が低下することはない。

別添表－1　炉心内蓄積量（安定核種を含む）

核種グループ	炉心内蓄積量 (kg)
よう素類	2.4×10^{1}
Ｃｓ類	1.5×10^{2}
Ｓｂ類	3.2×10^{-2}
Ｔｅ類	5.9×10^{-1}
Ｓｒ類	6.8×10^{1}
Ｂａ類	2.2×10^{0}
Ｒｕ類	1.9×10^{1}
Ｃｅ類	8.0×10^{2}
Ｌａ類	2.8×10^{1}
合計	1.1×10^{3}

別添表－2　緊急時対策所非常用フィルタ装置の捕集量並びに保持容量及び吸着容量（1段当たり）

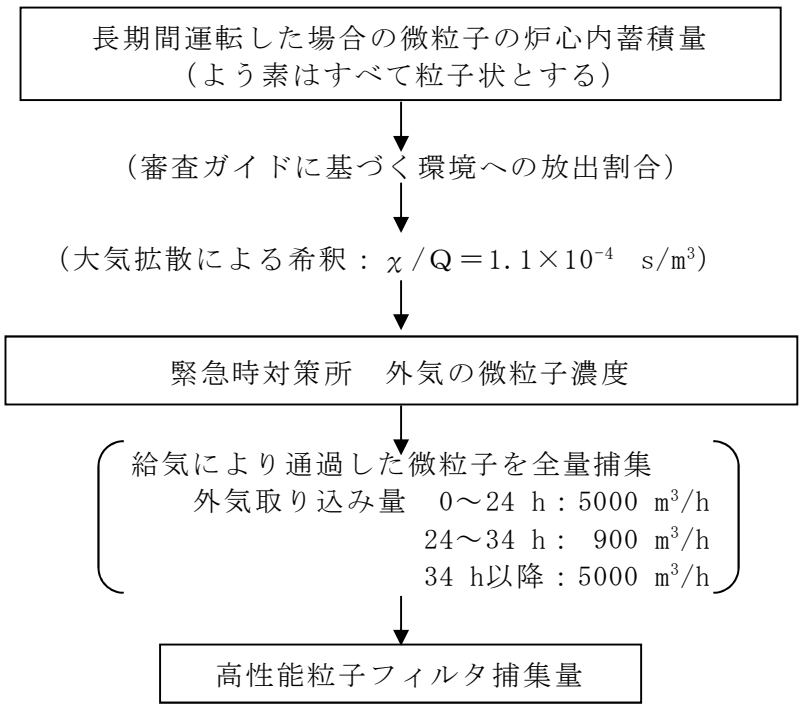
	捕集量	保持容量/吸着容量*
放射性微粒子	1.0×10^{-1} g	1500 g
よう素	1.8×10^{-2} g	31.14 g

注記　＊：緊急時対策所非常用フィルタ装置の保持容量（高性能粒子フィルタ）及び吸着容量（よう素用チャコールフィルタ）

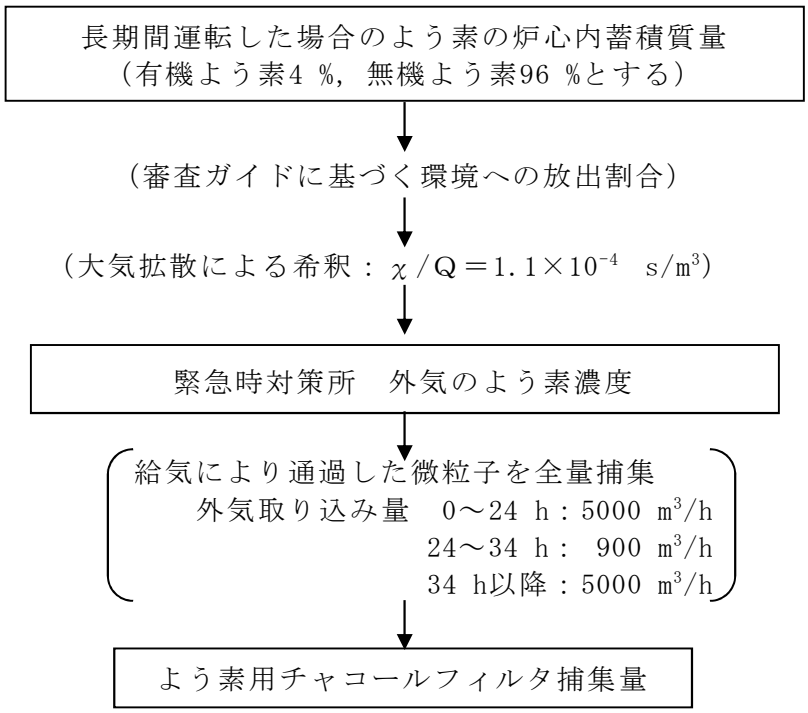
別添表－3　フィルタに蓄積する最大放射能及び最大発熱量

核種	蓄積放射能量 (Bq)	アルファ線 エネルギ* (eV)	ベータ線 エネルギ* (eV)	ガンマ線 エネルギ* (eV)	発熱量 (W)
I-131	2.2×10^{12}		1.9×10^{5}	3.8×10^{5}	2.0×10^{-1}
I-132	2.7×10^{12}		4.9×10^{5}	2.3×10^{6}	1.2×10^{0}
I-133	2.0×10^{12}		4.1×10^{5}	6.1×10^{5}	3.2×10^{-1}
I-134	1.6×10^{4}		6.3×10^{5}	2.6×10^{6}	8.2×10^{-9}
I-135	2.3×10^{11}		3.4×10^{5}	1.6×10^{6}	7.2×10^{-2}
Rb-86	4.4×10^{9}		6.7×10^{5}	9.3×10^{4}	5.3×10^{-4}
Cs-134	3.1×10^{11}		1.6×10^{5}	1.6×10^{6}	8.5×10^{-2}
Cs-136	8.0×10^{10}		1.3×10^{5}	1.4×10^{6}	2.0×10^{-2}
Cs-137	2.5×10^{11}		2.5×10^{5}	5.9×10^{5}	3.4×10^{-2}
Sb-127	8.8×10^{10}		3.1×10^{5}	6.9×10^{5}	1.4×10^{-2}
Sb-129	4.3×10^{9}		4.0×10^{5}	1.4×10^{6}	1.2×10^{-3}
Te-127	9.2×10^{10}		2.2×10^{5}	4.9×10^{3}	3.4×10^{-3}
Te-127m	7.4×10^{9}		7.6×10^{4}	1.1×10^{4}	1.0×10^{-4}
Te-129	3.5×10^{10}		5.4×10^{5}	6.2×10^{4}	3.4×10^{-3}
Te-129m	4.0×10^{10}		2.7×10^{5}	3.7×10^{4}	2.0×10^{-3}
Te-131m	1.5×10^{11}		1.6×10^{5}	1.4×10^{6}	3.8×10^{-2}
Te-132	1.4×10^{12}		9.7×10^{4}	2.3×10^{5}	7.5×10^{-2}
Sr-89	2.3×10^{10}		5.8×10^{5}	0.0	2.2×10^{-3}
Sr-90	2.3×10^{9}		2.0×10^{5}	0.0	7.3×10^{-5}
Sr-91	3.6×10^{9}		6.5×10^{5}	7.1×10^{5}	7.9×10^{-4}
Sr-92	2.4×10^{7}		2.0×10^{5}	1.3×10^{6}	6.0×10^{-6}
Ba-139	5.5×10^{4}		9.0×10^{5}	4.6×10^{4}	8.3×10^{-9}
Ba-140	4.0×10^{10}		3.2×10^{5}	1.8×10^{5}	3.2×10^{-3}
Co-58	1.9×10^{3}		3.4×10^{4}	9.7×10^{5}	3.0×10^{-10}
Co-60	8.0×10^{2}		9.7×10^{4}	2.5×10^{6}	3.3×10^{-10}
Mo-99	9.1×10^{4}		3.9×10^{5}	1.5×10^{5}	7.9×10^{-9}
Tc-99m	8.6×10^{4}		1.5×10^{4}	1.3×10^{5}	2.0×10^{-9}
Ru-103	9.7×10^{4}		6.7×10^{4}	5.0×10^{5}	8.7×10^{-9}
Ru-105	8.0×10^{2}		4.1×10^{5}	7.4×10^{5}	1.5×10^{-10}
Ru-106	3.4×10^{4}		1.0×10^{4}	0.0	5.4×10^{-11}
Rh-105	4.0×10^{4}		1.5×10^{5}	7.7×10^{4}	1.5×10^{-9}
Ce-141	2.2×10^{8}		1.7×10^{5}	7.7×10^{4}	8.6×10^{-6}
Ce-143	1.1×10^{8}		4.3×10^{5}	2.8×10^{5}	1.3×10^{-5}
Ce-144	1.7×10^{8}		9.1×10^{4}	1.9×10^{4}	3.0×10^{-6}
Np-239	1.7×10^{9}		2.6×10^{5}	1.8×10^{5}	1.2×10^{-4}
Pu-238	3.5×10^{5}	5.5×10^{6}	1.1×10^{4}	2.1×10^{3}	3.0×10^{-7}
Pu-239	4.5×10^{4}	5.1×10^{6}	7.5×10^{3}	1.1×10^{3}	3.7×10^{-8}
Pu-240	5.0×10^{4}	5.2×10^{6}	1.1×10^{4}	1.9×10^{3}	4.1×10^{-8}
Pu-241	1.8×10^{7}	1.2×10^{2}	5.2×10^{3}	1.8×10^{0}	1.5×10^{-8}
Y-90	3.5×10^{6}		9.3×10^{5}	1.3×10^{0}	5.2×10^{-7}
Y-91	4.4×10^{7}		6.0×10^{5}	3.1×10^{3}	4.3×10^{-6}
Y-92	6.4×10^{5}		1.5×10^{6}	2.5×10^{5}	1.7×10^{-7}
Y-93	7.4×10^{6}		1.2×10^{6}	9.6×10^{4}	1.5×10^{-6}
Zr-95	5.8×10^{7}		1.2×10^{5}	7.3×10^{5}	7.9×10^{-6}
Zr-97	1.8×10^{7}		7.1×10^{5}	1.9×10^{5}	2.5×10^{-6}
Nb-95	5.9×10^{7}		4.5×10^{4}	7.6×10^{5}	7.6×10^{-6}
La-140	6.2×10^{7}		5.4×10^{5}	2.3×10^{6}	2.8×10^{-5}
La-141	4.2×10^{5}		9.6×10^{5}	2.7×10^{4}	6.7×10^{-8}
La-142	2.9×10^{2}		8.7×10^{5}	2.4×10^{6}	1.5×10^{-10}
Pr-143	5.1×10^{7}		3.2×10^{5}	9.0×10^{-3}	2.6×10^{-6}
Nd-147	2.1×10^{7}		2.7×10^{5}	1.4×10^{5}	1.4×10^{-6}
Am-241	5.6×10^{3}	5.5×10^{6}	3.7×10^{4}	2.9×10^{4}	5.0×10^{-9}
Cm-242	1.8×10^{6}	6.1×10^{6}	9.6×10^{3}	2.0×10^{3}	1.7×10^{-6}
Cm-244	1.1×10^{5}	5.8×10^{6}	7.9×10^{3}	1.7×10^{3}	1.1×10^{-7}
					2.1×10^{0}

注記　＊：JAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」 2012.3 日本原子力研究開発機構
JAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February2005 日本原子力研究所



緊急時対策所非常用フィルタ装置の高性能粒子フィルタ捕集量評価の過程



緊急時対策所非常用フィルタ装置のよう素用チャコールフィルタ捕集量評価の過程

別添図－1　緊急時対策所非常用フィルタ装置（高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ）捕集量評価の過程

別添2

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所遮蔽に係るストリーミングの考慮について

緊急時対策所に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から，緊急時対策所遮蔽を透過せず，散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう，放射線の漏えい防止措置を講ずる。

ストリーミングに対する防止措置の概要図を別添図－2に示す。

1. 出入口開口部に対する考慮

緊急時対策所の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 出入口開口部は，原則として開口部を通して線源が直接見通せないよう迷路構造とする。

(2) 出入口開口部の大きさは，可能な限り小さくする。

2. 配管その他の貫通部に対する考慮

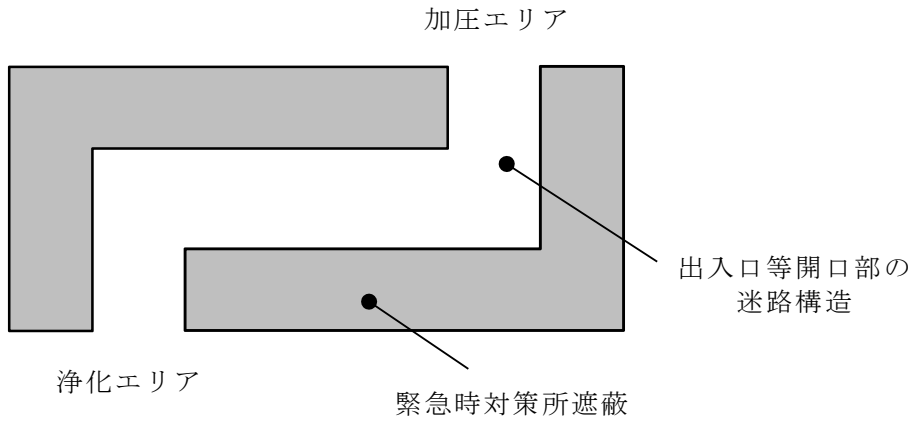
緊急時対策所の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 貫通部は，原則として床上2 m以上の位置に設置する。

(2) 貫通部は，原則として貫通部を通して線源が直接見通せない位置に設置する。

(3) 隣接する貫通部は，可能な限り間隔を開ける。

(4) 貫通部の大きさは，可能な限り小さくする。



別添図－2　出入口等開口部に対する放射線漏えい防止措置の概要図

計算機プログラム（解析コード）の概要

目　　次

1.　はじめに　…… 別紙1-1

2.　解析コードの概要　…… 別紙1-2
2.1　ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ　…… 別紙1-2
2.2　ＡＮＩＳＮ　…… 別紙1-2
2.3　Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ　…… 別紙1-2
2.4　ＯＲＩＧＥＮ２　…… 別紙1-2

1. はじめに

本資料は，Ⅴ-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-6 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ」に示す。

2.2 ＡＮＩＳＮ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-11 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＡＮＩＳＮ」に示す。

2.3 Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-12 計算機プログラム（解析コード）の概要・Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ」に示す。

2.4 ＯＲＩＧＥＮ２

本解析コードの概要については，「Ⅴ-5-7 計算機プログラム（解析コード）の概要・ＯＲＩＧＥＮ２」に示す。

NT2 補② Ⅴ-1-9-3-2 別紙1 R4E

Ⅴ-1-10　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書

目次

Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等

Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体

Ⅴ-1-10-3　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

Ⅴ-1-10-4　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉冷却系統施設

Ⅴ-1-10-5　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　計測制御系統施設

Ⅴ-1-10-6　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　放射性廃棄物の廃棄施設

Ⅴ-1-10-7　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　放射線管理施設

Ⅴ-1-10-8　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉格納施設

Ⅴ-1-10-9　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　非常用電源設備

Ⅴ-1-10-10　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　常用電源設備

Ⅴ-1-10-11　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　補助ボイラー

Ⅴ-1-10-12　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　火災防護設備

Ⅴ-1-10-13　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　浸水防護施設

Ⅴ-1-10-14　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）

Ⅴ-1-10-15　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　非常用取水設備

Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所

Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等

目次

1. 概要 ····· 1
2. 基本方針 ····· 1
2.1 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績 ····· 1
2.2 工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画 ····· 2
2.3 本工事計画対象設備の保守管理について ····· 3
2.4 本工事計画で記載する設計，工事及び検査以外の品質保証活動 ····· 3
3. 本工事計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等 ····· 3
3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む） ··· 3 ＊2,5
3.1.1 設計に係る組織 ····· 4
3.1.2 工事及び検査に係る組織 ····· 4
3.2 本工事計画における設計，工事及び検査の各段階とその照査 ··· 8
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 ····· 8
3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とその照査 ····· 8 ＊1,3,4
3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画 ····· 12
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化 ····· 12 ＊1,3
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定 ····· 12 ＊3
(1) 設計基準対象施設 ····· 12
(2) 重大事故等対処設備 ····· 13
3.3.3 本工事計画における設計 ····· 15
(1) 基本設計方針の作成（設計1） ····· 15 ＊3
(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）··· 16 ＊3
(3) 設計のアウトプットに対する検証 ····· 23 ＊2,3
(4) 工事計画認可申請書の作成 ····· 23 ＊3
(5) 工事計画認可申請書の承認 ····· 24
3.3.4 設計における変更 ····· 25 ＊1,2,3
3.4 工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法 ····· 28
3.4.1 本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3） ····· 28 ＊1,3,4

(1) 自社で設計する場合 ····· 28
(2) 「設計3」を本店組織の工事を主管するグループの
マネージャーが調達し，発電所組織の工事を主管する
グループのマネージャーが調達管理として「設計3」
を管理する場合 ····· 28
(3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管するグループの
マネージャーが調達し，かつ調達管理として「設計3」
を管理する場合 ····· 29
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 ····· 29
(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備 ··· 29
(2) 既に工事を着手し設置を完了し
調達製品の検証段階の適合性確認対象設備 ··· 29
(3) 既に工事を着手し工事を継続している
適合性確認対象設備 ··· 29
3.4.3 適合性確認検査の計画 ····· 29
(1) 適合性確認検査の方法の決定 ····· 32 ＊4
3.4.4 検査計画の管理 ····· 34 ＊6
3.4.5 適合性確認検査の実施 ····· 34 ＊6
(1) 適合性確認検査の検査要領書の作成 ····· 34
(2) 代替検査の確認方法の決定 ····· 34
(3) 適合性確認検査の体制 ····· 35 ＊5
(4) 適合性確認検査の実施 ····· 37
3.5 本工事計画における調達管理の方法 ····· 39
3.5.1 供給者の技術的評価 ····· 39 ＊5
3.5.2 供給者の選定 ····· 39 ＊5
3.5.3 調達製品の調達管理 ····· 39 ＊2,3,5,6
(1) 調達文書の作成 ····· 40 ＊1,4
(2) 調達製品の管理 ····· 40 ＊5,6
(3) 調達製品の検証 ····· 41 ＊6
3.5.4 供給者の品質保証監査 ····· 42 ＊6
3.5.5 本工事計画における調達管理の特例 ····· 42
(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備 ··· 43
(2) 既に工事を着手し設置を完了し
調達製品の検証段階の適合性確認対象設備 ··· 43
(3) 既に工事を着手し工事を継続している
適合性確認対象設備 ··· 43

3.6　記録，識別管理，追跡可能性 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 43 ＊6
3.6.1　文書及び記録の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 43
(1)　適合性確認対象設備の設計，工事及び検査
に係る文書及び記録 ・・・・ 43
(2)　供給者が所有する当社の管理下にない
設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合の管理 ・・・ 44
(3)　適合性確認検査に用いる文書及び記録 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 44
3.6.2　識別管理及び追跡可能性 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 47
(1)　測定機器の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 47
(2)　機器，弁及び配管等の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 47
4.　適合性確認対象設備の保守管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 47 ＊5
4.1　使用開始前の適合性確認対象設備の保全 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 47
4.1.1　新規制基準施行以前に設置している設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 48
4.1.2　経過規定により工事を着手し設置が完了している
常設又は可搬の設備 ・・・ 48
4.2　使用開始後の適合性確認対象設備の保全 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 48

様式－1　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例） ・・ 50
様式－2（1／2）～（2／2）　設備リスト（例） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 51
様式－3　技術基準規則の各条文と各施設における
適用要否の考え方（例）・・・・・ 53
様式－4（1／2）～（2／2）　施設と条文の対比一覧表（例） ・・・・・・・ 54
様式－5　工認添付書類星取表（例） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 56
様式－6　各条文の設計の考え方（例） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 57
様式－7　要求事項との対比表（例） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 58
様式－8　基準適合性を確保するための設計結果と
適合性確認状況一覧表（例）・・・ 59
様式－9　適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理の
グレード及び実績（設備関係）（例）・・・ 60

添付1　建設当時からの品質保証体制 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 61
添付2　当社におけるグレード分けの考え方 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 64
添付3　技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての
基本的な考え方 ・・・ 70
添付4　本工事計画における解析管理について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 72 ＊2,3
添付5　当社における設計管理・調達管理について ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 79 ＊2,3,5,6

＊：本資料の記載事項と以下に示す「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」に定める記載事項との関連を頁番号の横に示す。

＊1：設計の要求事項として明確にしている事項及びその照査に関する事項

＊2：設計の体制として組織内外の部門間の相互関係

＊3：設計開発の各段階における照査等に関する事項及び外部の者との情報伝達に関する事項等

＊4：工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びその照査に関する事項

＊5：工事及び検査の体制として組織内外の部門間の相互関係（資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。）

＊6：工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視，測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，追跡可能性等に関する事項を含む。）並びに外部の者との情報伝達に関する事項等

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第8号）」（以下「工認審査基準」という。）に適合するための計画として，「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」(以下「本文品質保証計画」という。)に記載した事項のうち，新規制基準の対応に必要な設備の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号）」（以下「技術基準規則」という。）等に対する適合性の確保に必要な設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績について記載するとともに，工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織について具体的な計画（以下「本工事計画」という。）を記載する。

2. 基本方針

本資料では，本工事計画における「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績」及び「工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画」を，以下のとおり説明する。

2.1 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績

「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績」として，以下に示す2つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 本工事計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には，組織について「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む）」に，実施する各段階について「3.2 本工事計画における設計，工事及び検査の各段階とその照査」に，品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」に，調達管理の方法について「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に，文書管理，識別管理及び追跡可能性について「3.6 記録，識別管理，追跡可能性」に記載する。

また，これらの方法で行った管理の具体的な実績を，様式－1「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）」を用いて添付書類「V-1-10-2 本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～「V-1-10-16 本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

- 「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）」（以下「実用炉規則」という。）の別表第二「設備別記載事項」に示された新規制基準に適合するための設備に対する条文ごとの基本設計方針の作成
- 作成した条文ごとの基本設計方針に対し新規制基準施行以前から設置している設備，並びに新規制基準施行時の「新規制基準に係る主な経過規定について（平

成25年6月19日原子力規制庁）」及び「新規制施行に伴う手続等について（平成25年6月19日原子力規制庁）」（以下「経過規定」という。）により工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた新規制基準の適合に必要な設備の設計

これらの設計に係る記載事項には，設計の要求事項として明確にしている事項及びその照査に関する事項，設計の体制として組織内外の部門間の相互関係，設計・開発の各段階における照査等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

2.2　工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画

「工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画」として，以下の考え方に基づく2種類の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3.　本工事計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には，組織について「3.1　設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む）」に，実施する各段階について「3.2　本工事計画における設計，工事及び検査の各段階とその照査」に，品質管理の方法について「3.4　工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法」に，調達管理の方法について「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に，文書管理，識別管理及び追跡可能性について「3.6　記録，識別管理，追跡可能性」に記載する。

また，これらの工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画を，様式－1「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）」を用いて添付書類「Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所」に示す。

・新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し本工事計画申請時点で設置が完了している設備に対する工事及び検査として，新規制基準への適合性を確保するために必要な設計結果を満たしていることを確認するための適合性確認検査*を実施する一連の行為に係る品質管理の方法

＊：経過規定により工事を着手し，本工事計画申請時点で工事を継続している設備又は追加で工事を実施する設備の適合性確認は，これら工事の調達管理の中で必要な適合性確認検査を実施する等，適切な段階で実施する。

・経過規定により工事を着手し，本工事計画申請時点で工事を継続している設備又は追加で工事を実施する設備に対する工事及び検査として，その工事及び検査を管理するための調達に係る品質管理の方法

これらの工事及び検査に係る記載事項には，工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びその照査に関する事項，工事及び検査の体制として組織内外の部門

間の相互関係（資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。），工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視，測定，妥当性確認及び検査等に関する事項（記録，識別管理，追跡可能性等に関する事項を含む。）並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

2.3　本工事計画対象設備の保守管理について

本工事計画に基づく，技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）には，新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手している設備が含まれているが，これらの設備は，必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり，その維持の管理の方法について「4.　適合性確認対象設備の保守管理」で記載する。

2.4　本工事計画で記載する設計，工事及び検査以外の品質保証活動

本工事計画に必要な設計，工事及び検査は，本文品質保証計画に基づく品質保証体制の下で実施するため，上記以外の，責任と権限（本文品質保証計画「5.　経営者の責任」），原子力安全の重視（本文品質保証計画「5.2　原子力安全の重視」），必要な要員の力量管理を含む資源の管理（本文品質保証計画「6.　資源の運用管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（本文品質保証計画「8.　評価及び改善」）については，本文品質保証計画に従った管理を実施する。

また，当社の品質保証活動は，安全文化醸成活動と一体となった活動を実施している。

なお，新規制基準施行以前から設置している設備の中には，現在のような安全文化醸成活動を意識した活動となっていなかった時代に導入している設備もあるが，それらの設備についても現在の安全文化を醸成する活動につながる様々な品質保証活動を行っている（添付1「建設当時からの品質保証体制」の「別表1」参照）。

3.　本工事計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等

本工事計画における設計，工事及び検査に係る品質管理は，本文品質保証計画として記載している品質マネジメントシステムに基づき実施する。

以下に，設計，工事及び検査，調達等のプロセスを示す。

3.1　設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む）

本工事計画に基づく設計，工事及び検査は，本文品質保証計画の「5.5.1　責任及び権限」に示す役割分担の下，図3-1に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また，設計（「3.3　設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」），工事及び検査（「3.4　工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法」）及び

調達（「3.5　本工事計画における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を表3-1に示す。

表 3-1 に示す各プロセスを主管する箇所の長は，担当する設備に関する設計，工事及び検査について，責任及び権限を持ち，各プロセスを主管する箇所に属するグループが実施する本工事計画に係る活動を統括する。

図 3-1 に示す各主任技術者は，それぞれの職務に応じた監督を行うとともに，相互の職務について適宜情報提供を行い，意志疎通を図る。

設計から工事への設計結果の伝達，当社から供給者への情報伝達等，組織内外の部門間又は組織間の情報伝達について，本工事計画に従い確実に実施する。

3.1.1　設計に係る組織

本工事計画に基づく設計は，図3-1に示す本店組織及び発電所組織の設計を主管するグループ（以下「設計を主管するグループ」という。）が実施する。

なお，本工事計画に係る設計の対象は広範囲に及ぶため，東海第二発電所長（全体責任者）の責任の下に，設計に必要な資料（以下「設計資料」という。）の作成を行うため，図3-2に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

また，設計を主管するグループが作成した設計資料については，これらを作成した設計を主管するグループにおいて，「3.2　本工事計画における設計，工事及び検査の各段階とその照査」及び「3.3　設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」に示すとおりの設計結果となっていることをレビューし，承認する体制とする。

また，本工事計画に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，本工事計画に示す設計の段階ごとに様式－1「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）」を用いて添付書類「Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所」に示す。

3.1.2　工事及び検査に係る組織

本工事計画に基づく工事及び検査は，図3-1に示す本店組織及び発電所組織の工事及び検査を主管するグループで実施する。

また，本工事計画に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について，本工事計画に示す工事及び検査の段階ごとに様式－1「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）」を用いて添付書類「Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所」に示す。

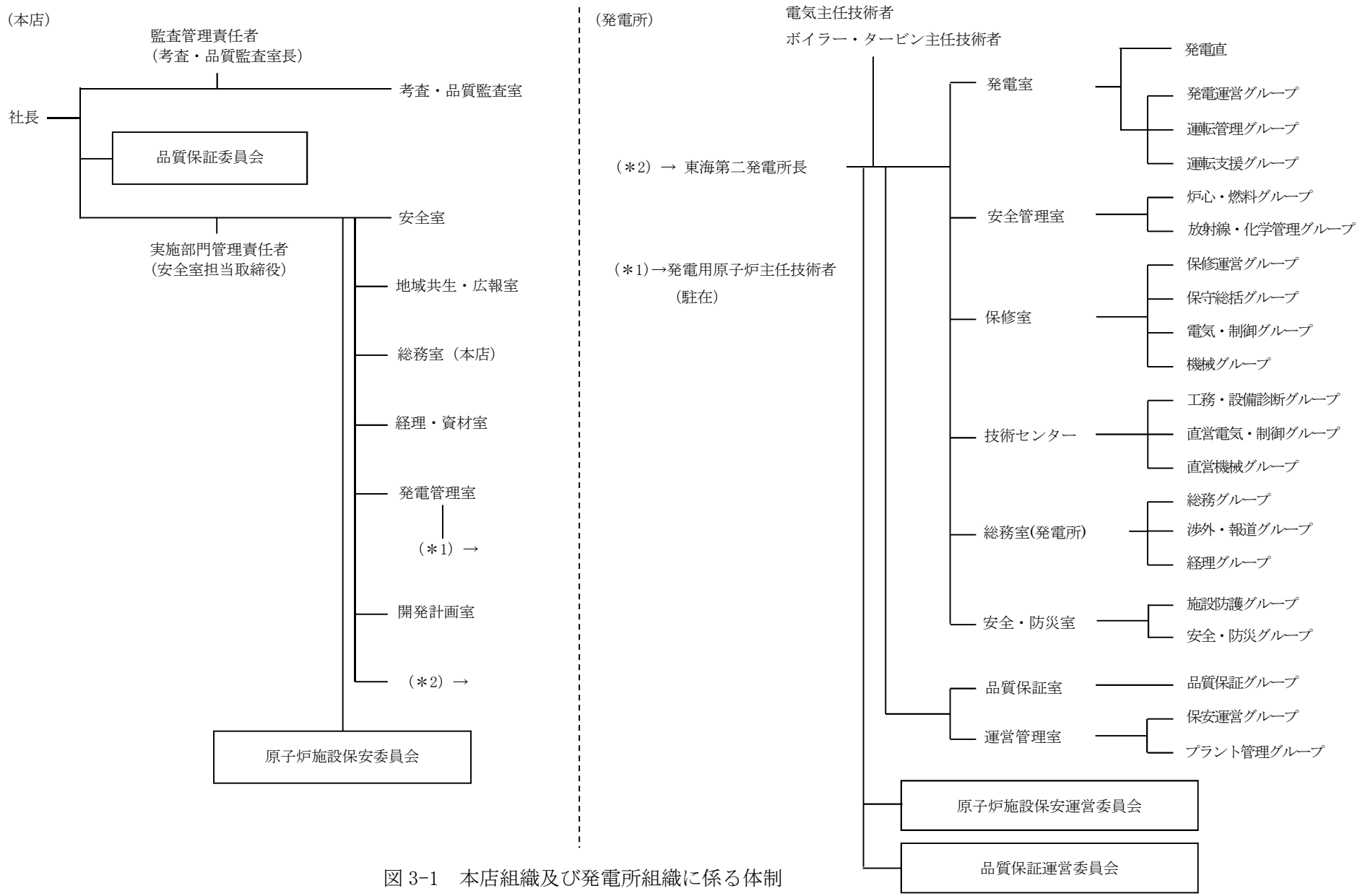


図 3-1　本店組織及び発電所組織に係る体制



図3-2　設計に関する体制（工認を対応するグループ）

表3-1　設計又は工事の実施の体制

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画	東海第二発電所 本店　発電管理室 本店　開発計画室
3.4	工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法	東海第二発電所 本店　発電管理室 本店　開発計画室
3.5	本工事計画における調達管理の方法	東海第二発電所 本店　発電管理室 本店　開発計画室 本店　経理・資材室

3.2　本工事計画における設計，工事及び検査の各段階とその照査

3.2.1　設計及び工事のグレード分けの適用

本工事計画における設計は，新規制基準施行以前から設置している設備並びに経過規定により工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた新規制基準への適合性を確保するために必要な設備の設計である。

したがって，本工事計画の設計には，添付2「当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方は適用せず，「3.3　設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」に示す設計を一律適用することで，すべての適合性確認対象設備を1つのグレードとして管理する。

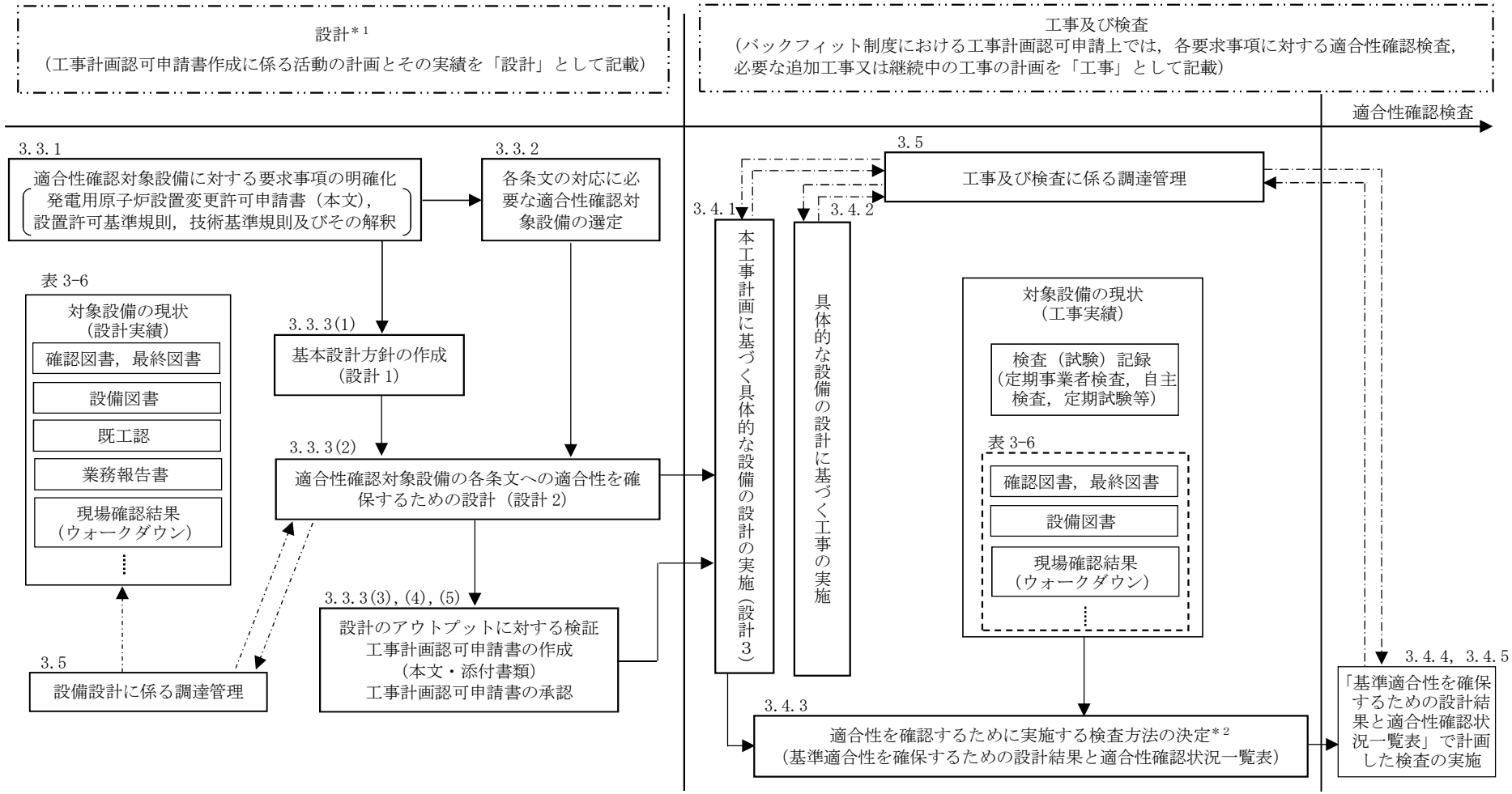
ただし，「3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は，添付2「当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方を適用し，管理を実施する。

3.2.2　設計，工事及び検査の各段階とその照査

本工事計画として必要な設計，工事及び検査の流れを図3-3及び図3-4に示す。

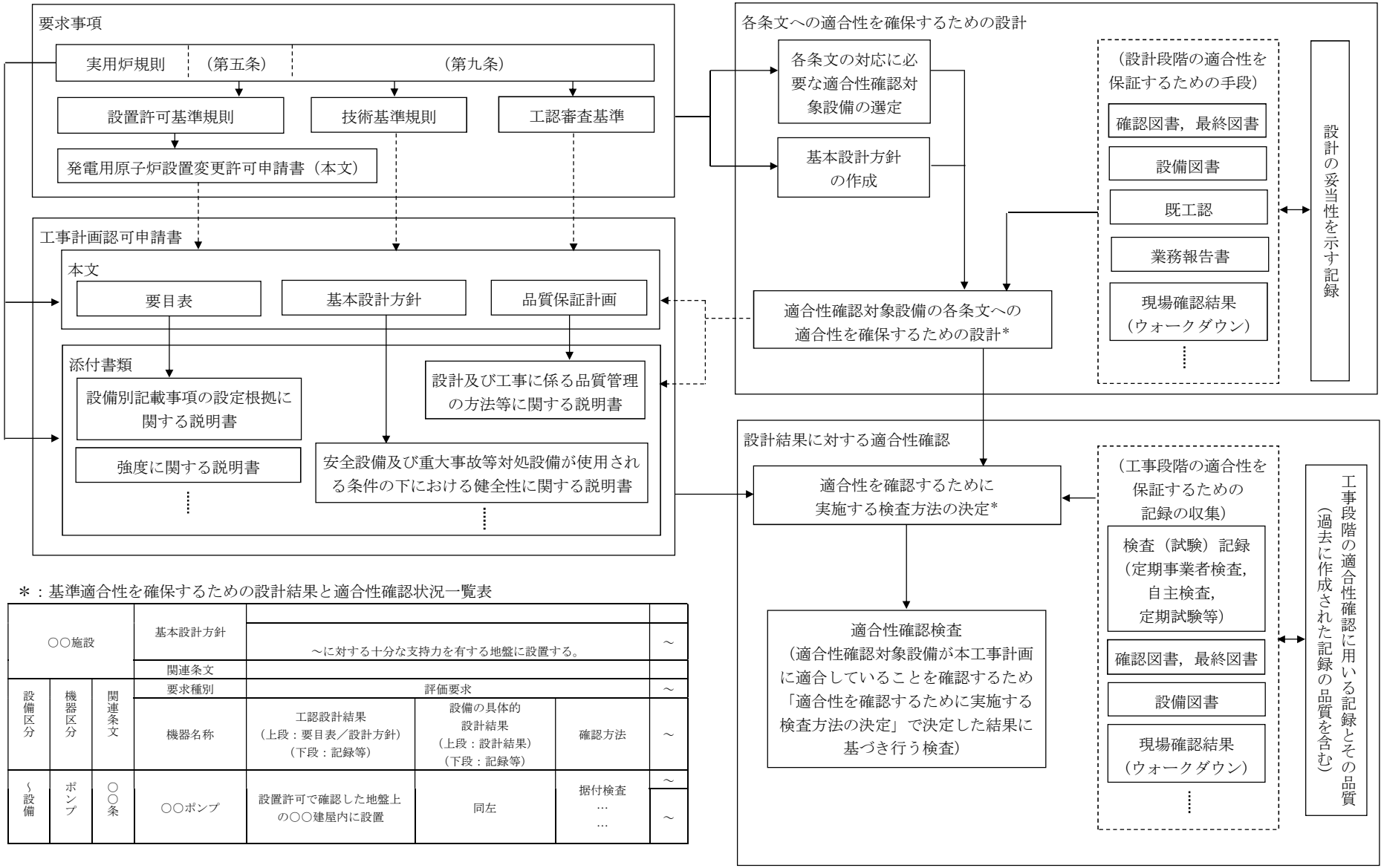
また，本工事計画における設計，工事及び検査の各段階と本文品質保証計画との関係を表3-2に示す。

本文品質保証計画「7.3.4　設計・開発のレビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し，問題を明確にし，必要な処置を提案する設計の各段階におけるレビューは，適切な段階において設計を主管するグループが当該設計に関する力量を有する専門家を含めて実施するとともに，「品質記録管理要項」に基づき記録を管理する。設計におけるレビューの対象となる段階を表3-2に「＊」で明確にする。



＊1：バックフィット制度における工事計画認可申請上の「設計」とは，要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成（設計1）し，既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら，適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計（設計2）を行う業務をいう。
また，この設計の結果を基に，本工事計画として申請が必要な範囲について，工事計画認可申請書にまとめる。
＊2：条文ごとに適合性確認対象設備が本工事計画に適合していることを確認するための検査方法（代替確認の考え方を含む。）の決定とその実施を工事の計画として明確にする。

図3-3　適合性を確保するために必要な当社の活動（全体の流れ）



＊：基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表

○○施設			基本設計方針		～
				～に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。	
			関連条文		
設備区分	機器区分	関連条文	要求種別	評価要求	～
			機器名称	工認設計結果（上段：要目表／設計方針）（下段：記録等）	設備の具体的設計結果（上段：設計結果）（下段：記録等）	確認方法	～
～設備	ポンプ	○○条	○○ポンプ	設置許可で確認した地盤上の○○建屋内に設置	同左	据付検査 … …	～

図3-4　適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

表3-2　本工事計画における設計，工事及び検査の各段階

各段階			本文品質保証計画の対応項目	概　要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画	7.3.1 設計・開発の計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画（本資料に示す様式類作成の手順）
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計・開発へのインプット	設計に必要な新規制基準の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	－	新規制基準に対応するための設備又は運用の抽出
	3.3.3(1) ＊	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) ＊	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計・開発の検証	技術基準規則への適合性を確保するために必要な設計の妥当性のチェック
	3.3.3(4)	工事計画認可申請書の作成	－	実用炉規則第九条「工事の計画の認可等の申請」に従った申請書の作成
	3.3.3(5)	工事計画認可申請書の承認	－	作成した工事計画認可申請書の承認
	3.3.4 ＊	設計における変更	7.3.7 設計・開発の変更管理	設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 ＊	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.5 設計・開発の検証 7.3.6 設計・開発の妥当性確認	工事計画を実施するための具体的な設計の実施
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	－	適合性確認対象設備の工事の実施
	3.4.3	適合性確認検査の計画	7.3.6 設計・開発の妥当性確認	適合性確認対象設備が本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査の計画と方法の決定
	3.4.4	検査計画の管理	－	適合性確認検査を実施する際の工程管理
	3.4.5	適合性確認検査の実施	8.2.4 検査及び試験	適合性確認対象設備が技術基準規則の要求事項に適合していることの確認
調達	3.5	本工事計画における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 検査及び試験	適合性確認に必要な，継続中工事及び追加工事の検査を含めた調達管理

＊：「3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とその照査」でいう，本文品質保証計画の「7.3.4 設計・開発のレビュー」対応項目

3.3　設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画

本工事計画における技術基準規則等への適合性を確保するための設計は，決裁文書「設計及び工事に係る品質管理の方法等について」に基づき，要求事項の明確化，適合性確認対象設備の選定，基本設計方針の作成及び適合性を確保するための設計の段階を経て実施する。

以下にそれぞれの活動内容を示す。

3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

本工事計画に必要な要求事項は以下のとおりとする。

・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）への適合性を示す「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）

・技術基準規則

また，必要に応じて以下を参照する。

・設置変更許可申請書の添付書類

・設置許可基準規則の解釈

・技術基準規則の解釈

3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

適合性確認対象設備に対する技術基準規則への適合性を確保するため，設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を，実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めて，適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。

(1)　設計基準対象施設

本工事計画の対象となる設計基準対象施設を明確にするため，設置変更許可申請書に記載されている設備を抽出するとともに，「3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す設計基準対象施設に関する要求事項のうち，過去の指針等*と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用を，図3-5に示すフローに基づき抽出する。

また，抽出した結果を様式－2（1／2）「設備リスト（例）（設計基準対象施設）」の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに，設備又は運用，既設又は新設，実用炉規則別表第二の該当する施設区分，設置変更許可申請書添付書類八での主要設備記載の有無等を，様式－2（1／2）「設備リスト（例）（設計基準対象施設）」の該当する各欄で明確にする。

＊：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈

(2)　重大事故等対処設備

本工事計画の対象となる重大事故等対処設備を明確にするため，設置変更許可申請書に記載された設備を抽出するとともに，「3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す重大事故等対処設備に関する要求事項を満足するために必要な設備又は運用を，図3-5に示すフローに基づき抽出する。

また，抽出した結果を様式－2（2／2）「設備リスト（例）（重大事故等対処設備）」の該当する条文の「設備（既設＋新設）」欄に整理するとともに，設置変更許可申請書添付書類八での設備仕様記載の有無，系統，設備種別（既設又は新設，常設又は可搬），設備又は運用，実用炉規則別表第二の該当する施設区分及び設備区分等を，様式－2（2／2）「設備リスト（例）（重大事故等対処設備）」の該当する各欄で明確にする。

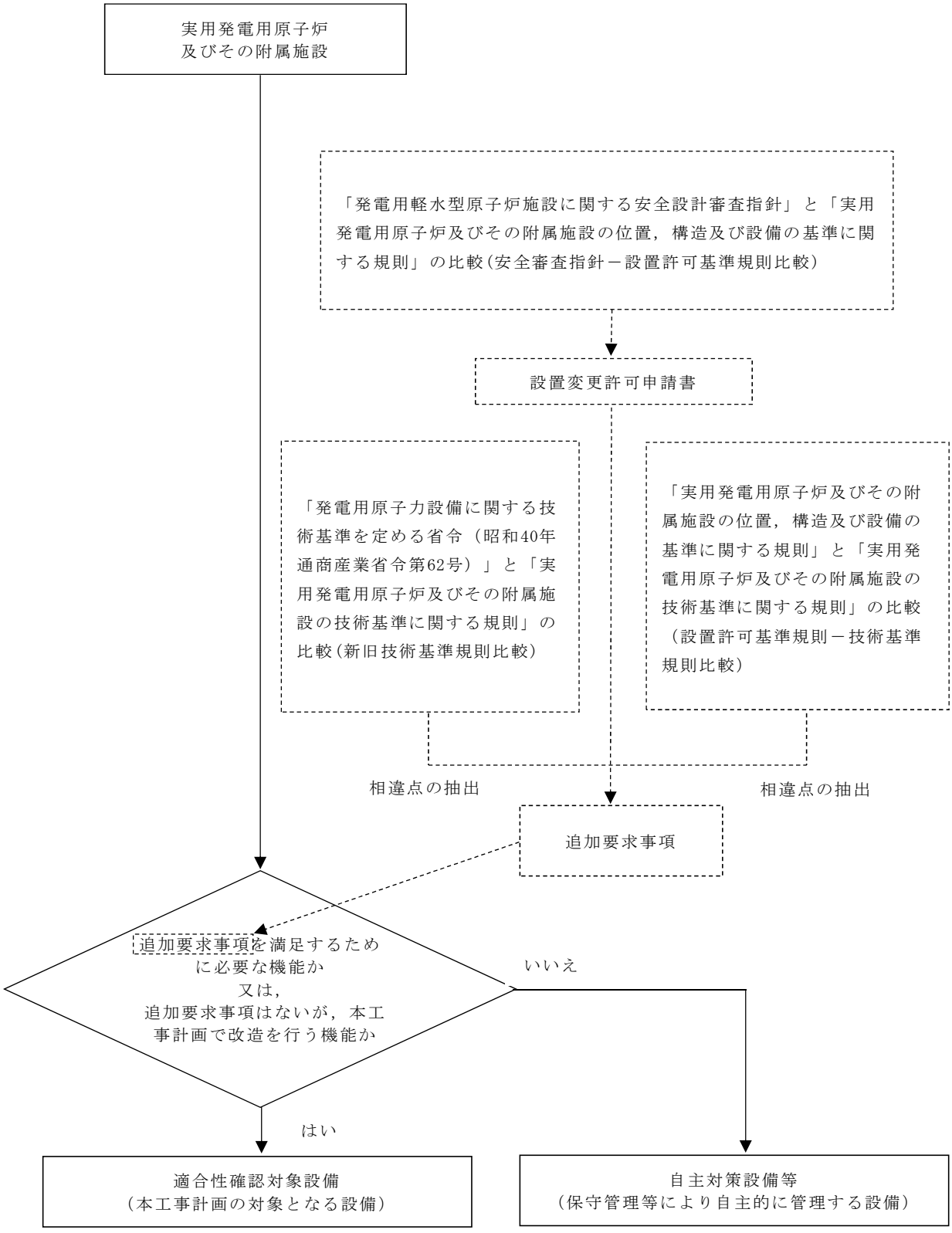


図3-5　適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3　本工事計画における設計

適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

・「設計1」として，技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に,必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確にする。
・「設計2」として，「設計1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
・「設計1」及び「設計2」の結果を用いて，本工事計画に必要な書類等を作成する。
・「設計3」として，工事段階において，本工事計画に基づく具体的な設備の設計を実施する（「3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」参照）。

また，これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1)　基本設計方針の作成（設計1）

様式－2（1／2）～（2／2）「設備リスト（例）」で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計2」で実施するに先立ち，技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために，以下により，適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに，技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a.　適合性確認対象設備と適用条文の整理

適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため，以下により，適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

(a)　技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし，明確にした結果とその理由を，様式－3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）」の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。

(b)　様式－3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方(例)」に取りまとめた結果を，様式－4（1／2）～（2／2）「施設と条文の対比一覧表（例）」の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより，施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

(c)　様式－2（1／2）～（2／2）「設備リスト（例）」で明確にした適合性確認対象設備を実用炉規則別表第二の設備区分ごとに，様式－5「工認添付書類星取表（例）」で機器として整理する。

また，様式－4（1／2）～（2／2）「施設と条文の対比一覧表（例）」で取

りまとめた結果を用いて，設備ごとに適用される技術基準規則の条番号を明確にし，技術基準規則の各条番号と本工事計画との関連性を含めて，様式－5「工認添付書類星取表（例）」で整理する。

b.　技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し，漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお，基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付3「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

(a)　様式－7「要求事項との対比表（例）」に，基本設計方針の作成に必要な情報として，技術基準規則の各条文及びその解釈，並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を引用し，その内容を確認しながら，設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。

(b)　基本設計方針の作成にあわせて，基本設計方針として記載する事項及びそれらの技術基準規則への適合性の考え方（理由），基本設計方針として記載しない場合の考え方，並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし，それらを様式－6「各条文の設計の考え方（例）」に取りまとめる。

(c)　(a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式－7「要求事項との対比表（例）」及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式－6「各条文の設計の考え方（例）」，並びに「3.3.3(1)a.(b)」で作成した各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式－4（1／2）～（2／2）「施設と条文の対比一覧表（例）」を用いて，施設ごとの基本設計方針を作成する。

(d)　作成した基本設計方針を基に，抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な工事計画認可申請書の添付書類との関連性を様式－5「工認添付書類星取表（例）」で明確にする。

(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）

様式－2（1／2）～（2／2）「設備リスト（例）」で整理した適合性確認対象設備に対し，変更があった要求事項への適合性を確保するための詳細設計を，「設計1」の結果を用いて実施する。

a.　基本設計方針の整理

基本設計方針(「3.3.3(1)b.　技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」参照）に基づく設計の実施に先立ち，基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため，基本設計方針の内容を以下の流れで分類し，技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

(a) 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。

(b) 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。

(c) 抽出したキーワードを基に要求事項を表3-3に示す要求種別に分類する。

(d) 分類した結果を，設計項目となるまとまりごとに，様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「基本設計方針」欄に整理する。

(e) 本工事計画の設計に不要な以下の基本設計方針を，様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し，設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。

・定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）

・冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し，冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）

・規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち，過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており，様式－4（1／2）～（2／2）「施設と条文の対比一覧表（例）」及び様式－5「工認添付書類星取表（例）」で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）

・適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず，設計が不要となる基本設計方針）

表3-3　要求種別ごとの適合性の確保に必要となる主な設計事項と
その妥当性を示すための記録との関係

要求種別				主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録
設備	設置要求		必要となる機能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備等の選定	・設計資料　等
	設計要求	系統構成	目的とする機能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成	設置変更許可申請書の記載を基にした，実際に使用する系統構成・設備構成の決定	・設計資料 ・有効性評価結果（設置変更許可申請書の安全解析の結果を含む） ・系統図 ・設備図書（図面，構造図，仕様書）　等
		機能要求	目的とする機能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	仕様設計 構造設計 強度設計 （クラスに応じて） 耐震設計 （クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計	・設計資料 ・設備図書（図面，構造図，仕様書） ・インターロック線図 ・算出根拠（計算式等） ・カタログ　等
		評価要求	対象設備が目的とする能力を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	仕様決定のための解析 基準の適合性確認のための解析 条件設定のための解析 実証試験	・設計資料 ・解析計画（解析方針） ・業務報告書（解析結果） ・手計算結果　等
運用	運用要求		運用方法について保安規定に基づき計画	維持・運用のための計画の作成	－

b.　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様の決定含む）

基本設計方針を基に適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために，以下により，必要な詳細設計を実施する。

また，具体的な設計の流れを図3-6に示す。

(a)　表3-3に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について，「3.6.1　文書及び記録の管理」で管理されている設備図書等の記録や「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従った調達からの業務報告書をインプットとして，基本設計方針に対し，適合性確認対象設備が技術基準規則等への必要な設計要求事項の適合性を確保するために必要な詳細設計の方針（要求機能，性能目標，防護方針等を含む。）を定めるための設計を実施する。

なお，新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し，本工事計画申請時点で設置が完了している設備については，それらの設備が定めた詳細設計の方針を満たす機能・性能を有していることを確認した上で，本工事計画認可申請に必要な設備の仕様等を決定する。

(b)　様式－6「各条文の設計の考え方（例）」で明確にした，詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに，以下に該当する場合は，その内容に従った詳細設計を実施する。

イ.　評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む。）を実施する場合は，基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で，評価を実施する。

また，評価の実施において，解析を行う場合は，「3.3.3(2)c.　詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ.　複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は，兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため，組織間の情報伝達を確実に実施し，兼用する機能ごとの系統構成を把握し，兼用する機能を集約した上で，兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。この場合の具体的な設計の流れを図3-6に示す。

ハ.　設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は，設計が行われることを確実にするために，組織間の情報伝達を確実に実施し，設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち，設計を委ねた側においても，その設計結果を確認する。

ニ.　東海発電所と共用する設備の設計を行う場合

東海発電所と共用する設備の設計を行う場合は，設計が確実に行われることを確実にするため，組織間の情報伝達を確実に実施し，発電所ごとの設計範囲を明確にし，必要な設計が確実に行われるよう管理する。

上記イ.～ニ.の場合において，設計の妥当性を検証し，詳細設計方針を満たすことを確認するために検査（試験）を実施しなければならない場合は，条件及び方法を定めた上で実施する。

また，これらの設計として実施したプロセスを様式－1「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）」を用いて添付書類「Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所」に示すとともに，設計結果を様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

(c)　表3-3に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については，本店組織の保安規定の取りまとめを主管するグループのマネージャーにて，保安規定に必要な対応を取りまとめる。

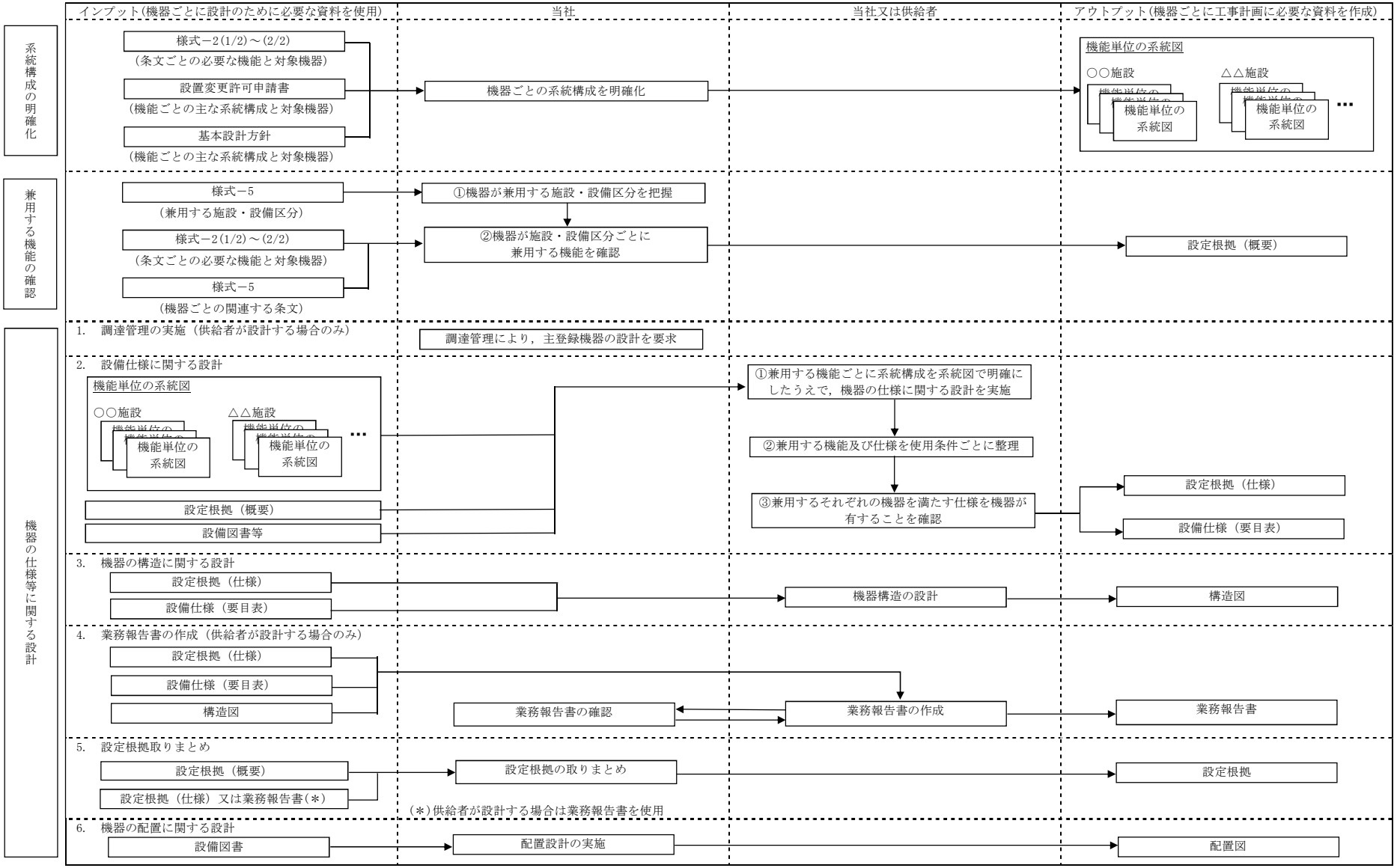


図 3-6　主要な設備の設計

c.　詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について，以下の活動を実施し，品質を確保する。

(a)　調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は，解析結果の品質を確保するため，本文品質保証計画に基づく品質保証活動を行う上で，特に以下の点に配慮した活動を実施し，品質を確保する。

イ.　調達による解析

調達により解析を実施する場合は，解析の品質を確保するために，供給者に対し,「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成22年12月発行，一般社団法人日本原子力技術協会)」及び「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成26年3月改定，一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質保証体制の構築等に関する調達要求事項を調達文書により要求し，それに従った品質保証体制の下で解析を実施させるよう「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお，解析の調達管理に関する具体的な流れを添付4「本工事計画における解析管理について」の「別図1」に示す。

（イ）　解析業務を実施するに当たり，あらかじめ解析業務の計画を策定し，解析業務計画書等により文書化する。

なお，解析業務の計画には，以下に示す事項の計画を明確にする。

・解析業務の作業手順（デザインレビュー，審査方法，時期等を含む。）
・解析結果の検証
・業務報告書の確認
・解析業務の変更管理
・入力データ及び出力結果の識別管理

ロ.　計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは，評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから，使用実績や使用目的に応じ，計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し,使用する。

・実機運転データとの比較
・大型実験・ベンチマーク試験による検証
・別の計算機プログラムによる検証
・サンプル計算例の確認・標準問題による検証　等

ハ．　解析業務で用いる入力情報の伝達について

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質保証上の要求事項として，ＩＳＯ９００１:2008の要求事項に従った文書及び記録の管理の実施を要求し，適切な版を管理することを要求する。

これにより，本工事計画に必要な解析業務のうち，設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は，解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で，同じ最新性を確保する。

また，設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は，当社で管理している図面を供給者に提供することで，供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ．　入力根拠の作成

供給者に，解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ，また計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで，入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b)　手計算による自社解析

自社で実施する解析（手計算）は，評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で，当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また，実施した解析結果に間違いがないようにするために，入力根拠，入力結果及び解析結果について，解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施し，解析結果の信頼性を確保する。

(3)　設計のアウトプットに対する検証

設計を主管するグループのマネージャーは,「3.3.3　本工事計画における設計」の「設計1」及び「設計2」に基づき作成した設計資料について，これが設計のインプット（「3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」参照）で与えられた要求事項を満たしていることの検証を,原設計者以外の者に実施させる。

(4)　工事計画認可申請書の作成

本工事計画の設計として実施した「3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に，決裁文書「工事認可申請書における本文及び添付資料の作成要領について」に従って，本工事計画に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

なお，以下の資料作成に当たり適合性確認対象設備を図3-7及び図3-8のフローに基づき分類し，その結果を様式－2（1／2）～（2／2）「設備リスト（例）」に取りまとめ，当該資料を作成する。

a. 要目表の作成

「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に，実用炉規則別表第二の「設備別記載事項」の要求に従って，必要な事項（種類，主要寸法，材料，個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの「基本設計方針」及び「適用基準及び適用規格」の作成

「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に，実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより，本工事計画として必要な基本設計方針を作成する。

また，技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 各添付書類の作成

「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に基本設計方針に対する詳細設計の結果，及び設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式－6「各条文の設計の考え方（例）」及び様式－7「要求事項との対比表（例）」を用いて，実用炉規則別表第二に示された添付書類を作成する。

なお，実用炉規則別表第二に示された添付書類において，解析コードを使用している場合には，添付書類の付録として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

d. 工事計画認可申請書案のチェック

設計を主管するグループのマネージャーは，作成した工事計画認可申請書案について，要員を指揮して，以下の要領でチェックする。

(a) 設計を主管するグループでのチェック分担を明確にしてチェックする。

(b) チェックの結果としてコメントが付されている場合は，その反映要否を検討し，必要に応じ資料を修正した上で，再度チェックする。

(c) 必要に応じこれらを繰り返し，工事計画認可申請書案のチェックを完了する。

(5) 工事計画認可申請書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，工事計画認可申請書の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得る。

3.3.4　設計における変更

設計対象の追加又は変更が必要となった場合，「3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3　本工事計画における設計」の各設計結果のうち，影響を受けるものについて必要な詳細設計を実施し，影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

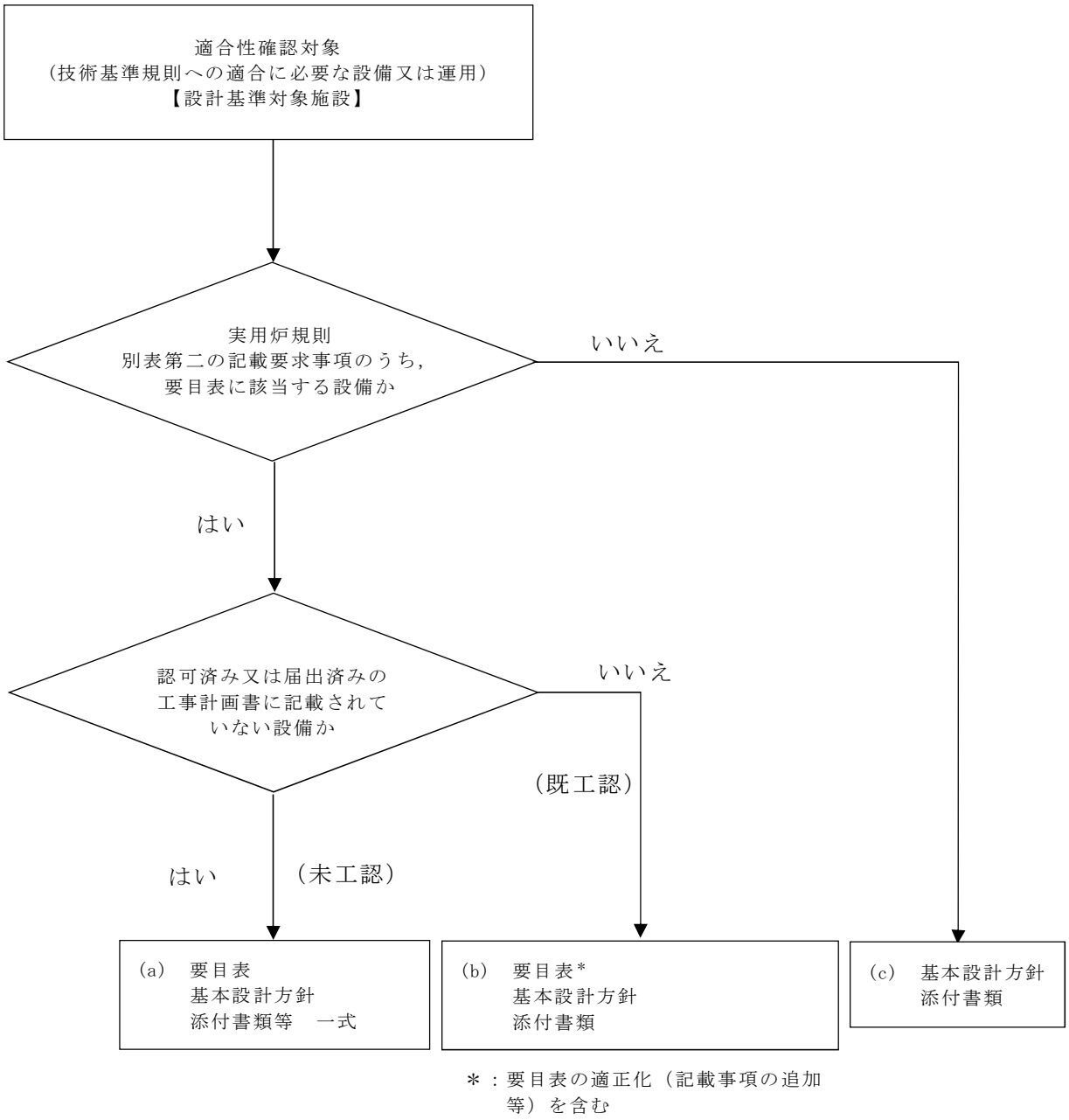


図3-7 適合性確認対象設備の本工事計画に記載する箇所の選定（設計基準対象施設）

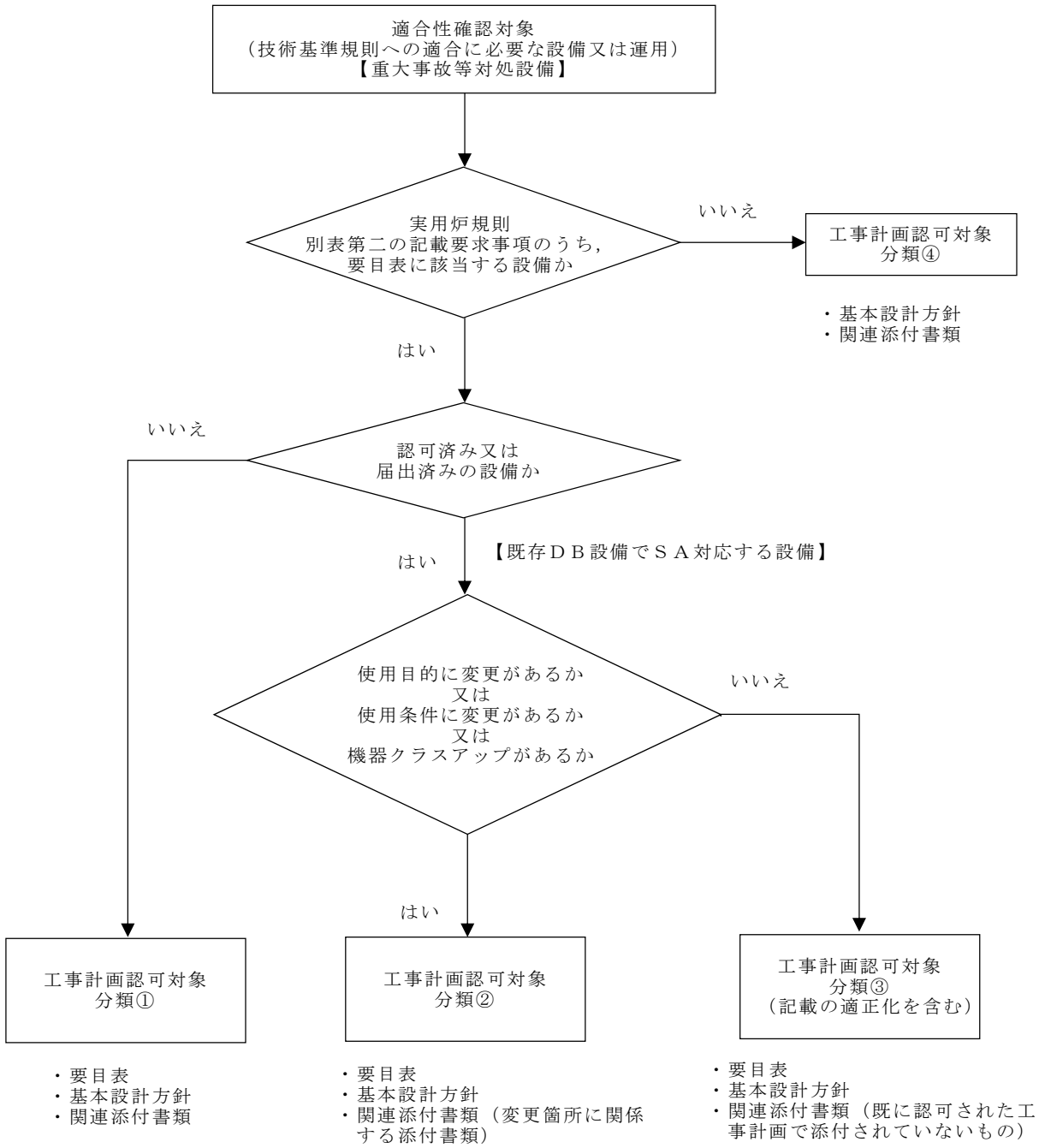


図3-8　適合性確認対象設備の本工事計画に記載する箇所の選定（重大事故対処設備）

3.4　工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法

工事段階において，本工事計画に基づく具体的な設備の設計（設計3）の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を，「3.5　本工事計画における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

また，適合性確認対象設備の具体的設計結果に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画し，本工事計画に適合していることを確認する。

3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）

本工事計画において，工事を主管するグループのマネージャーは，工事段階において，以下のいずれかの方法で，本工事計画を実現するための具体的な設計（設計3）を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

また，本工事計画に基づく設備の設置において，新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し設置を終えている設備について，既に実施された具体的な設計の結果が本工事計画に適合していることを確認し，様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「設備の具体的設計結果」欄にとりまとめる。

(1)　自社で設計する場合

本店組織又は発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーは，「設計3」を実施し，適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）との照合を行う。また，設計・開発の検証として次に示す「「設計3」を本店組織の工事を主管するグループのマネージャーが調達し，発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーが調達管理として「設計3」を管理する場合」又は「「設計3」を発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーが調達し，かつ調達管理として「設計3」を管理する場合」と同等の対応を行う。設計の妥当性確認については「3.4.3　適合性確認検査の計画」で策定する適合性確認検査にて行う。

(2)　「設計3」を本店組織の工事を主管するグループのマネージャーが調達し，発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーが調達管理として「設計3」を管理する場合

本店組織の工事を主管するグループのマネージャーは，「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また，発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーは，その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を，調達管理として，詳細設計の検証及び妥

当性確認を行うことにより管理する。

(3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーが調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーは，「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また，発電所組織の工事を主管するグループのマネージャーは，その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を，調達管理として，詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画に基づく設備を設置するための工事を「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従い実施する。

なお，本工事計画に基づき設置する設備のうち，新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し設置を終えている設備については，以下のとおり取り扱う。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

本工事計画に基づく設備を設置する工事のうち，新規制基準施行以前から設置し本工事計画に基づく設備としての工事が完了している適合性確認対象設備については，「3.4.3　適合性確認検査の計画」以降の適合性確認検査の段階から実施する。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

本工事計画に基づく設備を設置する工事のうち，既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については，「3.4.3　適合性確認検査の計画」以降の適合性確認検査の段階から実施する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

本工事計画に基づく設備を設置する工事のうち，既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については，「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従い，着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに，「3.4.3　適合性確認検査の計画」以降の適合性確認検査の段階から実施する。

なお，この工事の中で適合性確認検査を実施する場合は，「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で，適合性確認検査を含めて実施する。

3.4.3　適合性確認検査の計画

検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認対象設備が本工事計画

に適合していることを確認するため，技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を示した様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに適合性確認検査を計画する。

また，適合性確認対象設備のうち，技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても，適合性確認検査を計画する。

なお，適合性確認検査は，表3-3の要求種別ごとに表3-4に示す確認項目，確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。

個々に実施する適合性確認検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため，特定の条文・様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」に示された「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄によらず，定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる適合性確認検査（負荷検査）を必要に応じて計画する。

表3-4　要求種別に対する確認項目及び確認視点

要求種別			確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設置要求		名称， 取付箇所， 個数	設計要求どおり（名称，取付箇所，個数）に設置されていることを確認する。	・据付検査 ・状態確認検査	技術基準規則の要求事項に対し，適合していることを確認するための検査方法を整理し，様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」にまとめる。（検査概要については，「3.4.5　適合性確認検査の実施」参照）
	設計要求	系統構成	系統構成，系統隔離，可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	・機能・性能検査	
		機能要求	容量，揚程等の仕様 （要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・据付検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・建物・構築物構造検査 ・機能・性能検査 ・特性検査 ・状態確認検査	
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする能力（機能・性能）が発揮できることを確認する。		
		評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	・状態確認検査	
			評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて，設置要求，機能要求として確認する。	内容に応じて，設置要求，系統構成，機能要求の検査を適用	
運用	運用要求		手順確認	（保安規定）手順化されていることを確認する。	・状態確認検査	

(1)　適合性確認検査の方法の決定

検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の実施に先立ち，表3-3の要求種別ごとに定めた表3-4に示す確認項目，確認視点及び主な検査項目を使って，確認項目ごとの設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を以下の手順により適合性確認検査の方法として明確にする。

なお，表3-4の主な検査項目ごとの検査概要及び判定基準の考え方を表3-5に示す。

a.　様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表(例)」の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に，表3-4を用いて検査項目を決定する。

b.　決定された検査項目より，表3-5に示す検査項目，検査概要及び判定基準の考え方（代表例）を参照し適切な検査方法を決定する。

c.　決定した各設備に対する検査方法は，様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「確認方法」欄に取りまとめる。

なお，「確認方法」欄では，以下の内容を明確にする。

・検査項目

・検査方法

表 3-5　検査項目，検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が工事計画に記載のとおりであること，また，関係規格*1*2等に適合することを，記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が工事計画に記載のとおりであること，また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が工事計画に記載の数値に対して許容範囲内であることを，記録又は目視により確認する。	・主要寸法が工事計画に記載の数値に対して許容範囲内であること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 （組立て及び据付け状態を確認する検査）	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画に記載のとおりであることを，記録又は目視により確認する。	・工事計画に記載のとおりに設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し，検査圧力に耐え，異常のないことを，記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え，異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後，技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を，記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が工事計画に記載のとおり製作され，組み立てられていること，また関係規格*1*2等に適合することを，記録又は目視により確認する。	・主要寸法が工事計画に記載の数値に対して許容範囲内であること，また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査*3 可搬型設備の実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを，記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査，通水検査，系統運転検査，容量確認検査 設計で要求される機能・性能について，実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い，機器単体又は系統の機能・性能を，記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に，試験電圧を連続して規定時間加えたとき，絶縁性能を有することを，記録（工場での試験記録等を含む。）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査，警報検査，インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について，ロジック確認，インターロック確認及び警報確認等を行い，設備の機能・性能又は特性を，記録又は目視により確認する。	・ロジック，インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物，構築物，非常用電源設備等の完成状態を，記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・工事計画に記載のとおりに設置されていること。
	・計測範囲確認検査，設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を，記録（工場での校正記録等を含む。）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査*4	・設置要求における機器保管状態，設置状態，接近性，分散配置及び員数が，工事計画に記載のとおりであることを，記録又は目視により確認する。	・機器保管状態，設置状態，接近性，分散配置及び員数が適切であること。
	・設計要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を，記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され，利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され，利用できることが確認できること。

＊1：消防法及びＪＩＳ
＊2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格
＊3：通水検査を分割して検査を実施する等，使用時の系統での通水ができない場合に実施（通水検査と同系統である場合には，検査時に系統構成を確認するため不要）
＊4：検査対象機器の動作確認は，機能・性能検査を主とするが，技術基準規則第54条の検査として，適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は，その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

3.4.4　検査計画の管理

発電所組織の検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を適切な段階で実施するため，関係箇所と調整の上，発電所全体の主要工程を踏まえた適合性確認の検査計画を作成し，適合性確認検査の実施時期及び適合性確認検査が確実に行われることを管理する。

なお，適合性確認の検査計画は，進捗状況に応じて関係箇所と適宜調整を実施する。

3.4.5　適合性確認検査の実施

検査を主管するグループのマネージャーは，「試験・検査管理要項」に準じて，検査要領書の作成及び検査体制の確立を行い，適合性確認検査を実施する。

(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成

検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認対象設備が本工事計画に適合していることを確認するため，「試験・検査管理要項」に準じて，「3.4.3(1) 適合性確認検査の方法の決定」で決定した様式－8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」の「確認方法」欄で明確にした確認方法に従った適合性確認検査を実施するための検査要領書を作成する。

また，検査を主管するグループのマネージャーは，検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制，不適合管理，検査手順，検査工程，設備概要，検査用計器一覧及び検査成績書の事項等を記載した検査要領書を作成し，該当する主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。

なお，検査要領書には適合性確認検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

また，各検査項目における代替検査を行う場合，「3.4.5(2)　代替検査の確認方法の決定」に従い，代替による適合性確認検査の方法を決定する。

(2)　代替検査の確認方法の決定

a.　代替検査の決定

検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査実施にあたり，以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い，その結果を当該の検査要領書に添付する。

b.　代替検査の条件

代替検査を用いる場合は，通常の方法で検査ができない場合であり，例えば以下の場合をいう。

・当該検査対象の品質記録がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）*

・耐圧検査で圧力を加えることができない場合
・構造上外観が確認できない場合
・系統に実注入ができない場合
・電路に通電できない場合　等

＊：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）」とは，以下の場合をいう。

・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
・寸法検査記録がなく，実測不可の場合

c.　代替検査の評価

検査を主管するグループのマネージャーは，代替検査による確認方法を用いる場合，本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し，その結果を「3.4.5(1) 適合性確認検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し，該当する主任技術者による確認を経て適用する。

なお，検査目的に対する代替性の評価においては，以下の内容を明確にする。

・設備名称
・検査項目
・検査目的
・通常の方法で検査ができない理由

（例）既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすための困難性
現状の設備構成上の困難性
作業環境における困難性　等

・代替検査の手法及び判定基準
・検査目的に対する代替性の評価*

＊：記録の代替検査の手法，評価については「3.6.1　文書及び記録の管理」に従い，記録の成立性を評価する。

(3)　適合性確認検査の体制

検査を主管するグループのマネージャーは，検査要領書で明確にする適合性確認検査の体制を，図3-9に示す当該検査における力量を有する者で構成する。

a.　総括責任者（発電所長）

・発電所における保安に関する活動を統括するとともに，その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。

b.　主任技術者（発電用原子炉主任技術者，ボイラー・タービン主任技術者，電気主任技術者）

・検査内容，手法等に対して指導・助言を行うとともに，検査が適切に行われていることを確認する。また，検査要領書の制定又は改正する場合にはその内容を確認する。
・発電用原子炉主任技術者は，主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等，原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
・ボイラー・タービン主任技術者は，主に機械設備の構造，機能及び性能に係る事項等，電気工作物の工事，維持及び運用（電気的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
・電気主任技術者は，主に電気設備の構造，機能及び性能に係る事項等，電気工作物の工事，維持及び運用（電気的設備）に関する保安の監督を行う。

c. 品質保証責任者（品質保証グループマネージャー）
・品質保証の観点から，検査対象範囲，検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに，検査要領書の制定又は改正が適切に行われていることを審査する。

d. 検査担当マネージャー（検査を主管するグループのマネージャー）
・検査要領書を定められた手続きに従い制定又は改正するとともに，検査体制を確立する。

e. 検査実施責任者
・検査要領書が定められた手続きに従い制定又は改正されていることを確認する。
・承認された検査体制表を検査の関係者に周知する。
・検査要領書に基づき検査を行う。
・検査中のプラント運転管理及び検査に伴う運転操作を運転操作責任者に依頼する。
・検査の実施を検査員に指示し，検査の各プロセスが計画どおりに実施されていることを検査員の報告により確認する。
・検査員からの報告並びに検査記録により，検査結果及び評価について合否を判定し，次工程へのリリース許可を行う。

f. 検査員
・工事の主担当から独立し，検査の力量を持った者で，検査実施責任者から指示された検査を検査要領書に基づき検査を実施（検査助勢員への検査助勢の依頼を含む。）し，その結果を確認・評価し良否の判定を行い，検査実施責任者へ報告する。

g. 検査助勢員
・検査員からの指示に基づき検査の助勢を行い，検査員へ検査助勢結果

を報告する。

h. 運転操作責任者

・検査中のプラント運転管理を実施する。

・検査実施責任者から依頼された運転操作を実施（運転操作担当者への運転操作の実施の指示を含む。）し，その結果を報告する。

i. 運転操作担当者

・運転操作責任者から指示された運転操作を実施し，その結果を報告する。

(4) 適合性確認検査の実施

検査員は，検査要領書に基づき，確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。

報告を受けた検査実施責任者は，検査プロセスが検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャーへの報告及び主任技術者の確認を得る。

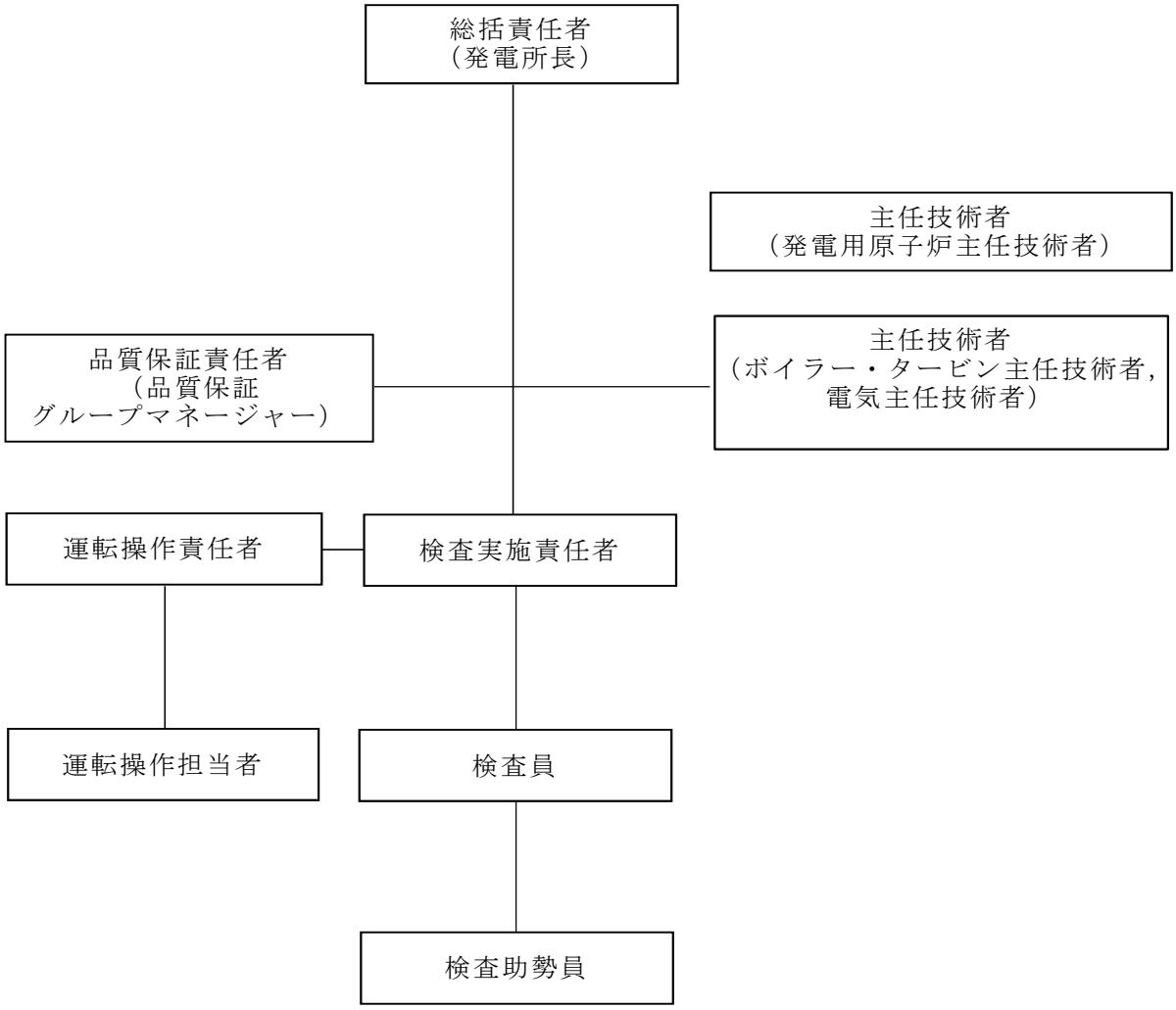

総括責任者
（発電所長）
主任技術者
（発電用原子炉主任技術者）
品質保証責任者
（品質保証
グループマネージャー）
主任技術者
（ボイラー・タービン主任技術者，
電気主任技術者）
運転操作責任者
検査実施責任者
運転操作担当者
検査員
検査助勢員

図3-9　　検査実施体制（例）

3.5　本工事計画における調達管理の方法

契約及び調達を主管するグループのマネージャーは，本工事計画で行う調達管理を確実にするために，「重要設備取引先登録要項」及び「調達管理要項」に基づき実施し，以下に示す管理を実施する。

3.5.1　供給者の技術的評価

契約及び調達を主管するグループのマネージャーは，供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として，供給者の技術的評価を実施する（添付5「当社における設計管理・調達管理について」の「1.　供給者の技術的評価」参照）。

3.5.2　供給者の選定

調達を主管するグループのマネージャーは，本工事計画に必要な調達を行う場合，原子力安全に対する影響，供給者の実績等を考慮し，調達の内容に応じたグレード分けの区分（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」参照）を明確にした上で，調達に必要な要求事項を明確にし，契約を主管するグループのマネージャーへ供給者の選定を依頼する。

また，契約を主管するグループのマネージャーは，「3.5.1　供給者の技術的評価」で，技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.5.3　調達製品の調達管理

業務の実施に際し，当社においては，原子力安全に及ぼす影響に応じて，調達管理に係るグレード分けを適用している。

また，調達を主管するグループのマネージャーは，調達に関する品質保証活動を行うに当たって，原子力安全に対する影響に応じたグレード分けの区分（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表2」参照）を明確にした上で，以下の調達管理に係る業務を実施する。

本工事計画に適用した機器ごとの現行の各グレードに該当する実績を様式－9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績(設備関係)(例)」を用いて添付書類「Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所」に示す。

また，本工事計画に係る品質管理として，調達文書作成のための設計から調達までの各段階の管理及び組織内外の部門間の相互関係を添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別図1（1／3）～（3／3）」に示す。

(1)　調達文書の作成

調達を主管するグループのマネージャーは，業務の内容に応じ，以下のa.～r.を記載した調達文書を作成し，供給者の業務実施状況を適切に管理する（「3.5.3(2)　調達製品の管理」参照）。

a.　工事等件名

b.　目的

c.　工事等場所（納入場所）

d.　期間

e.　工事等範囲

f.　設計，製作及び市販品等の供給機器の仕様

g.　現地工事等仕様

h.　技術業務等仕様

i.　資格・認定・力量に関する事項

j.　重要度分類

k.　適用法令，規格，基準等

l.　試験・検査等

m.　適用する共通仕様書

・品質保証に関する事項

・安全文化を醸成するための活動に関する事項

・不適合の報告及び処理に関する事項

・許認可申請等に係る解析業務に関する事項

（「添付4　本工事計画における解析管理について」参照）

・提出文書リスト（品質保証関連）による提出文書に関する事項

n.　社給品及び貸与品

o.　提出文書の確認方法

p.　検収（竣工）条件

q.　瑕疵担保責任

r.　特記事項

なお，調達に共通する一般的要求事項については，「調達管理要項」に「共通仕様書」として定める。

(2)　調達製品の管理

調達を主管するグループのマネージャーは，当社が調達文書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間，「保守管理業務要項」及び「調達管理要項」に従い，業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（重要度分類Ａ，Ｂ），各種要領書等）を供給者に提出させ，それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管するグループのマネージャーは，調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために，グレード分けの区分，調達数量，調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお，供給者先で検証を実施する場合，あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で，検証を行う。

また，調達を主管するグループのマネージャーは，調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を，以下のいずれか１つ以上の方法により実施する。

a. 検査（試験）

調達を主管するグループのマネージャーは，「試験・検査管理要項」に基づき工場又は発電所で検査（試験）を実施する。

また，調達を主管するグループのマネージャーは，検査（試験）のうち，当社が立会又は記録確認を行う検査（試験）に関して，以下の項目のうち必要な項目を含む要領書を供給者に提出させ，それを事前に審査し，承認した上で，その要領書に基づく検査（試験）を実施する。

・検査（試験）目的
・検査（試験）対象設備（又は検査（試験）範囲）
・適用法令，規格，基準
・検査（試験）体制（必要とされる力量要件を含む。）
・検査（試験）項目（現地での組立・試験・検査のプロセスに必要な検査・確認事項を含む。）
・検査（試験）方法
・検査（試験）工程
・立会等の確認区分
・合否判定基準
・リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した者
・記録様式

なお，添付2「当社におけるグレード分けの考え方」に示す一般産業品のＳＡ設備については，当社にて機能・性能の確認をするための検査（試験）を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管するグループのマネージャーは，製品の受入れに当たり，受入検査を実施し，現品及び記録等の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管するグループのマネージャーは，工事記録等調達した役務の実施

状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管するグループのマネージャーは，調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。この内，設計を調達した場合は供給者から提出させる確認図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達を主管するグループのマネージャーは，調達した役務の実施中に，適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 供給者の品質保証監査（「3.5.4 供給者の品質保証監査」参照）

3.5.4 供給者の品質保証監査

供給者に対する監査を主管するグループのマネージャーは，供給者の品質保証活動（安全文化醸成活動を含む。）が適切で，かつ，確実に行われていることを確認するために，供給者の品質保証監査を実施する。

（供給者の品質保証監査を実施する場合の例）

- 毎年度２社以上供給者を選定し，品質保証活動の実施状況を確認する場合
- 許認可申請等を伴う工事のうち，製作プロセスの管理が重要になる場合

品質保証監査は,契約に基づいて発電所構内及び工場等で行う重要度区分「Ａ」,「Ｂ」の工事等に対して適用する。ただし，契約上監査を要求事項としていない重要度区分「Ｃ」の工事等であっても，供給者の合意が得られた場合は監査を行う。

また，供給者の発注先（以下「外注先」という。）について，以下に該当する場合は，直接外注先に監査を行う。

- 組織の再編成等によってなされた品質保証活動の重要な変更について，その状況の確認が必要な場合
- 軽微な不適合が頻繁に検出されたり，重大な不適合が検出されたりする等，品質保証活動が不十分と考えられる場合
- 新設計・新材料等を採用する場合

3.5.5 本工事計画における調達管理の特例

本工事計画の対象となる適合性確認対象設備は,「3.5 本工事計画における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

なお，要目表に示す適合性確認対象設備で，平成23年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して，調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式－9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）」を用いて添付書類「Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　原子炉本体」～「Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画　緊急時対策所」に示す。

(1)　新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

本工事計画の対象となる設備のうち，従来から使用してきた設備又は平成23年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策として導入していた設備等，新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は，設置当時に調達を完了しているため，「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

(2)　既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

本工事計画の対象となる設備のうち，既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は，「3.5.1　供給者の技術的評価」から「3.5.3(2)　調達製品の管理」まで，調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため，「3.5.3(3)　調達製品の検証」以降の管理を本工事計画に基づき管理する。

(3)　既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

本工事計画の対象となる設備のうち，既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は，「3.5.1　供給者の技術的評価」から「3.5.3(1)　調達文書の作成」まで，調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため，「3.5.3(2)　調達製品の管理」以降の管理を本工事計画に基づき管理する。

3.6　記録，識別管理，追跡可能性

3.6.1　文書及び記録の管理

(1)　適合性確認対象設備の設計，工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1　設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む）」の表3-1に示す，各プロセスを主管するグループのマネージャーは，設計，工事及び検査に係る文書及び記録について，本文品質保証計画の「第1表：品質マネジメントシステムの文書」に示す社内規程及び本文品質保証計画の「第2表：ＪＥＡＣ４１１１の要求事項に基づき作成する記録」に示す記録を，「文書取扱要項」及び「品質記録管理要項」に従って管理する。

本工事計画に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを表3-6に示すとともに，技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を図3-10に示す。

本工事計画では，主に図3-10に示す文書及び記録を使って，技術基準規則等への適合性を確保するための設計，工事及び検査を実施するが，これらの中には，東海第二発電所の建設当時（昭和48年4月工事着工）からの記録等，過去の品質保証体制で作成されたものも含まれているが，建設以降の品質保証体制が工認審査基準の文書及び記録の管理に関する要求事項に適合した体制となっていることから，本文品質保証計画に基づく品質保証体制下の文書及び記録と同等の品質が確保されている。

(2) 供給者が所有する当社の管理下にない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合の管理

本工事計画において供給者が所有する当社の管理下にない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合，当社が供給者評価等により品質保証体制を確認した供給者で，かつ，対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品質が確認された設計図書を，当該設備として識別が可能な場合において，適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は，当社の文書管理下で表3-6に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で,代替可能な設計図書が存在する場合,供給者の品質保証体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し，本工事計画に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

(3) 適合性確認検査に用いる文書及び記録

検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査として，記録確認検査を実施する場合，表3-6に示す記録を用いて実施する。

なお，適合性確認対象設備のうち新規制基準施行以前に設置している設備及び経過規定により工事を着手し本工事計画申請時点で工事を継続している設備，並びに添付2「当社におけるグレード分けの考え方」に示す一般産業品のＳＡ設備に対して記録確認検査を実施する場合は，検査に用いる文書及び記録の内容が，適合性確認検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること(型番の照合，確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること）を確認することにより，適合性確認検査に用いる記録として利用する。

表3-6　記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
設備図書	品質保証体制下で作成され，建設当時から設備の改造等にあわせて最新版に管理している図書
確認図書，最終図書	設備の工事中の図書であり，このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては，工事完了後に設備図書として管理する図書
既工認	設置又は改造当時の工事計画の認可を受けた図書で，当該工事計画に基づく使用前検査の合格を以って，その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む）
業務報告書	品質保証体制下の調達管理を通じて行われた，業務委託の結果の記録（解析結果を含む）
供給者から入手した設計図書等	供給者を通じて入手した，供給者所有の設計図書，製作図書等
製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で，設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 （ウォークダウン）	品質保証体制下で確認手順書を作成し，その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録

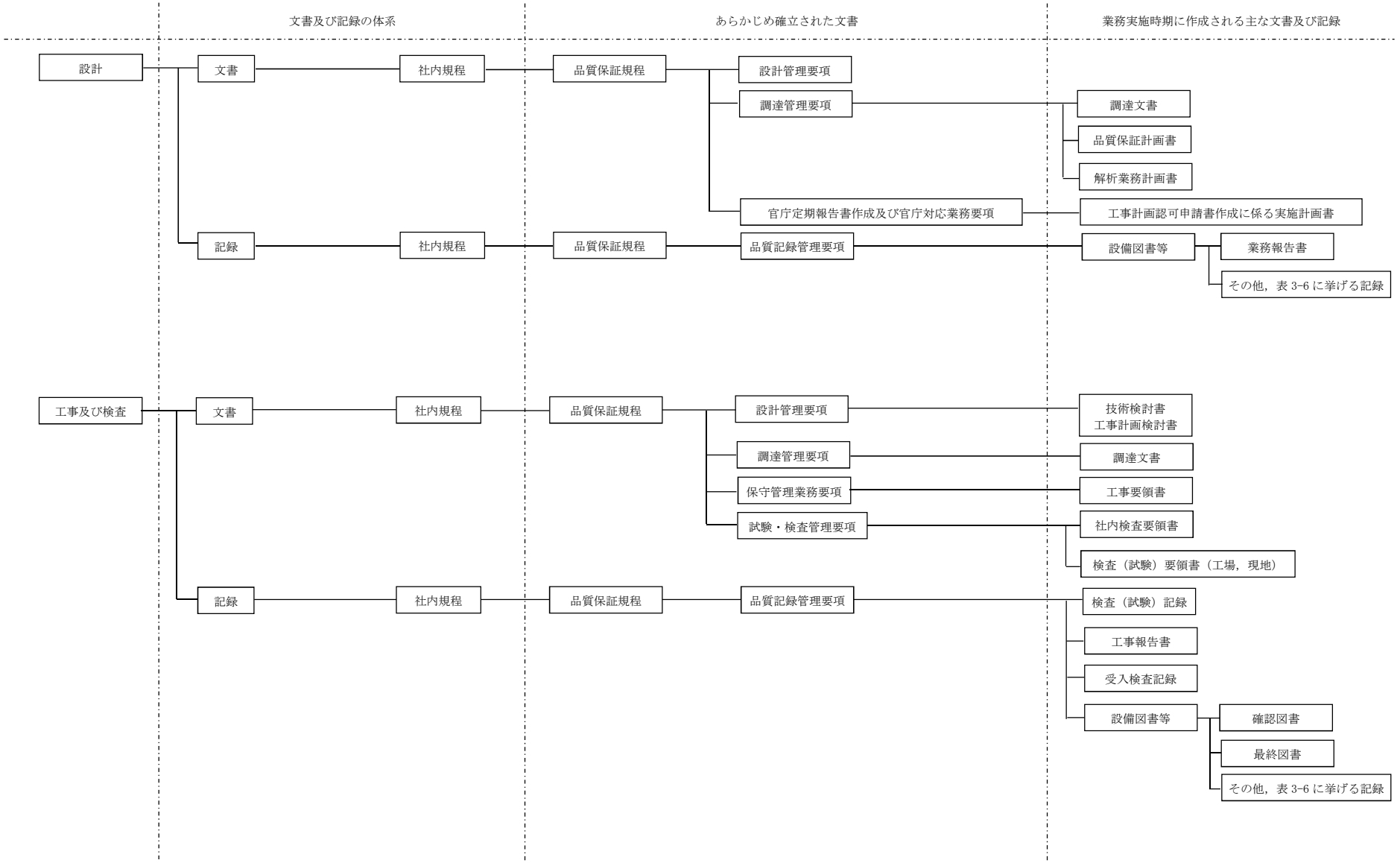


図 3-10　設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する文書体系

3.6.2　識別管理及び追跡可能性

(1)　測定機器の管理

a.　当社所有の測定機器の管理

(a)　校正・検証

工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，校正の周期を定め管理するとともに，国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお，そのような標準が存在しない場合には，校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b)　識別管理

イ．　測定機器台帳による管理

工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，測定機器台帳に，校正日及び校正頻度を記載し，有効期限内であることを識別し管理する。

なお，測定機器が故障等で使用できない場合は，不適合管理により適切な識別を実施する。

ロ．　有効期限表示による識別

工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，測定機器の校正の状態を明確にするため，測定機器に校正有効期限を表示する。

b.　当社所有以外の測定機器の管理

工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，供給者所有の測定機器を使用する場合，「測定・試験装置管理基準」に基づき，測定機器が適切に管理されていることを確認する。

(2)　機器，弁及び配管等の管理

工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，機器，弁，配管等を，刻印，タグ，銘板，台帳，塗装表示等にて管理する。

4.　適合性確認対象設備の保守管理

本工事計画に基づく工事は，法令に基づく申請又は届出が必要な発電用原子炉施設の改造工事であることから，「保守管理業務要項」の「保全計画の策定」の中の「補修，取替え及び改造計画の策定」として，保守管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施する。

なお，保守管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を図4-1に示す。

4.1　使用開始前の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備の保全は，以下のとおり実施する。

4.1.1　新規制基準施行以前に設置している設備

新規制基準施行以前に設置している設備は，巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検，動作確認等）等の点検に加え保全計画の点検計画に従い分解点検，機能・性能試験等を実施し，異常のないことを確認する。

なお，長期停止している設備においては，「保守管理業務要項」に基づき特別な保全計画を策定し，実施する。

4.1.2　経過規定により工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

経過規定により工事を着手し，設置が完了している常設又は可搬の設備は，巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検，動作確認等）の計画を定め，設備の状態を点検し，異常のないことを確認する。

4.2　使用開始後の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備の使用開始後においては，新規制基準施行以前に設置していた設備と同様に，保守管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施する。

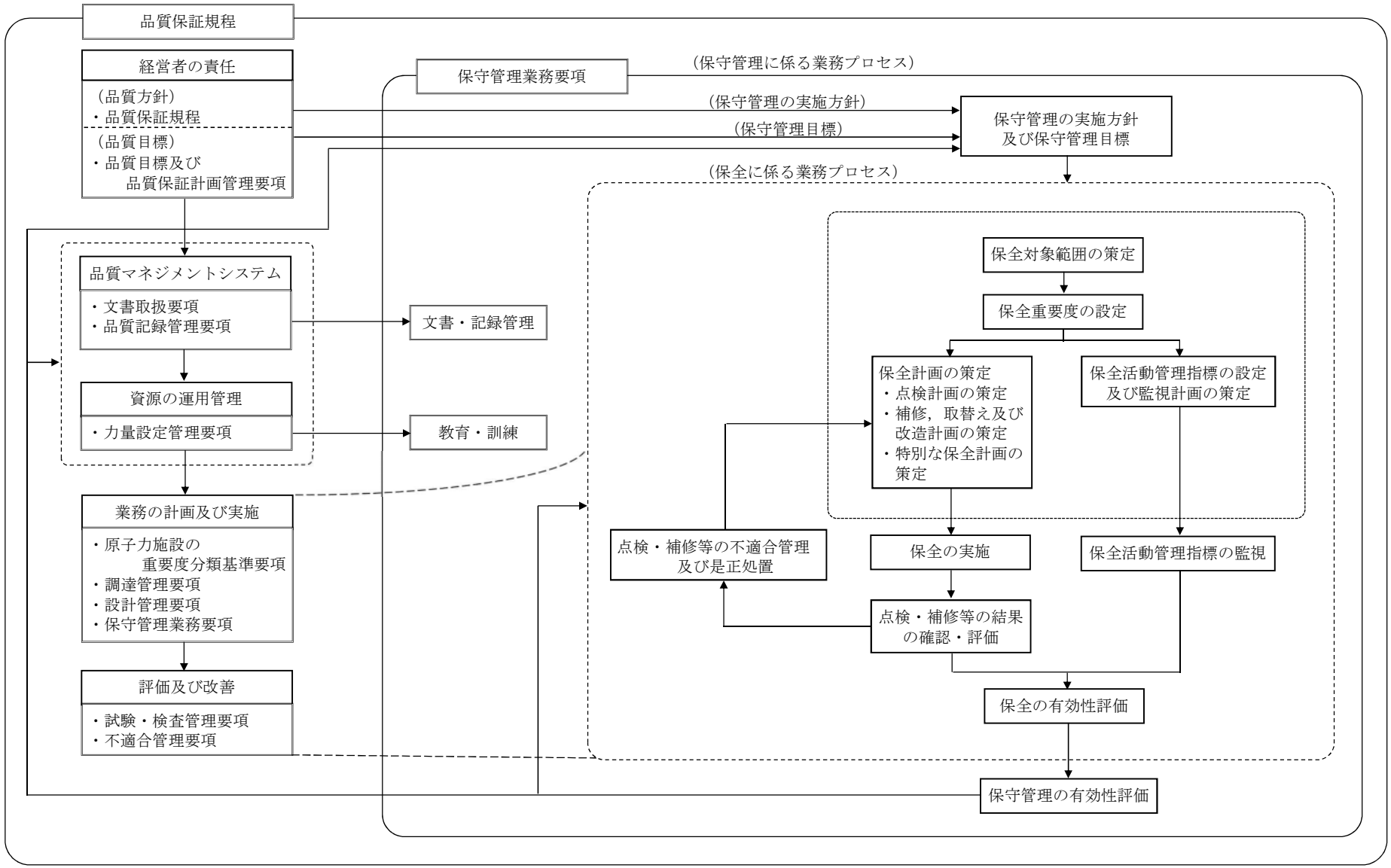


図 4-1　保守管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

様式－1

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化								
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定								
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）								
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施							
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証								
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成								
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認								
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施							
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施							

┈┈→：必要に応じて実施する。

様式－2（1／2）

設備リスト（例）（設計基準対象施設）

設置許可基準規則／技術基準規則 条文番号			設置許可基準規則及び解釈	技術基準規則及び解釈	必要な機能等	設備等	設備／運用	既設／新設	追加要求事項に対して必須の設備，運用か YES:○ No :×	実用炉規則別表第二の記載対象設備か 記載有:○ 記載無:× 判定不要:－	既工認に記載がされていないか 記載有:× 記載無:○ 判定不要:－	必要な対策が(a),(b),(c)のうち，どこに対応するか*	実用炉規則別表第二に関連する施設・設備区分	添八主要設備記載有無 記載有:○ 記載無:×	備　考

＊ ：(a),(b)及び(c)が示す分類は以下のとおり。
(a)：適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの工事計画書に記載されていない設備
(b)：適合性確認対象設備のうち認可済み又は届出済みの工事計画書に記載されている設備
(c)：適合性確認対象設備のうち要目表対象外の設備

様式－2（2／2）

設備リスト（例）（重大事故等対処設備）

設置許可基準規則／技術基準規則 条文番号			設置許可基準規則及び解釈	技術基準規則及び解釈	設備（既設＋新設）	添付八 設備仕様記載	系統	設備種別		設備 or 運用 設備：○ 運用：×	詳細設計に関する事項					フローによる分類*	実用炉規則別表第二に関連する施設・設備区分	備考
								既設 新設	常設 可搬		実用炉規則別表第二の記載対象設備か？ 対象　：○ 対象外：×	既工認に記載されているか？ 記載有：○ 記載無：×	使用目的が DBE と異なるか？ 異なる　：○ 同じ　　：× 判定不要：－	使用条件が DBE と異なるか？ 異なる　：○ 同じ　　：× 判定不要：－	重大事故クラスが DBE と異なるか？ 異なる　：○ 同じ　　：× 判定不要：－			

＊：①,②,③及び④が示す分類は以下のとおり。
①：新規の工事計画認可対象（要目表に記載）
②：既設のうち使用目的変更・使用条件変更・機器クラスアップのいずれかを伴う工事計画認可対象（要目表に記載）
③：既設のうち使用目的変更・使用条件変更・機器クラスアップのいずれも伴わない工事計画認可対象（要目表に記載）
④：実用炉規則別表第二の記載要求事項のうち要目表に該当しない工事計画認可対象設備（基本設計方針のみに記載）

様式－3

技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）

技術基準規則 第○○条（○○○○○）		条文の分類
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	

対象施設		適用要否判断	理由	備考
原子炉本体				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設				
原子炉冷却系統施設				
計測制御系統施設				
放射性廃棄物の廃棄施設				
放射線管理施設				
原子炉格納施設				
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備			
	常用電源設備			
	補助ボイラー			
	火災防護設備			
	浸水防護施設			
	補機駆動用燃料設備			
	非常用取水設備			
	敷地内土木構造物			
	緊急時対策所			
第 7，13 条への対応に必要となる施設（原子炉冷却系統施設）				

【記号説明】

○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設備がある。
□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。
△：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。
－：条文の適用を受ける設備がない。

NT2 補① V-1-10-1 R1

様式－4（1／2）

施設と条文の対比一覧表（例）（設計基準対象施設）

	総則			設計基準対象施設																																															
条文	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48
	適用範囲	定義	特殊な設計	地盤	地震	津波	外部衝撃	立ち入り防止	不法侵入	急傾斜地	火災	溢水	避難通路	安全設備	設計基準対象施設	全交流電源喪失	材料構造	破壊の防止	流体振動	安全弁	耐圧試験	監視試験片	炉心等	熱遮蔽材	一次冷却材	燃料取扱設備	バウンダリ	バウンダリ隔離装置	一次冷却材処理装置	逆止め弁	蒸気タービン	非常用炉心冷却設備	循環設備	計測装置	安全保護装置	反応度制御	制御棒	原子炉制御室	廃棄物処理設備	廃棄物貯蔵設備	汚染の防止	生体遮蔽	換気設備	原子炉格納施設	保安電源設備	緊急時対策所	警報装置等	準用
分類 ＼ 原子炉施設の種類	－	－	－	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	共通	共通	個別	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通
原子炉本体																																																		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																																																	
原子炉冷却系統施設																																																	
計測制御系統施設																																																	
放射性廃棄物の廃棄施設																																																	
放射線管理施設																																																	
原子炉格納施設																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 非常用電源設備																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 常用電源設備																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 補助ボイラー																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 火災防護設備																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 補機駆動用燃料設備																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 非常用取水設備																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 敷地内土木構造物																																																	
その他発電用原子炉の附属施設 緊急時対策所																																																	
第7，13条への対応に必要となる施設（原子炉冷却系統施設）＊																																																	

【記号説明】

○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設置がある。　△：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。

－：条文の適用を受ける設備がない。　□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。

＊：安全避難通路，火山，外部火災，竜巻への対応に必要な設備の基本設計方針は，原子炉冷却系統施設にて整理

様式－4（2／2）

施設と条文の対比一覧表（例）（重大事故等対処設備）

		重大事故等対処施設																													
条文		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	ﾍﾟﾘﾝﾀﾞﾘの減圧	低圧時の冷却	最終ﾋｰﾄｼﾝｸ	CV冷却	CV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用
分類 ＼ 原子炉施設の種類		共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通
原子炉本体																															
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																															
原子炉冷却系統施設																															
計測制御系統施設																															
放射性廃棄物の廃棄施設																															
放射線管理施設																															
原子炉格納施設																															
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																														
	常用電源設備																														
	補助ボイラー																														
	火災防護設備																														
	浸水防護施設																														
	補機駆動用燃料設備																														
	非常用取水設備																														
	敷地内土木構造物																														
	緊急時対策所																														

【記号説明】

○：条文要求に追加・変更がある。又は追加設置がある。　△：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。

－：条文の適用を受ける設備がない。　□：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。

様式－5

工認添付書類星取表（例）

東海第二発電所　申請対象設備					基本設計方針		要目表	別表第二　添付書類　【記号の定義】○：有　△：既工認読込　●or▲：主登録側で整理されるもの　－：なし								備考
					【耐震重要度分類】　＊ 耐震重要度分類については，「工認添付書類星取表　略語の定義」参照 【機器クラス】　＊ 機器クラスについては，「工認添付書類星取表　略語の定義」参照 ＊運用及び可搬型の設備については斜線とする。 【申請区分】 D-1：耐震基準変更 （耐震Ｓクラス） （B,Cクラスの Ｓクラスへの波及的影響） （共振のおそれのある耐震Ｂクラス設備） D-2：RCPB 範囲拡大 D-3：基準変更・追加又は別表変更・追加 D-4：別表該当なし D-5：記載の適正化 D-6：使用前検査未完了分	【設備分類】 設備分類については，「工認添付書類星取表　略語の定義」参照 【機器クラス】 機器クラスについては，「工認添付書類星取表　略語の定義」参照 【申請区分】 S-1：ＳＡ新設（既設の新規登録含む） S-2：ＤＢのＳＡ使用（条件変更なし） S-3：ＳＡ既設条件アップ S-4：ＳＡ既設クラスアップ S-5：ＳＡ既設使用目的変更 S-6：基本設計方針 S-7：ＳＡ別表追加等									
別表第二				機器名	技術基準条文	兼用する場合の施設・設備区分		設計基準対象施設（ＤＢ）			重大事故等対処設備（ＳＡ）			「◎」：申請対象（新規） 「○」：申請対象（既工認登録済み） 「□」：申請対象（既工認登録なし） 「△」：記載の適正化 「×」：無									
発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統	機器区分		様式－2	主登録	兼用登録	耐震重要度分類（当該設備）	機器クラス（当該設備）	申請区分	設備分類（当該設備）	機器クラス（当該設備）	申請区分										

各条文の設計の考え方（例）

第○条（○○○○○）

１．技術基準の条文，解釈への適合性に関する考え方

No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項-号	解釈	説明資料等

２．設置許可本文のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方

No.	項目	考え方	説明資料等

３．設置許可添八のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方

No.	項目	考え方	説明資料等

４．詳細な検討が必要な事項

No.	記載先

様式－7

要求事項との対比表（例）

実用発電用原子炉 及び その附属施設の技術 基準に関する規則	東二工事計画認可 申請書 基本設計方針（前）	東二工事計画認可 申請書 基本設計方針（後）	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置許可，基本設計 方針及び技術基準と の対比	備　考

様式－8

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

○○施設			基本設計方針							
			関連条文	○○条			△△条			
			要求種別							
設備区分	機器区分	関連条文	設備名称	工認設計結果 （上：要目表／設計方針） （下：記録等）	設備の具体的設計結果 （上：設計結果） （下：記録等）	確認方法	工認設計結果 （上：要目表／設計方針） （下：記録等）	設備の具体的設計結果 （上：設計結果） （下：記録等）	確認方法
		○○条							
		△△条							
技術基準要求設備 （要目表として記載要求のない設備）		◇◇条							
		□□条							

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）（例）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3　設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4　調達」の適用有無	備　考

建設当時からの品質保証体制

当社は，東海第二発電所（昭和48年4月工事着工）の建設当時から，昭和45年に公布された米国連邦規則10CFR50付録B「Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plant and Fuel Reprocessing Plants」を参考に，昭和47年に(社)日本電気協会によって制定された「原子力発電所建設の品質保証手引」（ＪＥＡＧ４１０１－1972）の内容を参考とした品質保証活動を行ってきた。

これ以降，ＪＥＡＧ４１０１の改正を適宜反映しながら，発電所の工事に関する品質を確保してきた。

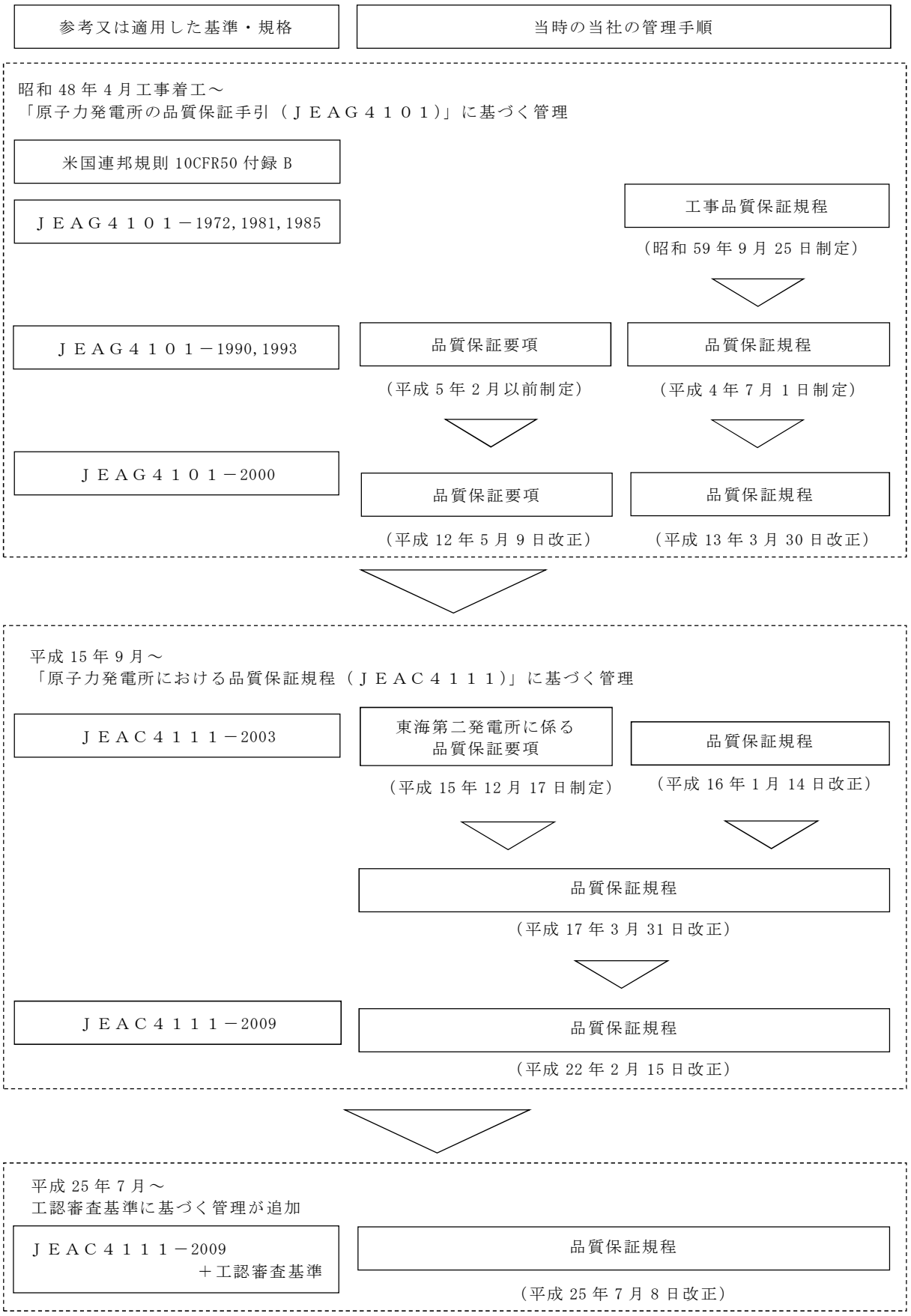
平成15年には「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」の改正により，品質保証計画書を保安規定に定めることが義務化され，それにあわせて，ＪＥＡＧ４１０１からＪＥＡＣ４１１１「原子力発電所における安全のための品質保証規程」に移行されたことを受けて，当社の品質保証体制を再構築し，現在に至っている。

このような品質保証活動の中で,一貫して行ってきた根幹となる品質保証活動について,安全文化を醸成する活動につながる視点を用いて整理した結果を別表1に示す。

また，建設当時からの文書及び記録に関する管理とそのベースとなる民間規格の変遷及びそれらが工認審査基準と相違ないことを別図1に示す。

別表1　安全文化を醸成する活動につながる品質保証活動

No.	安全文化を醸成する活動につながる主な視点	品質保証体制を構築した以降の安全文化を醸成する活動につながる品質保証活動
1	原子力安全に対する個人及び集団としての決意の表明と実践	・品質保証体制の確立と確実な遂行の確認
2	原子力安全に対する当事者意識の高揚	
3	コミュニケーションの奨励と人的・組織的問題の報告を重視する開かれた文化の構築	・必要な会議の実施 ・報告・連絡・相談，TBM（ツール・ボックス・ミーティング）や現場立会いでの注意喚起とコミュニケーション ・社員，協力会社表彰活動
4	構築物，系統及び機器の欠陥に関する報告	・懸案事項とその処置の検討 ・不適合に対する処置と是正処置の確認 ・業務改善や設備改善提案に対する対応
5	特定された問題及び改善提案に対する迅速な対応	
6	継続的に安全と安全文化を高め，改善するための手段	・試験時の安全管理 ・報告書における供給者所見・考察の記入
7	組織及び個人の責任と説明責任	・組織及び業務分担の明確化
8	問い掛ける姿勢及び学習する姿勢の奨励と慢心を戒める方策の模索と実施	・品質管理に関する教育の実施 ・定検反省会の実施
9	安全及び安全文化に関する重要な要素についての共通の理解の促進	・業務の各段階におけるルールの明確化 ・試験時の安全管理
10	自らの業務及び職揚環境に関連したリスクの意識と起こりうる結果の理解の促進	・問題点，懸案事項に対する検討と処置 ・KY（危険予知）活動
11	すべての活動における慎重な意思決定	・レビュー・承認の明確化 ・供給者に対する管理方法の明確化



別図1　文書及び記録に関する管理と文書体系の主な変遷

当社におけるグレード分けの考え方

当社では，設計管理（本文品質保証計画「7.3　設計・開発」のプロセス適用）及び調達管理（本文品質保証計画「7.4　調達」のプロセス適用）に係る業務の実施に際し，原子力安全に及ぼす影響に応じてグレード分けの考え方を適用している。

グレード分けの考え方の適用については以下のとおりである。

1.　当社におけるグレード分けの考え方

当社におけるグレード分けは，「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき，社内規程「原子力施設の重要度分類基準要項」及び「原子力発電施設の重要度分類基準」に規定している。

各設備のグレード分けについては，別表1に示す重要度分類「Ａ」，「Ｂ」及び「Ｃ」の3区分とし，これに基づき品質保証活動を実施する。

また，重大事故等対処設備（以下「ＳＡ設備」という。）の重要度分類については，一律「Ａ」とする。

ただし，ＳＡ設備の中でも原子力特有の技術仕様を要求しない一般産業品を調達する場合は，調達文書において重要度分類「Ｃ」として調達し，当社において実施する検査（試験）により，ＳＡ設備としての品質を確保する。

2.　設計管理に係るグレード分けの適用

設計管理に係る品質保証活動については，本文品質保証計画の「7.3 設計・開発」を適用することから，社内規程「設計管理要項」において，発電用原子炉施設の補修，取替え及び改造の設計業務に適用することが規定されている。

本工事計画における設計管理に係る活動内容とその標準的な業務フローを別図1（1／3）に示す。

なお，「7.3 設計・開発」を適用しない工事等については，「7.4　調達」に従い品質保証活動を実施する。

3.　調達管理に係るグレード分けの適用

調達管理に係る品質保証活動については，本文品質保証計画の「7.4　調達」を適用することから，調達する製品の重要度分類に応じた別表2に示す調達管理程度を踏まえて，調達文書で調達要求事項を明確にし，品質保証活動を実施する。

本工事計画における調達管理に係る活動内容を「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に示すとともに，その標準的な業務フローを別図1（2／3）及び別図1（3／3）に示す。

別表1　原子力施設の重要度分類基準

重要度分類	定　　義	機　　能
A	(1)その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷，又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある設備	①原子炉冷却材圧力バウンダリ ②過剰反応度の印加防止機能 ③炉心形状の維持機能
	(2)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する設備	①原子炉の緊急停止機能 ②未臨界維持機能 ③原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ④原子炉停止後の除熱機能 ⑤炉心冷却機能 ⑥放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能
	(3)前号以外の安全上必須な設備	①工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ②安全上特に重要な関連機能
	(4)発電所の出力低下又は停止に直接つながる設備，又は予備機がなく故障修理のため発電所停止を必要とする設備	—
B	(1)その損傷又は故障により発生する事象によって，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある設備	①原子炉冷却材を内蔵する機能 ②原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能 ③燃料を安全に取扱う機能
	(2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，炉心冷却が損なわれる可能性の高い設備	安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能
	(3)前2号の設備の損傷又は故障により，敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくする設備	①燃料プール水の補給機能 ②放射性物質放出の防止機能
	(4)異常状態への対応上特に重要な設備	①事故時のプラント状態の把握機能 ②異常状態の緩和機能 ③制御室外からの安全停止機能
	(5)異常状態の起因事象となるものであって，上記以外の設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	①原子炉冷却材保持機能 ②原子炉冷却材の循環機能 ③放射性物質の貯蔵機能 ④電源供給機能 ⑤プラント計測・制御機能 ⑥プラント運転補助機能
	(6)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障ない程度に低く抑える設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	①核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 ②原子炉冷却材の浄化機能
	(7)運転時の異常な過渡変化があっても，事象を緩和する設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	①原子炉圧力の上昇の緩和機能 ②出力上昇の抑制機能 ③原子炉冷却材の補給機能
	(8)異常状態への対応上必要な設備 （原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。）	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能
	(9)発電所の出力低下又は停止に直接つながらないが，故障修理のため発電所を停止する必要のある設備	—
	(10)予備機はあるが高線量で保修困難な設備	—
C	A，B以外の設備	—

別表 2　調達管理程度表

要求項目	重要度分類	
	A，B	C
1.調達要求事項		
(1)供給者の業務範囲に関する事項	○	○
(2)技術業務に関する事項	○	○
(3)資格・認定・力量に関する事項	○	○
(4)適用法令，規格，基準等に関する事項	○	○
(5)試験・検査等に関する事項	○	○
(6)提出文書に関する事項	○	○
(7)品質保証体制の確立に関する事項	○	－
(8)品質保証計画に関する事項	○	－
(9)供給者の外注先に対する管理に関する事項	○	－
(10)監査等に関する事項	○	－
(11)供給者又は外注先等構内への立入に関する事項	○	－
(12)教育・訓練に関する事項	○	○
(13)安全文化を醸成するための活動に関する事項	○	○
(14)不適合の報告及び処理に関する事項	○	○
(15)許認可申請等に係る解析業務に関する事項	○	○
2.供給者の評価	○	－

（○：基本的要求事項*，－：原則として要求を必要としない事項*）

＊：調達する製品が一般産業品の場合は，要求事項を変更することができる。

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー 当社	設計，工事及び検査の業務フロー 供給者	組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所 本店	発電所	供給者	実施内容	添付本文（記載項目）	証拠書類
調達要求事項作成のための設計	設計・開発の計画 ↓ 設計・開発へのインプット ↓ レビュー ↓ 設計・開発からのアウトプット ↓ 設計・開発のレビュー ↓ 設計・開発の検証		◎	◎	－	設計を主管するグループのマネージャーは，設計へのインプットとして要求事項を明確にした「技術検討書」又は「工事計画検討書」を作成し，「技術検討書」又は「工事計画検討書」の承認過程で適切性をレビューする。 工事を主管するグループのマネージャーは，設計からのアウトプットとして「決裁書」及び「調達文書」を作成し，「決裁書」及び「調達文書」の承認過程でレビューするとともに，インプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証を実施する。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・技術検討書又は工事計画検討書 ・決裁書 ・調達文書
発注	↓ 供給者の評価・選定・発注		◎	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，決裁された「決裁書」に添付した「調達文書」にて，契約を主管するグループのマネージャーに契約の手続きを依頼する。 契約を主管するグループのマネージャーは，重要設備取引先等の中から工事等の要求品質，価格，規模，納（工）期，技術力，実績等に基づき取引先を選定する。	・3.5.1 供給者の技術的評価 ・3.5.2 供給者の選定 ・3.5.3 調達製品の調達管理	・決裁書 ・調達文書 ・供給者の評価記録
設備の設計	設計・開発の検証 ↔	供給者の設計 ↓ 詳細設計図書	◎	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，供給者の品質保証システムを審査するために重要度分類に応じて「品質保証計画書」を提出させ，審査・承認する。（ただし，定期的に提出されている場合はこの限りではない。） また，供給者の詳細設計結果を「確認図書」として提出させ，「設計図書レビュー・検証記録」等により審査・承認し，「最終図書」として提出させる。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・品質保証計画書 ・確認図書 ・設計図書レビュー・検証記録等 ・最終図書
工事及び検査	設計・開発の妥当性確認 ↔ （工場での検査（試験）） ↓ 図書の審査 ↓ 設計・開発の妥当性確認 ↔ （現地での検査（試験））	製作 ↓ 現地作業関連図書 ↓ 現地据付工事	－	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，調達要求事項を満たしていることを確実にするために，供給者から「工事要領書」，「検査（試験）要領書（工場，現地）」等の必要な図書を提出させ，審査・承認する。 検査を主管するグループのマネージャーは，「社内検査要領書」を作成し，それに基づき社内検査を実施し，検査（試験）記録を作成する。 また，供給者の検査（試験）の結果を立会い又は記録により確認する。 工事を主管するグループのマネージャーは，工事及び検査の結果を「工事報告書」として提出させる。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・工事要領書 ・検査（試験）要領書（工場，現地） ・社内検査要領書 ・検査（試験）記録 ・工事報告書

別図 1（1／3）　設計管理フロー

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文（記載項目）	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
調達要求事項の作成	調達文書の作成		◎	◎	－	工事を主管するグループのマネージャーは「決裁書」及び「調達文書」を作成し，調達のための決裁手続きを実施する。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・決裁書 ・調達文書
発注	供給者の評価・選定・発注		◎	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，決裁された「決裁書」に添付した「調達文書」にて，契約を主管するグループのマネージャーに契約の手続きを依頼する。 契約を主管するグループのマネージャーは，重要設備取引先等の中から工事等の要求品質，価格，規模，納（工）期，技術力，実績等に基づき取引先を選定する。	・3.5.1 供給者の技術的評価 ・3.5.2 供給者の選定 ・3.5.3 調達製品の調達管理	・決裁書 ・調達文書 ・供給者の評価記録
設備の設計	調達製品の検証	供給者の設計 詳細設計図書	◎	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，供給者の品質保証システムを審査するために重要度分類に応じて「品質保証計画書」を提出させ，審査・承認する。（ただし，定期的に提出されている場合はこの限りではない。） また，供給者の詳細設計結果を「確認図書」として提出させ，「設計図書レビュー・検証記録」等により審査・承認し，「最終図書」として提出させる。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・品質保証計画書 ・確認図書 ・設計図書レビュー・検証記録等 ・最終図書
工事及び検査	調達製品の検証（工場での検査（試験）） 図書の審査 設計・開発の妥当性確認（現地での検査（試験））	製作 現地作業関連図書 現地据付工事	－	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，調達要求事項を満たしていることを確実にするために，供給者から「工事要領書」，「検査（試験）要領書（工場，現地）」等の必要な図書を提出させ，審査・承認する。 検査を主管するグループのマネージャーは，「社内検査要領書」を作成し，それに基づき社内検査を実施し，検査（試験）記録を作成する。 また，供給者の検査（試験）の結果を立会い又は記録により確認する。 工事を主管するグループのマネージャーは，工事及び検査の結果を「工事報告書」として提出させる。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・工事要領書 ・検査（試験）要領書（工場，現地） ・社内検査要領書 ・検査（試験）記録 ・工事報告書

別図 1（2／3）　調達管理フロー（1）

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文（記載項目）	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
調達要求事項の作成	調達文書の作成		◎	◎	－	工事を主管するグループのマネージャーは「決裁書」及び「調達文書」を作成し，調達のための決裁手続きを実施する。	・3.5 本工事計画における調達管理の方法	・決裁書 ・調達文書
発注	供給者の評価・選定・発注		◎	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，決裁された「決裁書」に添付した「調達文書」にて，契約を主管するグループのマネージャーに契約の手続きを依頼する。 契約を主管するグループのマネージャーは，重要設備取引先等の中から工事等の要求品質，価格，規模，納（工）期，技術力，実績等に基づき取引先を選定する。	・3.5.1 供給者の技術的評価 ・3.5.2 供給者の選定 ・3.5.3 調達製品の調達管理	・決裁書 ・調達文書 ・供給者の評価記録
工事及び検査	調達製品の検証 （受入検査，社内検査）	製作・性能検査 出荷	－	◎	○	工事を主管するグループのマネージャーは，必要に応じ供給者から「検査成績書」等を提出させて確認する。 工事を主管するグループのマネージャーは，受入検査を実施し，「受入検査記録」を作成する。 検査を主管するグループのマネージャーは，必要に応じ「社内検査要領書」を作成し，それに基づき社内検査を実施し，検査（試験）記録を作成する。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・検査成績書 ・受入検査記録 ・社内検査要領書 ・検査（試験）記録

別図１（3／3）　調達管理フロー（2）

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から，設置変更許可申請書本文に記載している，適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」，及び設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。

2. 技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で，設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項がある場合は，その理由を様式－6「各条文の設計の考え方（例）」に明確にした上で記載する。

3. 自主的に設置したものは，原則として記載しない。

4. 基本設計方針は，必要に応じて並び替えることにより，技術基準規則の記載順となるように構成し，箇条書きにする等表現を工夫する。

5. 基本設計方針の作成に当たっては，必要に応じ，以下に示す考え方で作成する。

(1) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち，「性能」を記載している設計方針は，技術基準規則への適合性を確保する上で，その「性能」を持たせるために特定できる手段が分かるように記載する。

また，技術基準規則への適合性を確保する観点で，設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

なお，手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。

(2) 設置変更許可申請書本文の記載事項のうち「運用」は，「基本設計方針」として，運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件が分かる程度の記載を行うとともに，運用を定める箇所（品質マネジメントシステムの二次文書で定める場合は「保安規定」を記載する。）の呼込みを記載し，必要に応じ，当該施設に関連する実用炉規則別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。

また，技術基準規則の本文及び解釈への適合性を確保する観点で，設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

(3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は，工事計画認可申請書

の添付書類として担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。

a. 評価結果が示されている場合，評価結果を受けて必要となった措置のみを工事計画認可申請の対象とする。

b. 今後評価することが示されている場合，評価する段階（設計又は工事）を明確にし，評価の方法及び条件，並びにその評価結果に応じて取る措置の両方を設計対象とする。

(4) 各条文のうち，要求事項が該当しない条文については，該当しない旨の理由を記載する。

(5) 条項号のうち，適用する設備がない要求事項は，「適合するものであることを確認する」という工事計画認可申請の審査の観点を踏まえ，当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。

(6) 技術基準規則の解釈等に示された指針，原子力規制委員会文書，（旧）原子力安全・保安院文書，他省令等の呼込みがある場合は，以下の要領で記載を行う。

a. 設置時に適用される要求等，特定の版の使用が求められている場合は，引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。

b. 監視試験片の試験方法を示した規格等,条文等で特定の版が示されているが,保守管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は，保安規定等の運用の担保先を示すとともに，当該文書名及び必要に応じそのコード番号を記載する。

c. 解釈等に示された条文番号は，当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し，条文番号は記載せず，条文が特定できる表題で記載する。

d. 条件付の民間規格又は設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は，可能な限りその条件等を文章として反映する。

また，設置変更許可申請書の添付書類を呼び込む場合は，対応する本文のタイトルを呼び込む。

なお,文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼込みは行わない。

本工事計画における解析管理について

本工事計画に必要な解析のうち，調達（「3.5　本工事計画における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析は，「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成22年12月発行，一般社団法人日本原子力技術協会）」及び「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成26年3月改定，一般社団法人原子力安全推進協会）」に示される要求事項に，当社の要求事項を加えて策定した「設計管理要項」及び「調達管理要項」により，供給者への許認可申請等に係る解析業務の要求事項を明確にしている。

当社と供給者の解析業務の流れを別図1に示すとともに，本工事計画の解析業務の調達の流れを別図2に示す。

また，過去に国に提出した解析関係書類でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況を別表1に示す。

1.　調達文書の作成

解析業務を主管するグループのマネージャーは，解析業務に係る必要な品質保証活動として，通常の調達要求事項に加え，「設計管理要項」及び「調達管理要項」で定める許認可申請等に係る解析業務の要求事項を追加要求する。

2.　解析業務の計画

解析業務を主管するグループのマネージャーは，供給者から解析業務を実施する前に下記事項の計画（どの段階で，何を目的に，どのような内容で，誰が実施するのか）を明確にした解析業務計画書を提出させ，解析業務の検証を確実に実施する。

(1)　解析業務の作業手順（デザインレビュー，審査方法，時期等を含む。）
(2)　解析結果の検証
(3)　業務報告書の確認
(4)　解析業務の変更管理
(5)　入力データ及び出力結果の識別管理

また，解析業務を主管するグループのマネージャーは，供給者の解析業務に変更が生じた場合,及び契約締結後に当社の特別な理由により契約内容等に変更の必要が生じた場合は,「3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき必要な手続きを実施する。

3.　解析業務の実施

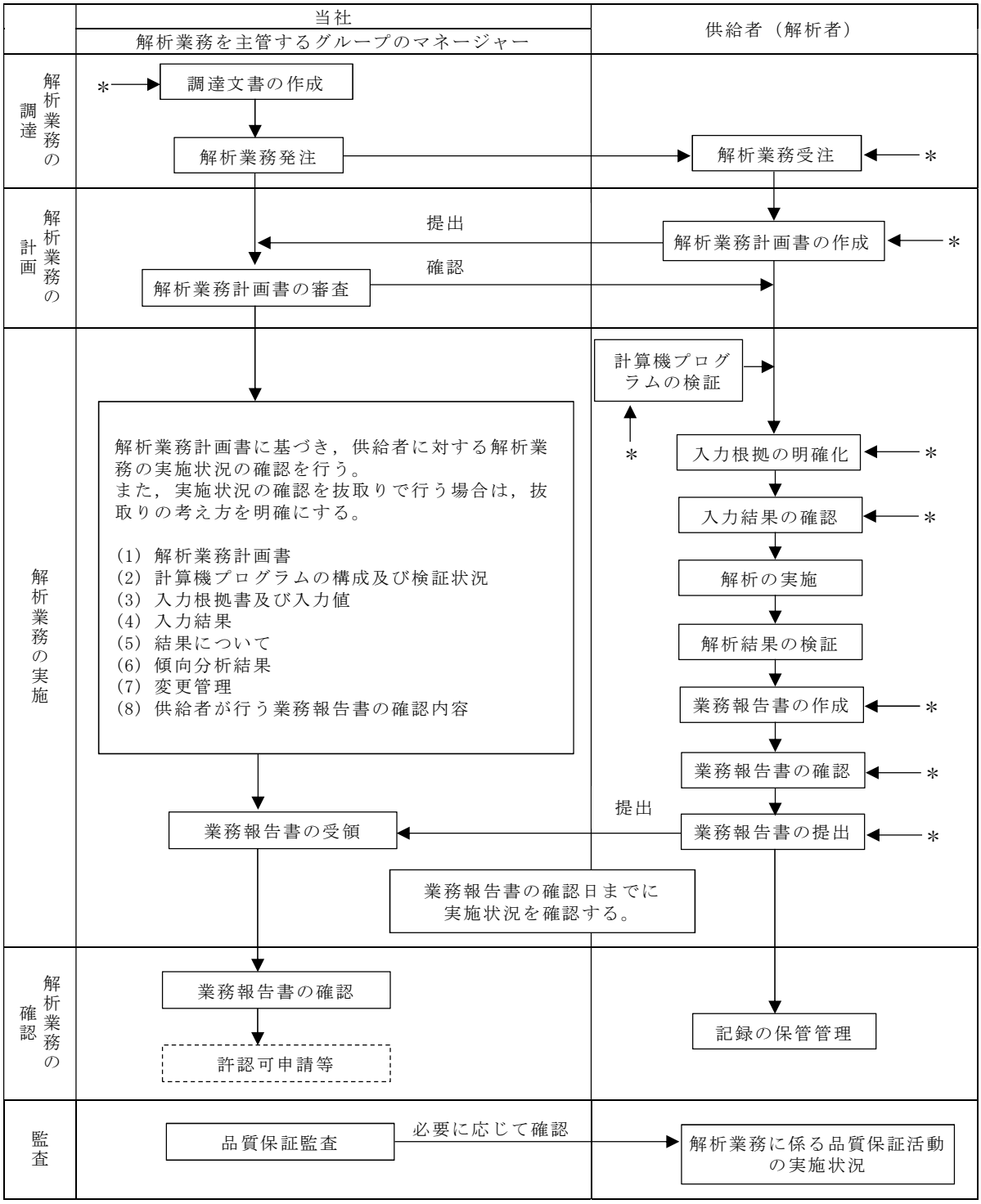
解析業務を主管するグループのマネージャーは，供給者から業務報告書が提出されるまでに解析業務が確実に実施されていることを確認する。

当社の供給者に対する確認の結果は「解析実施状況確認記録」等を使用して明確にする。

具体的な確認の視点を別表2に示す。

4. 業務報告書の確認

解析業務を主管するグループのマネージャーは，供給者から提出された業務報告書が要求事項に適合していること，また供給者が実施した検証済みの解析結果が適切に反映されていることを確認する。



＊：解析業務に変更が生じる場合は，各段階においてその変更を反映させる。

別図1　解析業務の流れ

管理の段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎：主管箇所 ○：関連箇所			実施内容	添付本文 （記載項目）	証拠書類
	当社	供給者	本店	発電所	供給者			
調達文書の作成	調達文書の作成		◎	◎	－	解析業務を主管するグループのマネージャーは，「調達文書」を作成し，解析業務に係る要求事項を明確にする。	・3.5.1 供給者の技術的評価 ・3.5.2 供給者の選定 ・3.5.3 調達製品の調達管理	・調達文書
解析業務の計画	解析業務計画書の確認	解析業務計画書の作成，確認	◎	◎	○	解析業務を主管するグループのマネージャーは，供給者から提出された「解析業務計画書」で計画（解析業務の作業手順（デザインレビュー，審査方法，時期等を含む。），解析結果の検証，業務報告書の確認，解析業務の変更管理，入力データ及び出力結果の識別管理）が明確にされていることを確認する。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・解析業務計画書 （供給者提出）
解析業務の実施	解析実施状況の確認	解析業務の実施	◎	◎	○	解析業務を主管するグループのマネージャーは，「解析実施状況確認記録」を用いて，実施状況（解析業務計画書，計算機プログラムの構成及び検証状況，入力値根拠及び入力値，入力結果，結果について，傾向分析結果，変更管理，供給者が行う業務報告書の確認内容）について確認する。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・解析実施状況確認記録
業務報告書の確認	業務報告書の確認	業務報告書の作成，確認	◎	◎	○	解析業務を主管するグループのマネージャーは，供給者から提出された「業務報告書」で，供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。	・3.5.3 調達製品の調達管理	・業務報告書 （供給者提出）

別図２　本工事計画に係る調達管理の流れ（解析）

別表１　国に提出した解析関係書類でデータ誤りがあった不適合事例とその対策実施状況

No.	不適合事象とその対策	
1	報告年月	平成 22 年 3 月
	件名	東海発電所の廃止措置計画認可申請等における放射能評価計算の入力データの一部誤りについて
	事象	平成 18 年 3 月 10 日付けで申請した「東海発電所廃止措置計画認可申請書」の放射化放射能濃度の評価及び平成 18 年 6 月 2 日付けで申請した「東海発電所において用いられた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書」の放射性物質組成の評価に使用されている原子炉領域中性子フルエンス率計算の入力データの一部に誤りがあることが判明した。 原因は，計算当時許認可申請に係る解析計算に対する品質保証関係のルールがない状況であったため，チェックが不十分であった。
	対策実施状況	審査・承認者及び解析担当者に対する事例教育の実施によるチェック機能の強化並びにより厳格に管理を徹底するための確認要領を新たに品質保証プロセスに規定した。
2	報告年月	平成 23 年 12 月
	件名	東海第二発電所に関する耐震安全性評価報告書（耐震バックチェック報告書）の原子炉建屋の地震応答解析モデルにおける入力データの一部誤りについて
	事象	平成 23 年 8 月 22 日，原子力安全・保安院（当時）からの指示「耐震安全性評価報告書の再点検について（指示）」を受けて，東海第二発電所に関する耐震評価中間報告書の再点検を実施したところ，原子炉建屋の地震応答解析モデルにおける入力データの一部に誤りがあったことを確認した。 入力データ誤りの発生は，下記の点が十分でなかったことが原因であった。 ・入力データの前提となる表計算結果の確認手順 ・解析業務実施者以外のレビューは実施されてはいたものの，入力データや表計算に至るまでの詳細なチェック ・解析業務実施者以外のレビューに係る詳細なチェックの規程化
	対策実施状況	（供給者） ・解析業務の実施に係る基準を改善した。 ・解析業務の実施に係る基準の遵守，表計算内容についての第三者を含めたチェックの確実な実行を関係者へ周知。また，本不具合事例を記録して情報を共有し社内教育で徹底した。 （当社） ・解析業務に携わる関係部門に対して，本事象の詳細について周知し，同様の不具合の発生に努めた。
3	報告年月	平成 30 年 2 月（原因），平成 30 年 3 月（対策及び水平展開）
	件名	東海第二発電所 設置変更許可申請書の審査資料における燃料有効長頂部の寸法値に係る対策及び水平展開について
	事象	設置変更許可申請書（平成 29 年 11 月補正）の安全審査資料における燃料有効長頂部（以下「TAF」という。）に係る一部の記載について，原子力規制庁からの指摘により本来と異なることを確認した。 調査の結果，原子炉圧力容器に係る第２種図面に本来と異なる TAF の値が記載されており，この値が同申請書及び安全審査資料（以下「申請書等」という。）の一部に用いられたためであることが判明した。 原因は，図面から数値を引用する際に，「ＲＥＦ．」（リファレン

		ンス）とその他の数値を区別して使用する慣習及びルールがなかったため，参考値を正しいものとして使用を継続したためである。
	対策実施状況	申請書等における本来と異なるTAFの値及び関連する記載について調査した結果，28文書に適正化が必要と判断した。28文書のうち20文書については，文書上の記載の適正化の範疇であり，残りの安全審査資料8文書（プラント停止時の有効性評価）については再評価を行った結果，評価内容の変更には至らないことを確認した。 これより，申請書等の一部の記載は適正化するが，評価及び対策の有効性については変更ないことから，申請書等の記載について信頼性は確保されていると考えられることを報告した。 その後，設置変更許可の補正を平成30年5月31日に実施し，記載の適正化を完了した。 設置変更許可に係る業務については下記の再発防止対策を実施した。 ・社内規程「官庁定期報告書作成及び官庁対応業務要項」に記載内容のチェックに関する実施計画を定めているが，実施計画に含む具体例として，「参考値ではない数値が記載されているか」を追加した。 ・「設置変更許可申請書補正書の記載内容の実施計画書」を改正し，ダブルチェックのチェック項目に「根拠資料に参考値として記載されている数値が使用されていないか確認すること。」を追加した。 工事計画認可申請に係る業務について下記の再発防止対策を実施した。 ・社内規程「官庁検査等対応手引書」のチェックシートに，「数値の確認においては，設計図書等に参考値として記載されている数値が使用されていないことを確認する。」旨を反映した。 ・「工事計画認可申請書作成に係る実施計画書」を改正し，「数値の確認においては，設計図書等に参考値として記載されている数値が使用されていないことを確認する。」を追加した。

別表 2　解析業務を実施する供給者に対する確認の視点

No.	検証項目	当社の供給者に対する確認の視点
1	解析業務計画書	・解析業務の作業手順（デザインレビュー，審査方法，時期等含む。），解析結果の検証，業務報告書の確認，解析業務の変更管理，入力データ及び出力結果の識別管理等の計画が解析業務計画書において明確にされていること。
2	計算機プログラムの構成及び検証状況	・計算機プログラムの構成状況（単一のプログラム／複数のプログラムの組み合せ）の確認。 ・計算機プログラム（複数のプログラムの組み合せで構成されている場合には，個々のプログラム及びそれらのインターフェース（受け渡しされるデータの単位，桁数，正負符号等）の整合性を含む。）が，検証されたものであること。
3	入力根拠書及び入力値	・入力根拠を明確にしており，計算機プログラムへの入力を正確に実施していること。
4	入力結果	・計算機プログラムへの入力が正確に実施されたことを確認していること。
5	結果について	・解析結果の検証項目と内容を明確にし，解析結果の検証を実施していること。 ・計算機プログラム結果は，異常終了なし（エラーメッセージなし）で終了していること。
6	傾向分析結果	・解析結果の連続性や過去の計算結果との比較等の傾向分析により，異常なデータではないことを確認していること。
7	変更管理	・解析結果に影響がある変更が発生した場合，解析業務における変更管理が各段階において適切に実施されていること。
8	供給者が行う業務報告書の確認内容	・当社の要求する解析業務の業務報告書が所定の要求事項に適合し，また供給者が実施した検証済みの解析結果が，適切に業務報告書に反映されていることの確認を実施していること。

当社における設計管理・調達管理について

1. 供給者の技術的評価

契約及び調達を主管するグループのマネージャーは,供給者(以下「取引先」という。)が要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として，重要度分類に応じて取引先の審査，登録及び登録更新を「重要設備取引先登録要項」に基づき実施する。

1.1 取引先の審査

調達を主管するグループのマネージャーは,取引希望先に対し,契約前に提供能力,信頼性，技術力，実績，品質保証体制等について審査を実施する。

1.2 取引先の登録

契約を主管するグループのマネージャーは，審査の結果，登録対象となったものについて，重要設備取引先に登録する。なお，登録の有効期間は，登録後4年間とする。

1.3 取引先の登録更新

契約を主管するグループのマネージャーは，登録した重要設備取引先について，継続取引を実施する場合，有効期間内に「1.2　取引先の登録」の手続きを準用し，登録更新の手続きを行う。

2. 調達文書作成のための設計について

設計，工事及び検査を主管するグループのマネージャーは，本文品質保証計画「7.3 設計・開発」を適用する場合は，「設計管理要項」及び「調達管理要項」に基づき以下に示す「2.1　設計・開発の計画」から「2.8　設計・開発の変更管理」の設計管理に係る調達文書作成のための設計等の各段階の活動を実施する。

なお，調達文書作成のための設計の流れを別図1に示す。

2.1 設計・開発の計画

以下の事項を明確にした「設計管理要項」に定めた計画に従い設計業務を遂行する。

(1)　設計・開発の段階（インプット，アウトプット，検証及び妥当性確認）

(2)　設計・開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認

(3)　設計・開発に関する責任及び権限

2.2 設計・開発へのインプット

設計・開発へのインプットとして，以下の要求事項を明確にした技術検討書又は工事計画検討書等を作成する。

(1) 機能及び性能に関する要求事項

(2) 適用される法令・規制要求事項

(3) 適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報

(4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

2.3 インプット作成段階のレビュー

技術検討書又は工事計画検討書等の承認過程で，技術検討書又は工事計画検討書の適切性をレビューする。

2.4 アウトプットの作成

アウトプットとして調達文書を作成する。

アウトプットは，設計・開発のインプットの要求事項，「調達管理要項」に定められた要求事項等を満たすように作成する。

2.5 アウトプットの作成段階のレビュー及び検証

調達文書の承認過程で，調達文書が「調達管理要項」に定められた要求事項等を満たすように作成していることを確認するためにレビューするとともに，調達文書がインプットの要求事項を満たしていることを確実にするために検証する。

インプット及びアウトプットのレビュー及び検証の結果の記録並びに必要な処置があればその記録を維持する。

なお，レビューには，他室・グループと設計取り合いがある場合は関連グループマネージャーを含める。

また，検証は原設計者以外の者が実施する。

2.6 設計・開発の検証（設備の設計段階）

設計図書及び検査（試験）要領書の審査・承認の段階で，調達要求事項を満足していることを検証し，検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

なお，検証は原設計者以外の者が実施する。

2.7 設計・開発の妥当性確認

工事段階で実施する検査（試験）の結果により，設計・開発の妥当性を確認する。

2.8 設計・開発の変更管理

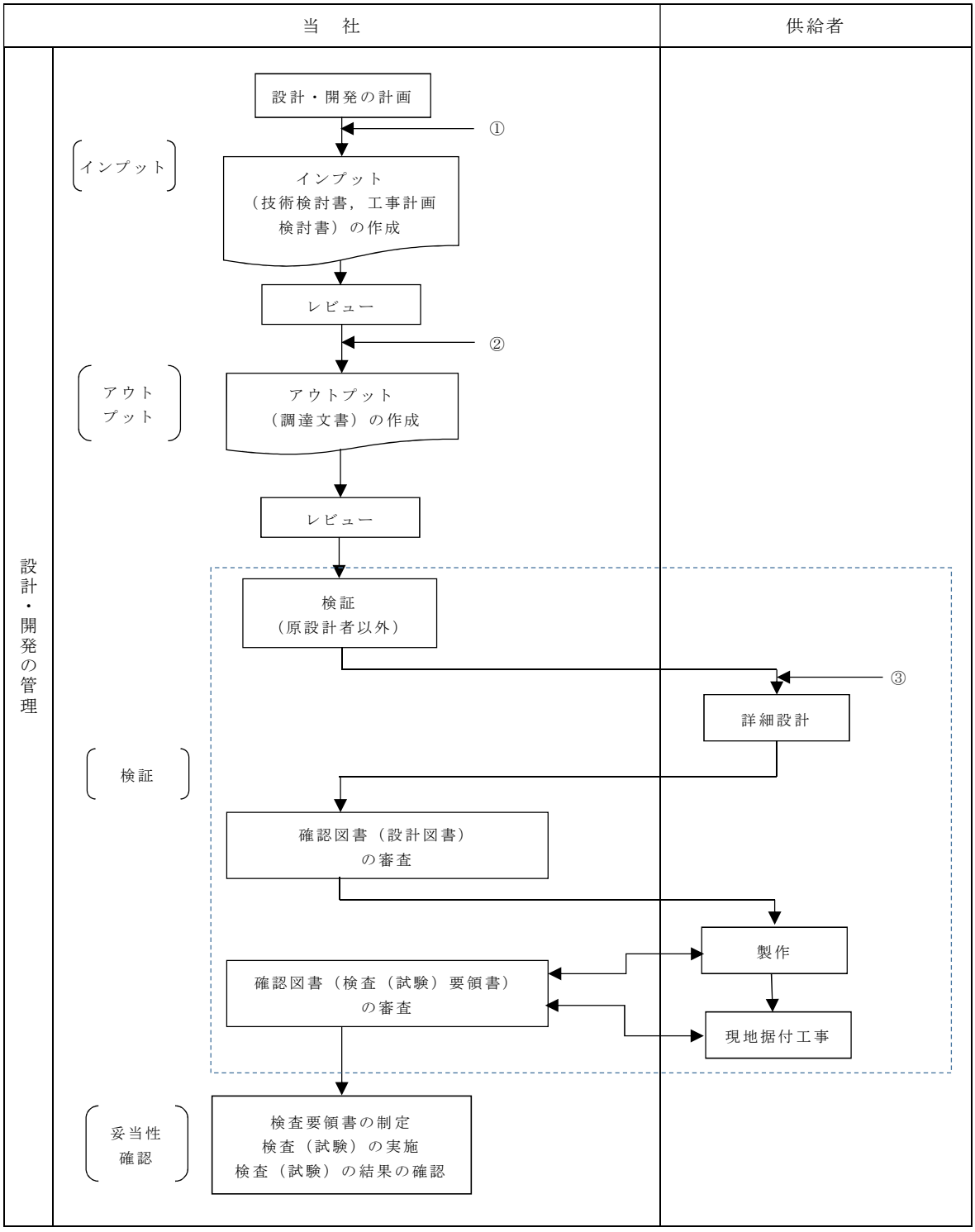
設計・開発の変更を要する場合，以下に従って手続きを実施する。

(1)　設計・開発の変更を明確にし，記録を維持する。

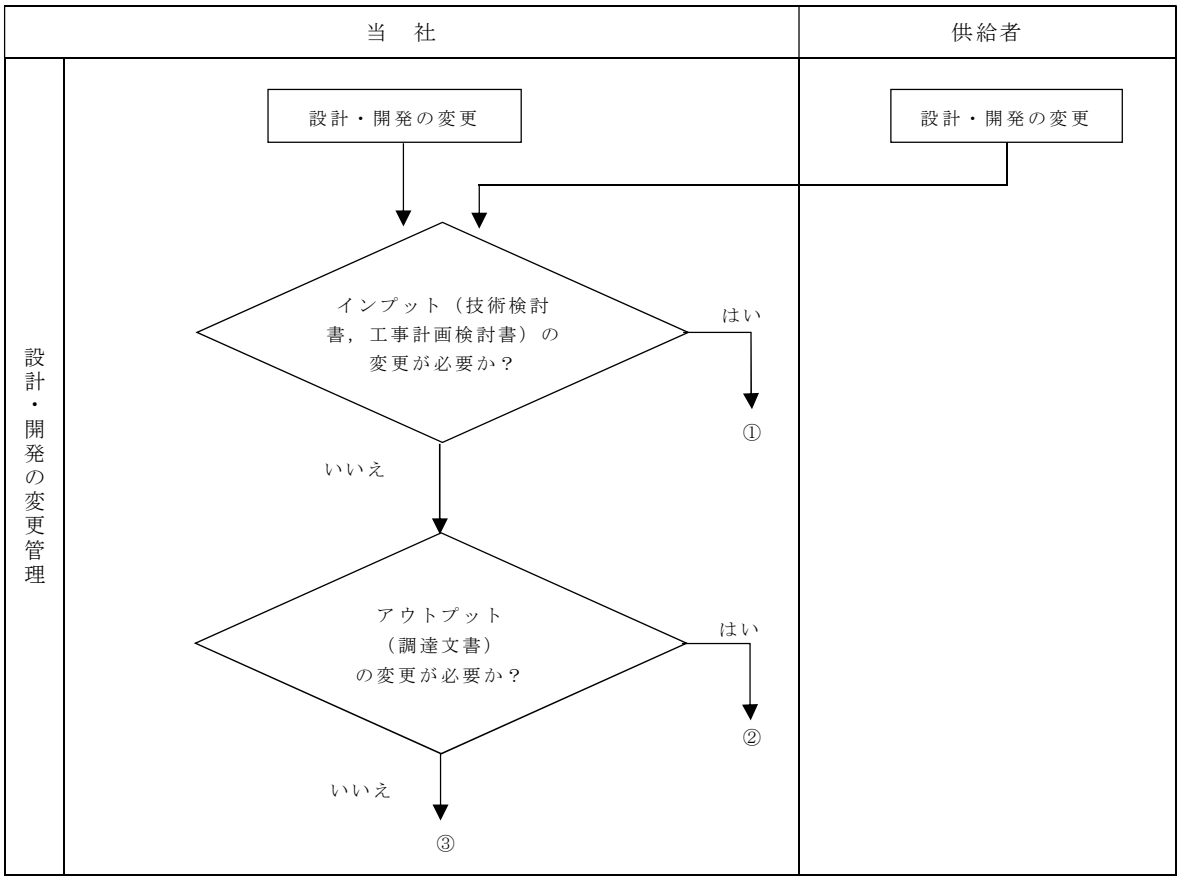
(2)　変更に対して，レビュー，検証及び妥当性確認を適切に行い，その変更を実施する前に承認する。

(3)　設計・開発の変更のレビューには，その変更が，当該の発電用原子炉施設を構成する要素及び関連する発電用原子炉施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4)　変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。



別図 1（1／2）　設計・開発業務の流れ



別図１（2／2）　設計・開発業務の流れ

Ⅴ-1-10-2　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
原子炉本体

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「原子炉本体」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「原子炉本体」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「原子炉本体」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【原子炉本体】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「原子炉本体」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 各条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 5 条（設計基準対象施設の地震による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6,　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	－	◎	○	○	2.　原子炉本体の設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 及び基本設計方針をインプットとして，「1. 共通的に適用される設計」を除き原子炉本体に必要な設計の要求事項に変更がないこと，また，「1.　共通的に適用される設計」を除き原子炉本体として基本設計方針を受けて新たに設計が必要な項目がないことを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様及び設定根拠に取りまとめレビューし，承認した。 また，設計基準対象施設としての原子炉圧力容器について，保守総括グループマネージャーは，様式－2，基本設計方針をインプットとして，原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　基本方針及び評価方針の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をインプットとして，原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する設計及び評価について基本方針，原子炉圧力容器の材料に関する設計並びに評価方針を定めた。 (2)　評価方法の設定 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-4　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達のうち解析について，添付書類「Ⅴ-1-10-4　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従い，解析業務の調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する評価を行う解析の実施を要求した。 供給者は，当社から提供した基本方針，原子炉圧力容器の材料に関する設計，評価方針，設備図書並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象を抽出し、その評価対象に対して，当社から提供した基本方針，原子炉圧力容器の材料に関する設計，評価方針，設備図書，既工認の設計結果，「発電用原子力設備規格　設計・建設規格」，「ＪＥＡＣ４２０１－2007」，「ＪＥＡＣ４２０１－2007（2010 年追補版）」，「ＪＥＡＣ４２０１－2007（2013 年追補版）」，「ＪＥＡＣ４２０６－2007」並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，供用状態Ａ及び供用状態Ｂ，試験状態，供用状態Ｃ及び供用状態Ｄ並びに重大事故等時における具体的な評価方法を定めた。 (3)　評価の実施 供給者は，「(2)　評価方法の設定」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で定めた具体的な評価方法，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，各供用状態，試験状態及び重大事故等事における原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する評価を行い，保守総括グループマネージャーにより評価方針を満たす評価結果となっていることの確認を受けたうえで，アウトプットと	・設計資料（原子炉本体） ・調達文書 ・業務報告書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								して原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，原子炉圧力容器に使用する材料が通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時における使用条件に対して適切な破壊靭性を有することを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 上記の評価結果より，原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流路として機能することを確認した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（原子炉本体）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに，工事計画として整理することにより，本工事計画認可申請書案を作成した。 保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1 の「3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	－	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 原子炉本体に関しては，「1.　共通的に適用される設計」を除き技術基準規則の要求事項に変更はなく，設備の変更は行っていないため，工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画における調達を実施していない。 工事を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。		

--------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉本体	炉心	－	炉心形状，格子形状，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径	－*	炉心形状，格子形状，燃料集合体数，炉心有効高さ及び炉心等価直径	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			燃料材の種類，燃料集合体平均濃縮度又は富化度，燃料集合体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量	－	燃料材の種類，燃料集合体平均濃縮度又は富化度，燃料集合体最高燃焼度及び核燃料物質の最大装荷量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			炉心支持構造物	炉心シュラウド及びシュラウドサポート	炉心シュラウド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					シュラウドサポート	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				上部格子板	上部格子板	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				炉心支持板	炉心支持板	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料支持金具	中央燃料支持金具	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					周辺燃料支持金具	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒案内管	制御棒案内管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉圧力容器	－	原子炉圧力容器本体並びに監視試験片	－	原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器支持構造物	支持構造物	原子炉圧力容器スカート	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				基礎ボルト	原子炉圧力容器の基礎ボルト	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	スタビライザ（原子炉圧力容器～しゃへい壁間）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉格納容器スタビライザ	スタビライザ（しゃへい壁～格納容器間）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				中性子束計測ハウジング	中性子計測ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構ハウジング	制御棒駆動機構ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				制御棒駆動機構ハウジング支持金具	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ジェットポンプ計測管貫通部シール	ジェットポンプ計測管貫通部シール	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				差圧検出・ほう酸水注入配管	差圧検出・ほう酸水注入管（ティーより N10 ノズルまでの外管）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器内部構造物	蒸気乾燥器の蒸気乾燥器ユニット及び蒸気乾燥器ハウジング	蒸気乾燥器ユニット	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					蒸気乾燥器ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				気水分離器及びスタンドパイプ	気水分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					スタンドパイプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ジェットポンプ	ジェットポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				スパージャ及び内部配管	給水スパージャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心スプレイスパージャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧炉心スプレイスパージャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					高圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					差圧検出・ほう酸水注入管（原子炉圧力容器内部）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				中性子束計測案内管	中性子計測案内管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-3　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

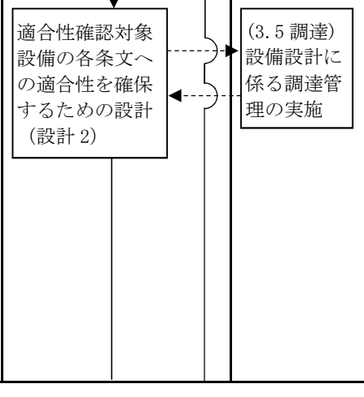
添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して，必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3 (1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして，工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

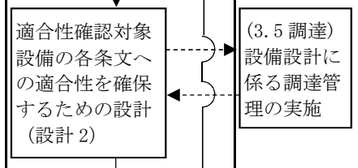
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤），第 49 条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 78 条（重大事故等対処施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　17.　電気設備の設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)			◎	◎	○	○	2.　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備の設計に当たって，2.1 及び 2.2 により施設・設備区分を整理し，兼用する機能を確認したうえで，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備設計を「2.3　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計」で実施した。 2.1　機能単位の系統の明確化 保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「系統構成の明確化」に従い，様式－2，設置変更許可申請書及び基本設計方針をインプットとして，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設で設計を行う設備について，系統構成をそれぞれ明確にし，その結果をアウトプットとして設備ごとに必要な機能単位の系統図に取りまとめた。 2.2　兼用する機能の確認 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「兼用する機能の確認」に従い，様式－5 をインプットとして，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設が主登録となる機器について兼用する施設・設備区分及び関連する技術基準規則の条番号を確認したうえで，様式－2 及び様式－5 をインプットとして関連する技術基準規則の条文及び兼用する機能を確認し，その結果をアウトプットとして機器ごとに必要な設定根拠の「（概要）」部分に取りまとめた。 2.3　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，複数の機能を兼用する機器を含む以下の系統又は設備について，2.4 及び 2.5 に示すとおり設計を実施した。 ①燃料プール冷却浄化系 ②代替燃料プール注水系 ③使用済燃料貯蔵設備 2.4　兼用を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の機器の仕様等に関する設計 保守総括グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，機能を兼用する機器を含む設備のうち，調達にて設計が必要な機器の仕様等に関する設計の実施を要求した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャー又は供給者は，添付書類「V-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「機器の仕様等に関する設計」に従い，「2.1　機能単位の系統の明確化」で取りまとめた「機能単位の系統図」，「2.2　兼用する機能の確認」で取りまとめた設定根拠の「（概要）」部分，設備図書等をインプットとして，核燃料物質の取扱施設及び貯	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							蔵施設が主登録となる機器について兼用する機能ごとの使用条件を集約したうえで，仕様等に関する設計を実施し，設定根拠に取りまとめた。その結果を基に，既に設置されている機器及び設置する機器が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして機器ごとに必要な設備仕様，設定根拠，構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 供給者は，取りまとめた結果について，保守総括グループマネージャー及び機械グループマネージャーに設定根拠を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書，基本設計方針及び供給者が提出した業務報告書をインプットとして，機能を兼用する機器を含む設備の仕様を決定するための設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備に係る設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【構造図】 2.5　各機器固有の設計 (1)　耐震評価 機械グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設が主登録となる機器の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (2)　強度評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設が主登録となる機器の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 2.6　機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認」で取りまとめた機能単位の系統図，様式－2，様式－5 をインプットとして，		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									機能を兼用する施設・設備区分を明確にし，その結果をアウトプットとして核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に取りまとめレビューし，承認した。 【系統図】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	3.　重量物の落下防止設計 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，使用済燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　落下防止対象設備の抽出 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プールとの位置関係，作業計画を踏まえて，落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物を抽出してリスト化し，その結果を重量物の落下防止に関する設計結果に取りまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャーは，設備図書で確認できない重量物がリストから漏れていないことを確認するため，落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれがある重量物を抽出したリストをインプットとしてウォークダウンを実施し，過不足がないという結果をアウトプットとして得た。 (2)　落下防止対策の方法決定及び選択 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，落下防止対策が必要となる重量物に対する重量物落下防止対策の設計方法として，「離隔，固縛等による落下防止対策の方法」と「耐震評価による落下防止対策の方法」を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，設備図書，「3.(1)　落下防止対象設備の抽出」で重量物を抽出したリスト，落下防止対策が必要となる重量物に対する重量物落下防止対策の設計方法をインプットとして，リストに記載された各重量物に対し，「離隔，固縛等による落下防止対策の方法」と「耐震評価による落下防止対策の方法」のいずれかを適用するかそれぞれ決定し，その結果を重量物の落下防止に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　落下防止対策の設計 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「3.(2)　落下防止対策の方法決定及び選択」において「離隔，固縛等による落下防止対策の方法」を適用するとした落下防止対策が必要となる重量物について，設備図書をインプットとして，離隔，固縛等のための設計を実施し，その結果を重量物の落下防止に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	



炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「3.(2)　落下防止対策の方法決定及び選択」において「耐震評価による落下防止対策の方法」を適用するとした落下防止対策が必要となる重量物について，添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した設計結果をインプットとして，耐震評価による落下防止対策の方法に従って当該設備が使用済燃料プールへ落下しないことを確認し，その結果を重量物の落下防止に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

(4)　使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価

（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「3.(1)　落下防止対象設備の抽出」，「3.(2)　落下防止対策の方法決定及び選択」及び「3.(3)　落下防止対策の設計」を踏まえた使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価として，以下の評価を実施した。

a.　基本方針の策定

（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「模擬燃料集合体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）」をインプットとして，落下物の衝突により生じる燃料集合体のひずみに許容値を設定し，落下物の衝突により生じるひずみが許容値を満足し，燃料集合体のうち燃料被覆管が破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕を有することを確認する評価方針を決定した。

b.　評価対象の選定

（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本方針をインプットとして，燃料集合体のうち燃料被覆管を評価対象として選定した。

c.　評価方針及び評価内容の設定

（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき調達管理を実施した。

（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価の実施を要求した。

供給者は，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針，評価対象及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価に係る評価方針及び評価内容を定めた。

d.　評価の実施

供給者は，「c.　評価方針及び評価方法の設定」で（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーが行った委託の中で定めた評価方針及び評価内容並びに評価対象をインプットとして，使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価を行い，（発電管理室）炉心・燃料サ

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					イクルグループマネージャーにより，評価方針及び評価内容を満たす影響評価となっていることの確認を受け，アウトプットとして使用済燃料プール内への落下物による使用済燃料プール内の燃料体等への影響評価結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，使用済燃料プール内の燃料体等の落下物の衝突により生じるひずみが許容値を満足し，燃料集合体のうち燃料被覆管が破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕を有することを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (5)　燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性評価 （発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき調達管理を実施した。 （発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，使用済燃料乾式貯蔵容器等に使用済燃料を収容する場合において，落下試験での落下高さを超えるため，使用済燃料の水中落下エネルギ評価の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針，評価対象及び設備図書をインプットとして，使用済燃料の水中落下エネルギ評価のための試験・評価を実施し，アウトプットとして評価結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，使用済燃料の水中落下エネルギの評価が使用済燃料プールの機能が損なわれないことを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，(1)～(5)で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	4.　使用済燃料プール監視の設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，冷却器，除湿器））のための設備の設計を以下のとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 a.　使用済燃料プール監視に必要となる計測範囲に関する設計 (a)　使用済燃料プール監視に必要となる計測範囲に係る基本的な考え方の作成 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設置変更許可時の設計資料をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））に必要となる計測範囲に係る基本的な考え方を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設置変更許可時の設計資料をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））に必要となる計測範囲に係る基本的な考え方を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　使用済燃料プール監視の計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））に必要となる計測範囲に係る基本的な考え方，設置変更許可時の設計資料及び設計図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））が必要とする計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲を定めるため，使用済燃料プールの状態と予想変動範囲を踏まえ，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））ごとの計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲の考え方をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲の考え方及び設備図書をインプットとして，各使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））が計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲の考え方を満たす計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲であることを確認し，その結果を設備仕様，設定根拠及び計測範囲及び警報動作範囲に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						(c)　使用済燃料プール監視の計測範囲 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ））に必要となる計測範囲に係る基本的な考え方，設置変更許可時の設計資料及び設計図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ））が必要となる計測範囲を定めるため，使用済燃料プールの状態と予想変動範囲を踏まえ，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ））ごとの計測範囲の考え方をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ））の計測範囲の考え方及び設備図書をインプットとして，各使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ））が計測範囲の考え方を満たす計測範囲であることを確認し，その結果を設備仕様，設定根拠及び計測範囲に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　使用済燃料プール監視装置計測結果の指示又は表示，記録及び保存に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「4.(1)a.(b)　使用済燃料プール監視の計測範囲及びその範囲に応じた警報動作範囲」の設計結果及び設計図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の計測結果の指示又は表示，記録及び保存に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視装置（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の計測結果の指示又は表示，記録及び保存に関する仕様が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果を使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の構成に関する設計結果としてまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「4.(1)a.(c)　使用済燃料プール監視の計測範囲」の設計結果及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の計測結果の指示又は表示，記録及び保存に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の計測結果の指示又は表示，記録及び保存に関する仕様が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果を使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（Ｓ		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									A広域））の構成に関する設計結果としてまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　使用済燃料プール監視装置の電源構成に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の電源構成について，外部電源が使用できない場合，非常用所内電源からの給電が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針をインプットとして，使用済燃料プールの監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））の電源構成が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール監視カメラ）の電源構成について，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，冷却器，除湿器）の電源構成について，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果を使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，冷却器，除湿器））の電源構成が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果を使用済燃料プール監視装置の構成に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　使用済燃料プール監視装置のシステム構成の設計 保守総括グループマネージャーは，「4.(1)a.　使用済燃料プール監視に必要となる計測範囲に関する設計」，「4.(1)b.　使用済燃料プール監視装置計測結果の表示，記録及び保存に関する設計」，「4.(1)c.　使用済燃料プール監視装置の電源構成に関する設計」でそれぞれ取りまとめた設計資料及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））が可能なシステム構成である		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ことを計測装置の構成を示したブロック図で明確にしたうえで，計測装置の仕様が必要な要求を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，概略構成図及び配置図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「4.(1)a.　使用済燃料プール監視に必要となる計測範囲に関する設計」，「4.(1)b.　使用済燃料プール監視装置計測結果の表示，記録及び保存に関する設計」，「4.(1)c.　使用済燃料プール監視装置の電源構成に関する設計」でそれぞれ取りまとめた設計資料，設備図書及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，使用済燃料プール監視（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））が可能なシステム構成であることを計測装置の構成を示したブロック図で明確にしたうえで，計測装置の仕様が必要な要求を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，概略構成図及び配置図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置変更許可時の設計資料及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プール監視装置（使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置（空気圧縮機，冷却器，除湿器））が，使用済燃料プールが確認可能なシステム構成であることを計測装置の構成を示したブロック図で明確にしたうえで，計測装置の仕様が必要な要求を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，設定根拠，概略構成図，配置図及び構造図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめたこれらの結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，a.～d.で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，使用済燃料プール監視装置の設計のうち健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」に示すとおりに実施した。 【使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】【要目表】【使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る機器の配置を明示した図面】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)					◎	◎	○	○	5.　使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備の設計 （発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，機械グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した使用済燃料プール水の小規模な漏えい時及び大量の漏えい時等における使用済燃料プールの冷却機能維持のための使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備の設計，冷却機能維持のための設計，臨界防止に関する確認及び放射線遮蔽機能維持のための配管設計を以下に示すとおり実施した。 5.1　代替燃料プール注水系の設計 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャー，機械グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，代替燃料プール注水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する設備に関する設計を実施して設定根拠にまとめ，代替燃料プール注水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，系統図，設備仕様及び設定根拠に取りまとめた。 機械グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，機器の構造，配置に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして，機器の配置図及び構造図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，代替燃料プール注水系の電源構成について，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることを設計結果にまとめ，その結果をアウトプットとして単線結線図に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー，機械グループマネージャー，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめたこれらの結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー，機械グループマネージャー，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，代替燃料プール注水系の必要な設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								(2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 c.　使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する設計 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量及び使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発率の確認を行い，その結果をアウトプットとして使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する設計結果にまとめ，それを設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，代替燃料プール注水系（注水ライン），代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）による注水量及びスプレイ量が有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量又は使用済燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発率を上回り，有効に機能することを確認し，その結果をアウトプットとして使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する設計結果にまとめ，それを設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　臨界防止に関する評価 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可時の解析結果をインプットとして，既工認にて臨界を防止できることを確認している設計と設置されている設備の設計に変更がないことを確認することにより，臨界防止が可能であることの確認を実施し，その結果をアウトプットとして核燃料物質が臨界に達しないことに関する設計結果にまとめ，それを設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
		適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					(4)　放射線遮蔽機能維持のための配管設計 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，供給者に対し，使用済燃料プール水が漏えいした場合においても，放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた線量を満足するために必要な水遮蔽厚の解析の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，使用済燃料プール水が漏えいした場合においても，放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた線量を満足するために必要な水遮蔽厚の解析を実施し，保守総括グループマネージャーに解析結果の確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，使用済燃料プールの小規模な漏えい時等の放射線遮蔽機能維持のための配管設計について，基本設計方針，設備図書及び業務報告書をインプットとして，小規模漏えい時の水位低下時にも放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた線量を満足するために必要な水遮蔽厚が確保されるよう，使用済燃料プール入口配管に取り付けるサイフォンブレーカが必要な水遮蔽厚を維持する機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する設計結果にまとめ，それを設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書】【燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書】 【使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【系統図】【構造図】【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【単線結線図】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施	◎	◎	○	○	5.2　代替燃料プール冷却系の設計 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合に使用する代替燃料プール冷却系に関する設計の実施を要求した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，代替燃料プール冷却系の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する設備に関する設計を実施して設定根拠にまとめ，代替燃料プール冷却系の設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，系統図，設備仕様及び設定根拠に取りまとめた。 供給者は，機器の構造，配置に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして，機器の配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）機械設備グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして設計結果にまとめ，業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書，基本設計方針及び供給者が提出した業務報告書をインプットとして，代替燃料プール冷却系の設備の仕様を決定するための設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，（発電管理室）機械設備グループマネージャーが確認したこれらの結果について，基本設計方針の要求を満たす設計となっていることを確認し，アウトプットとして使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，代替燃料プール冷却系の電源構成について，非常用交流電源設備が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることを設計結果にまとめ，その結果をアウトプットとして単線結線図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，代替燃料プール冷却系の設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 c.　代替燃料プール冷却系による燃料の崩壊熱の除去に関する設計 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，燃料プール冷却浄化系が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても，代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器により使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する設計結果にまとめ，それを設計資料に取りまとめた。 炉心・燃料グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書】【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【系統図】【構造図】【単線結線図】		
設計	3.3.3 (2)				○	◎	－	○	6.　制御棒貯蔵ハンガの容量変更に関する設計 (1)　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，制御棒貯蔵ハンガの容量変更に関する設計を実施し，アウトプットとして設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともに，レビューし，承認する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・検査計画 ・調達文書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。		
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

--------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	燃料取扱設備	－*	新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器	燃料取替機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉建屋クレーン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				チャンネル着脱機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	使用済燃料貯蔵設備	－	使用済燃料貯蔵槽	使用済燃料プール	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料運搬用容器ピット	キャスクピット	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵ラック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			制御棒貯蔵ラック	制御棒貯蔵ラック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			制御棒貯蔵ハンガ	制御棒貯蔵ハンガ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料貯蔵用容器	使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅠ）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅡ）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプⅢ）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置	使用済燃料プール温度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料プール水位	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				使用済燃料プール温度（ＳＡ）	B	○	－	緊急安全対策で調達を実施しており，当時の重要度分類は「B」である。
				使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	A	○	－	
	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却浄化系	ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			容器	フィルタ脱塩器逆洗水受タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			スキマサージ槽	スキマサージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	フィルタ脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	スキマサージタンク　～　代替燃料プール冷却系配管分岐点	A	○	－	
				代替燃料プール冷却系配管分岐点　～　弁 G41-F004 及び弁 G41-F016	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 G41-F004　～　燃料プール冷却浄化系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系ポンプ　～　燃料プール冷却浄化系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				燃料プール冷却浄化系熱交換器　～　弁 G41-20A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 G41-20A,B　～　フィルタ脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				フィルタ脱塩器　～　弁 G41-102A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 G41-102A,B　～　弁 G41-F011	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				フィルタ脱塩器出口原子炉ウェル向配管分岐点　～　原子炉ウェル	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				弁 G41-F011　～　代替燃料プール冷却系配管合流点	A	○	－	
				代替燃料プール冷却系配管合流点　～　残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	A	○	－	
				弁 G41-F036　～　残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点　～　使用済燃料プール	A	○	－	
		代替燃料プール注水系	ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
				可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7.3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7.4 調達」の適用有無	備考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	代替燃料プール注水系	ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			貯蔵槽	代替淡水貯槽	A	○	－	
				西側淡水貯水設備	A	○	－	
			主配管	代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点 ～ 使用済燃料プール注水口B及び代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点	A	○	－	
				代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点 ～ スプレイヘッダ	A	○	－	
				スプレイヘッダ	A	○	－	
				低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点 ～ 代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点	A	○	－	
				代替格納容器スプレイ冷却系配管A系分岐点 ～ 代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点	A	○	－	
				代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点 ～ 使用済燃料プール注水口A及び代替燃料プール注水系スプレイヘッダ分岐点	A	○	－	
				代替淡水貯槽 ～ 常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
				常設低圧代替注水系ポンプ ～ 低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
				低圧代替注水系配管合流点 ～ 代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点	A	○	－	
				代替格納容器スプレイ冷却系配管B系分岐点 ～ 格納容器下部注水系配管分岐点	A	○	－	
				格納容器下部注水系配管分岐点 ～ 代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	A	○	－	
				原子炉建屋西側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	A	○	－	
				高所接続口配管合流点 ～ 低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
				原子炉建屋東側接続口 ～ 低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	A	○	－	
				高所西側接続口及び高所東側接続口 ～ 高所接続口配管合流点	A	○	－	
				可搬型スプレイノズル用20mホース	C	－	○	
				可搬型スプレイノズル	C	－	○	
				取水用5mホース	C	－	○	
				送水用5m，10m，50mホース	C	－	○	
		代替燃料プール冷却系	熱交換器	代替燃料プール冷却系熱交換器	A	○	－	
			ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ	A	○	－	
			スキマサージ槽	スキマサージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	代替燃料プール冷却系配管分岐点 ～ 代替燃料プール冷却系ポンプ	A	○	－	
				代替燃料プール冷却系ポンプ ～ 代替燃料プール冷却系熱交換器	A	○	－	
				代替燃料プール冷却系熱交換器 ～ 代替燃料プール冷却系配管合流点	A	○	－	
				スキマサージタンク ～ 代替燃料プール冷却系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				代替燃料プール冷却系配管合流点 ～ 残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				残留熱除去系及び燃料プール冷却系配管合流点 ～ 使用済燃料プール	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		原子炉建屋放水設備	ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
			主配管	取水用5mホース	C	－	○	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7.3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7.4 調達」の適用有無	備考
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	原子炉建屋放水設備	主配管	放水砲用 5m,50m ホース	C	－	○	
				放水砲	C	－	○	
		代替水源供給設備	ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
				可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており,調達時期により重要度分類が異なるため,最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			貯蔵槽	代替淡水貯槽	A	○	－	
				西側淡水貯水設備	A	○	－	
			主配管	取水用 5m ホース	C	－	○	
				送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-4　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
原子炉冷却系統施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「原子炉冷却系統施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「原子炉冷却系統施設」の設計に係るプロセスとその実績について，「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「原子炉冷却系統施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9 により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【原子炉冷却系統施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「原子炉冷却系統施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして，工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			◎	◎	○	○	1.　設計に係る解析業務の管理 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく解析を以下に示すとおり実施した。 (1)　調達による解析の実施 設計を主管するグループのマネージャーは，解析の調達管理において，業務の内容に応じた調達文書を作成し，供給者へ要求した。 供給者は，調達文書をインプットとして，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」の活動を実施するための計画を明確にし，アウトプットとして解析業務計画書に取りまとめ，当社へ提出した。 設計を主管するグループのマネージャーは，解析業務計画書をインプットとして，供給者において，解析結果の検証等が行われることを確認した。 供給者は，解析業務計画書をインプットとし解析業務を実施し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，設計を主管するグループのマネージャーへ提出した。 設計を主管するグループのマネージャーは，供給者が実施した入力根拠・入力結果の妥当性及び計算機プログラム・入力データの適切性を確認した。 設計を主管するグループのマネージャーは，供給者が作成した業務報告書をインプットとして，供給者が実施した解析の結果を確認した。	・調達文書 ・業務報告書（技術資料含む） ・解析業務計画書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(2)　自社で実施する解析 設計を主管するグループのマネージャーは，評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にしたうえで，当該業務の力量を持つ要員に解析業務を実施させた。 また，実施した解析結果に間違いがないようするために，入力根拠，入力結果及び解析結果について，解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施した。		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計を実施した。 (1)　地盤の設計が必要な施設の選定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の区分を確認したうえで，地盤の設計が必要な施設を選定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　地盤の支持性能に関する設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.(1)　地盤の設計が必要な施設の選定」で選定した施設，基本設計方針，「4.1　耐震設計の基本方針」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針をインプットとして，選定した地盤の設計が必要な各施設について，それぞれの地震力により地盤に作用する接地圧が，弾性設計用地震動においては短期許容支持力度を下回ること，基準地震動においては極限支持力度に対して十分な裕度を有すること，設置変更許可を申請した地盤に設置すること等，十分な支持力を有する地盤に設置していることを「4.1　耐震設計の基本方針」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」の設計結果で確認し，「4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計」及び「4.8 申請設備の耐震設計」の設計結果をアウトプットとして設計資料にまとめレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	3.　急傾斜地の崩壊の防止に関する設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，急傾斜地の崩壊による発電所施設への影響を確認するため，急傾斜地崩壊危険区域をインプットとして，発電所の敷地が急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律の規定に基づく急傾斜地崩壊危険区域に指定されていないことを確認した。		

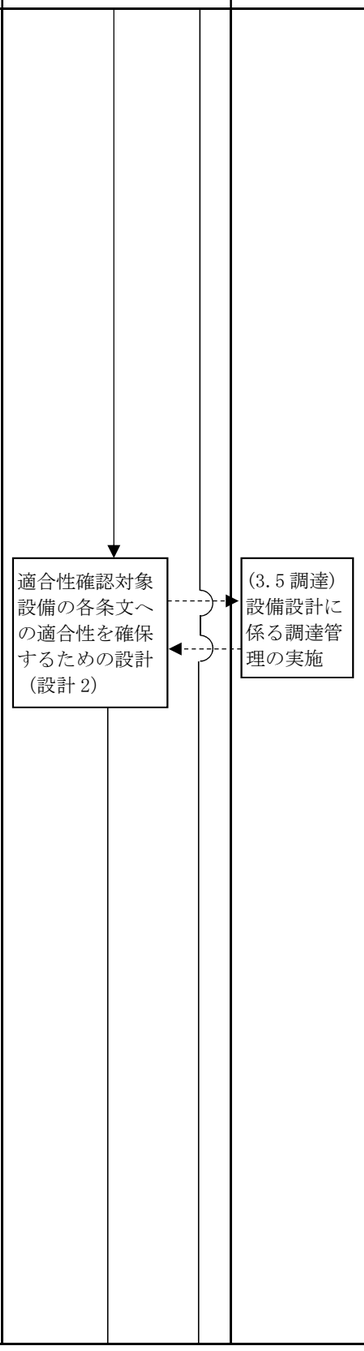
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)			◎	◎	○	○	4.　地震による損傷防止に関する設計 4.1　耐震設計の基本方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，以下の「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」から「4.10　水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価」で実施する耐震設計を行うために必要となる項目（耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類，設計用地震力，機能維持，構造計画，周辺斜面に対する考慮，材料に関する考慮並びに耐震計算の基本方針）の考え方を耐震設計の基本方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要 （開発計画室）地震動グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」及び設置変更許可申請書をインプットとして，耐震設計を実施するにあたり，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_s及び，弾性設計用地震動S_dについて，敷地周辺の地震発生状況，活断層の分布状況，地震の分類及び敷地地盤の振動特性を基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dの概要として整理し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）地震動グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.3　地盤の支持性能に係る基本方針 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地盤の支持性能に係る基本方針を以下に示すとおり設定した。 (1)　地盤の支持性能評価の基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」をインプットとして，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の耐震設計に必要な地盤の解析用物性値・極限支持力度・速度構造について，設置変更許可申請書に記載された値にて設定することについて適用可能な資料を基に設定することを基本方針として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　耐震設計に用いる地盤の物性値及び諸元の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.3(1)　地盤の支持性能評	・業務報告書 ・調達文書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						価の基本方針の設定」及び設置変更許可申請書をインプットとして，耐震設計に用いる地盤の解析用物性値・極限支持力度・速度構造の設定を以下に示すとおり実施した。 a. 地盤の解析用物性値の設定 (a) 設置変更許可申請書に記載された地盤の解析用物性値の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，設置変更許可申請書をインプットとして，設置変更許可申請書に記載された地盤の解析用物性値を確認し，耐震設計に用いる地盤の解析用物性値の一部として設定した。 (b) 本工事計画で新たに必要となる地盤の解析用物性値の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，本工事計画で新たに必要となる地盤の解析用物性値を設定するために各種試験結果等を入手し，各種試験に基づき設定される値を地盤の解析用物性値として設定した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは「4.3(1) 地盤の支持性能評価の基本方針の設定」をインプットとして，設置変更許可申請書に記載された地盤の解析用物性値の設定方法を基に，入手した文献及び設備図書（地質調査結果）に基づく値が適用可能であることを確認し，地盤の解析用物性値として設定した。 (c) 耐震設計に用いる地盤の解析用物性値の整理 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは「4.3(2)a.(a) 設置変更許可申請書に記載された地盤の解析用物性値の設定」及び「4.3(2)a.(b) 本工事計画で新たに必要となる地盤の解析用物性値の設定」をインプットとして，耐震設計に用いる地盤の解析用物性値一覧に取りまとめ，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 b. 地盤の極限支持力度の設定 (a) 地盤の極限支持力度の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，設置変更許可申請書をインプットとして，設置変更許可申請書に記載された地盤の極限支持力度を確認し，耐震設計に用いる地盤の極限支持力度の一部として設定した。 (b) 本工事計画で新たに必要となる地盤の極限支持力度の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，本工事計画で新たに必要となる地盤の極限支持力度を設定するために文献及び発電所が実施した改良地盤の極限支持力度に関する設備図書（地質調査結果）を入手した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは「4.3(1) 地盤の支持性能評価の基本方針の設定」及び設置変更許可申請書をインプットとして，設置変更許可申請書に記載された地盤の極限支持力度の設定方法を基に，入手した文献及び設備図書（地質調査結果）に基づく値が適用可能であることを確認し，地盤の極限支持力度として設定した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(c)　耐震設計に用いる地盤の極限支持力度の整理 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは「4.3(2)b.(a)　地盤の極限支持力度の設定」及び「4.3(2)b.(b)　本工事計画で新たに必要となる地盤の極限支持力度の設定」をインプットとして，耐震設計に用いる地盤の極限支持力度表に取りまとめ，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 c.　地盤の速度構造の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，設置変更許可申請書をインプットとして，設置変更許可申請書に記載された敷地全体の地盤の速度構造を確認し，耐震設計に用いる速度構造として設定したうえで，本工事計画における施設ごとの耐震設計に用いる速度構造の設定の考え方について整理し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.3(1)　地盤の支持性能評価の基本方針の設定」及び「4.3(2)　耐震設計に用いる地盤の物性値及び諸元の設定」をインプットとして，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地盤の物性値及び諸元を整理し，地盤の支持性能に係る基本方針に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.3(1)，(2)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.4　耐震設計を行う設備の抽出 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」，様式－5 及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う施設を以下に示すとおり抽出した。 4.4.1　耐震評価を行う設備の抽出 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，様式－5 に記載された耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の情報を整理し，耐震評価を行う設備を抽出した。 4.4.2　間接支持構造物の抽出 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，それぞれの施設の間接支持構造物となる建物・構築物及び土木構造物を確認し，耐震設計上重要な施設を支持する建物・構築物を抽出した。 4.4.3　波及的影響を検討する施設の抽出 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グルー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							プマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震評価を行う施設及びそれらを支持する間接支持構造物に対し，波及的影響を及ぼすおそれのある施設をリスト化した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，下位クラス施設による耐震重要施設の安全機能又は常設耐震重要重大事故防止設備若しくは常設重大事故緩和設備の重大事故等に対処するために必要な機能への波及的影響を及ぼすおそれのある設備について，現場確認（ウォークダウン）により過不足がないことを確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.4.1　耐震評価を行う設備の抽出」，「4.4.2　間接支持構造物の抽出」及び「4.4.3　波及的影響を検討する施設の抽出」において抽出した結果を整理し，耐震設計を行う設備の一覧を定め，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.4.1」～「4.4.3」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.5　耐震設計方針の明確化 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」，既工認，設置変更許可申請書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，耐震設計の全体的な方針について，(1)　地震応答解析，(2)　機能維持，(3)　波及的影響，(4)　水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せの各項目の詳細な方針の検討を以下の(1)～(4)に示すとおり実施した。 (1)　地震応答解析の基本方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」，既工認及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の評価に用いる，地震動又は地震力，解析方法，解析モデルの基本的な考え方及び地震応答解析に用いる減衰定数について検討し，地震応答解析の基本方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

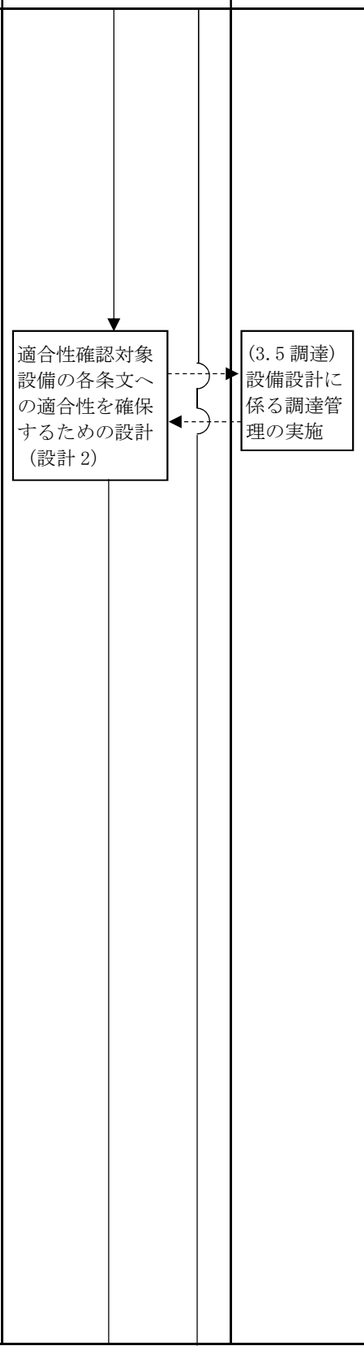
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　機能維持の基本方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の構造強度評価に用いる構造強度上の制限，動的機能，電気的機能，気密性，止水性，遮蔽性，支持機能，通水機能及び貯水機能維持の方針について検討し，地震に対する機能維持の基本方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」をインプットとして，ダクティリティを高めるための構造計画，材料，耐力・強度に関する制限及び品質管理上の配慮を検討し，ダクティリティの基本方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」をインプットとして，機器・配管系を支持する支持構造物の基本的な選定方針及び構造を検討し，機器・配管の耐震支持方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　波及的影響に係る基本方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」をインプットとして，波及的影響を考慮した設計を行うために考えられる影響を基本設計方針に記載の４つの観点で整理し，それらの影響による上位クラスの損傷を防止するための基本的な方針を検討し，波及的影響に係る基本方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (4)　水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」をインプットとして，建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の従来の耐震設計手法に対して，水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性がある部位の抽出方法及び評価方法の基本的な考え方を水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針として取りまとめ，その結果をアウト		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							プットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計 4.6.1　耐震設計上重要な設備を設置する建物・構築物の耐震設計 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」のうち耐震設計上重要な設備を設置する建物・構築物について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計 （原子炉建屋） a.　原子炉建屋の地震応答解析 （開発計画室）建築グループマネージャーは，原子炉建屋の機器・設備の耐震設計に用いる地震応答解析について，以下に示すとおり実施した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で地震応答解析の基本方針を設定した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，地震応答解析の基本方針，既工認及び設備図書をインプットとして，「4.6.1(1)a.(b)　解析方法の設定」及び「4.6.1(1)a.(c)　地震応答解析の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」，「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)　機能維持の基本方針」で定めた耐震設計方針をインプットとして，原子炉建屋の地震応答解析を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　解析方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者に対し，地震応答解析を行うための入力地震動，地震応答解析モデル，解析方法及び解析条件の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉建屋の地震応答解析の方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　設計用模擬地震波 供給者は，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					図書をインプットとして，地震応答解析に用いる地震力について，設置変更許可申請書で設定した基準地震動Ｓｓ又は弾性設計用地震動Ｓｄを選択し，アウトプットとして開放基盤表面における基礎地盤の地質・速度構造等を考慮した設計用模擬地震波に取りまとめた。 ロ．　地震応答解析モデル 供給者は，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析に用いる解析モデルについて，解析モデルの設定方法及び諸元を整理し，アウトプットとして地震応答解析モデルの図面及び諸元表に取りまとめた。 ハ．　入力地震動 供給者は，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析に用いる地震力について，設置変更許可申請書で設定した基準地震動Ｓｓ又は弾性設計用地震動Ｓｄを選択し，アウトプットとして設置位置における基礎地盤の地質・速度構造等を考慮した入力地震動に取りまとめた。 ニ．　解析方法 供給者は，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，解析モデルの図面及び諸元表をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード及び解析方法を設定し，アウトプットとして解析方法に取りまとめた。 ホ．　解析条件 供給者は，「4.6.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，解析モデルの図面及び諸元表をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード，解析条件及び物性値等の諸元を整理し，アウトプットとして解析条件及び諸元表に取りまとめた。 (c)　地震応答解析の実施 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者に対し，「4.6.1(1)a.(b)　解析方法の設定」に基づく地震応答解析を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(1)a.(b)　解析方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震設計のための地震応答解析を実施し，アウトプットとして地震応答解析結果に取りまとめた。 b.　原子炉建屋の耐震計算 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，耐震計算の基本方針，既工認，及び設備図書をインプットとして，「4.6.1(1)b.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」，「4.6.1(1)b.(c)　応力解析による評価方法の設定」及び「4.6.1(1)b.(d)　耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓs，弾性設計用地震動Ｓdの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」，「4.6.1(1)a.(b)　解析方法の設定」及び「4.6.1(1)a.(c)　地震応答解析の実施」で定めた耐震設計方針をインプットとして，原子炉建屋の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析による評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者に対し，地震応答解析による耐震計算を行うために「4.6.1(1)a.(b)　解析方法の設定」に加え許容限界の設定を要求した。 供給者は，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉建屋の耐震評価に用いる許容限界について，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 (c)　応力解析による評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者に対し，応力解析による耐震評価を行うための評価対象部位，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せ，許容限界，解析モデル及び諸元並びに評価方法の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉建屋の耐震評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　評価対象部位 供給者は，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う対象部位として評価方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せについて，評価方針及び適用規格に適合した既工認及び「4.6.1(1)a.(c)　地震応答解析の実施」による解析結果を取込んだ荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ハ．　許容限界 供給者は，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ニ．　評価方法 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして耐震評価を行う評価方法について，解析モデル，解析コード及び解析諸元を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (d)　耐震評価の実施 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者に対し，「4.6.1(1)b.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.6.1(1)b.(c)　応力解析による評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(1)b.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.6.1(1)b.(c)　応力解析による評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び応力解析による結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，耐震設計上重要な設備を設置する原子炉建屋の「4.6.1(1)a.　原子炉建屋の地震応答解析」及び「4.6.1(1)b.　原子炉建屋の耐震計算」の結果で取りまとめ，（開発計画室）建築グループマネージャーより，地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，原子炉建屋の地震応答解析及び原子炉建屋の耐震計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （その他設備） （開発計画室）建築グループマネージャーは，耐震設計上重要な設備を設置する建物のうち，使用済燃料乾式貯蔵建屋及び緊急時対策所建屋について，「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」と同様のプロセスにより地震応答解析，耐震計算を実施し，設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.6.1.(1)a.，b.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　耐震設計上重要な設備を設置する構築物の耐震設計 （原子炉建屋基礎盤） a.　原子炉建屋基礎盤の耐震計算 （開発計画室）建築グループマネージャーは，原子炉建屋基礎盤の機器・設備の耐震設計に用いる地震応答解析について，以下に示すとおり実施した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.6.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.6.1(2)a.(c)　応力解析による評価方法の設定」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)　機能維持の基本方針」で定めた耐震設計方針をインプットとして，原子炉建屋基礎盤の地震応答解析を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析による評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，委託の中で供給者に対し，地震応答解析を行うための入力地震動，地震応答解析モデル，解析方法及び解析条件の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉建屋基礎盤の地震応答解析の方法を以下に示すとおり設定した。 (c)　応力解析による評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，委託の中で供給者に対し，応力解析による耐震評価を行うための評価対象部位，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せ，許容限界，解析モデル及び諸元並びに評価方法の設定を要求した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，解析のインプットとして地震応答解析結果を供給者に提供した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉建屋基		

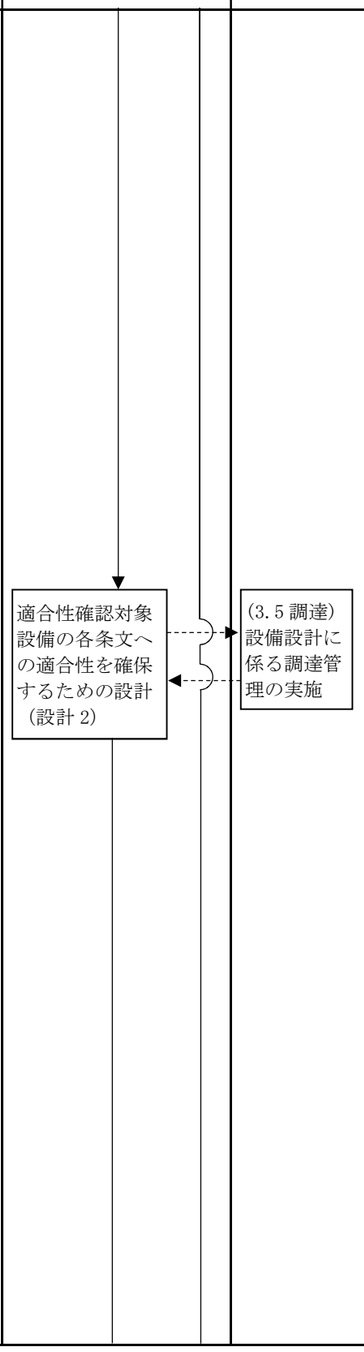
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									礎盤の耐震評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　評価対象部位 供給者は，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う対象部位として評価方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，地震応答解析に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ハ．　許容限界 供給者は，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ニ．　解析モデル及び諸元 供給者は，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，解析モデルの図面及び諸元表をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード，解析条件及び物性値等の諸元を整理し，アウトプットとして解析条件及び諸元表に取りまとめた。 ホ．　評価方法 供給者は，「4.6.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして耐震評価を行う評価方法について，解析モデル，解析コード及び解析諸元を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (d)　耐震評価の実施 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者に対し，「4.6.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.6.1(2)a.(c)　応力解析による評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.6.1(2)a.(c)　応力解析による評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び応力解析による結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，耐震設計上重要な設備を設置する原子炉建屋基礎盤の「4.6.1(2)a.　原子炉建屋基礎盤の耐震計算」の結果を取りまとめ，（開発計画室）建築グループマネージャーより，地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） (3.5 調達)設備設計に係る調達管理の実施					せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，原子炉建屋基礎盤の地震応答解析及びの耐震計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震設計上重要な設備を設置する建物のうち，非常用ガス処理系配管支持架構，主排気筒の基礎及び格納容器圧力逃がし装置格納槽について，原子炉建屋基礎盤と同様のプロセスにより地震応答解析，耐震計算を実施し，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「4.6.1.(1)a.　原子炉建屋の地震応答解析」「4.6.1.(2)a.　原子炉建屋基礎盤の耐震計算」と同様のプロセスで耐震評価を実施した設計資料をレビューし，承認した。 4.6.2　耐震設計上重要な設備を設置する土木構造物の耐震設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」のうち耐震設計上重要な設備を設置する土木構造物について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　取水構造物の耐震設計 a.　取水構造物の地震応答解析 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で地震応答解析の基本方針を設定した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，地震応答解析の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.6.2(1)a.(b)　地震応答解析方法の設定」及び「4.6.2(1)a.(c)　地震応答解析の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で		

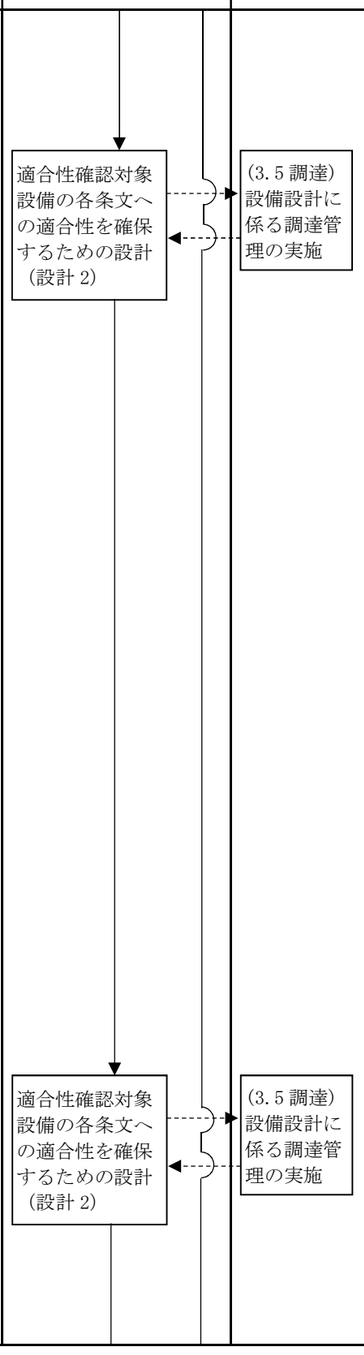
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)機能維持の基本方針」で定めた耐震設計方針をインプットとして，取水構造物の地震応答解析を行うための解析方針，フロー及び適用規格を検討し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，地震応答解析を行うための評価対象断面，解析方法，荷重及び荷重の組合せ，解析モデル及び諸元並びに入力地震動の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，取水構造物の解析方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象断面 供給者は，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析の評価を行う断面として解析方針に適合している評価対象断面を特定し，アウトプットとして評価対象断面の図面に取りまとめた。 ロ.　解析方法 供給者は，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード及び解析方法を設定し，アウトプットとして解析方法に取りまとめた。 ハ.　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，地震応答解析に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ニ.　入力地震動 供給者は，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析に用いる入力地震動について，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_sを基に算定し，アウトプットとして設置位置における基礎地盤の地質等を考慮した入力地震動に取りまとめた。 ホ.　解析モデル及び諸元 供給者は，「4.6.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析モデル及び諸元について，評価対象断面ごとに適用する解析モデルの条件及び方法並びに物性値等の諸元を整理し，アウトプットとして解析モデルの図面及び諸元表に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					(c)　地震応答解析の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.6.2(1)a.(b)　地震応答解析方法の設定」に基づく地震応答解析を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.2(1)a.(b)　地震応答解析方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震設計のための地震応答解析を実施し，アウトプットとして地震応答解析結果に取りまとめた。 b.　取水構造物の耐震計算 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.6.2(1)b.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.6.2(1)b.(b)　耐震評価方法の設定」及び「4.6.2(1)b.(c)　耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1. 設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」，「4.6.2(1)a.(b)　地震応答解析方法の設定」及び「4.6.2(1)a.(c)　地震応答解析の実施」で定めた耐震設計方針をインプットとして，取水構造物の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　耐震評価方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，耐震計算を行うための計算対象断面，荷重及び荷重の組合せ，許容限界及び評価方法の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.6.2(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，取水構造物の地震応答解析及び，応力解析による耐震評価方法の設定を以下に示すとおり実施した。 イ.　評価対象断面 供給者は，「4.6.2(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う対象断面として計算方針に適合している評価対象断面を特定し，アウトプットとして評価対象断面の図面に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ロ．　許容限界 供給者は，「4.6.2(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価に用いる許容限界について，評価対象断面に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ハ．　評価方法 供給者は，「4.6.2(1)b.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして耐震評価を行う評価方法を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (c)　耐震評価の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.6.2(1)b.(b)　耐震評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，「4.6.2(1)b.(b)　耐震評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び耐震評価による結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，「4.6.2(1)a.　取水構造物の地震応答解析」及び「4.6.2(1)b.　取水構造物の耐震計算」で定めた評価方針で取りまとめ，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーより，地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震設計上重要な設備を設置する構造物のうち屋外二重管，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク基礎，格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート，常設代替高圧電源装置置場及び西側淡水貯水設備，常設代替高圧電源装置用カルバート，可搬型設備用軽油タンク基礎，常設低圧代替注水系ポンプ室，代替淡水貯槽，常設低圧代替注水系配管カルバート，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポンプピット及び防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）について，「4.6.2(1)　取水構造物の耐震設計」と同様のプロセスにより地震応答解析及び耐震計算を実施し，設計資料		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.6.2(1)　取水構造物の耐震設計」と同様のプロセスにより地震応答解析及び耐震計算を実施し，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.7　設計用床応答曲線の作成 (1)　設計用床応答曲線の作成方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.1　耐震設計の基本方針」，「4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計」をインプットとして，床応答スペクトル解析の方針を検討し，設計用床応答曲線の作成方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　設計用床応答曲線の作成 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.7(1)　設計用床応答曲線の作成方針の設定」をインプットとして，設計用床応答曲線を作成するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，解析のインプットとして「4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計」で実施した，地震応答解析結果（耐震設計上重要な設備を設置する施設）を，供給者に提供した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，設計用床応答曲線の作成を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した地震応答解析結果（耐震設計上重要な設備を設置する施設）や供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，建屋床応答時刻歴から床応答曲線を作成し，床応答曲線が方針どおりに作成されていることを確認し，アウトプットとして設計用床応答曲線を取りまとめた。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーより，設計用床応答曲線が適切に作成されていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，設計用床応答曲線の作成方針として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.8　申請設備の耐震設計 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」にて抽出した耐震設計を行う設備について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下のとおり実施した。 4.8.1　機器・配管系の耐震評価 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.4 耐震設計を行う設備の抽出」にて抽出した機器・配管系について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計を所掌や委託先に応じ，以下の「4.8.1(1)　機器・配管系全般の耐震評価」，「4.8.1(2)　燃料集合体の耐震評価」及び「4.8.1(3)　通信連絡設備の耐震評価」に示すとおり実施した。 (1)　機器・配管系全般の耐震評価 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」で耐震評価の基本方針を設定した。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グルー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							プマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震評価の基本方針をインプットとして，「4.8.1(1)b.　設備ごとの耐震評価方法の設定」及び「4.8.1(1)c.　設備ごとの耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 a.　設備ごとの耐震評価方針の設定 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓｓ，弾性設計用地震動Ｓｄの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」をインプットとして，設備ごとの解析フロー及び適用規格を検討し，解析又は加振試験といった評価手法の選定を実施し，アウトプットとして設備ごとの耐震評価に係る基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 b.　設備ごとの耐震評価方法の設定 (a)　解析による耐震評価 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，申請設備ごとの耐震設計に係る評価方法の設定，「4.8.1(1)c.　設備ごとの耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								ジャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，解析のインプットとして，「4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計」で委託した地震応答解析結果（耐震設計上重要な設備を設置する施設）を，供給者に提供した。 （発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，解析のインプットとして，「4.8.1(2)　燃料集合体の耐震評価」で委託した地震応答解析結果（燃料集合体）を供給者に提供した。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，設備ごとの耐震評価に係る方法の設定を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」で設定した方針に従い，耐震評価の内容に応じ，以下の「4.8.1(1)b.(a)イ.～ニ.」に示すとおり耐震評価方法を設定した。 イ.　地震応答解析を実施した後に応力評価を実施するもの （イ）　設備ごとの耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，評価対象設備の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして設備ごとに耐震評価箇所を取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（ロ）　設備ごとの地震応答解析の実施 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，解析手法の概要，解析コード等を確認し，アウトプットとして設備ごとに地震応答解析の基本方針を取りまとめ，以下に示すとおり地震応答解析の方法を設定し，実施した。 ・設計用地震力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとし，設備の配置及び減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した設計用床応答曲線から設計用地震力に設定し，アウトプットとして設計用地震力を取りまとめた。 時刻歴応答解析を実施する設備について供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dを入力地震力として設定し，アウトプットとして設備ごとに入力地震動を取りまとめた。 ・解析モデル及び諸元 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，既工認実績及び設備の構造を踏まえ，質量，材料及び寸法等の情報を整理し，アウトプットとして解析モデル及び諸元を取りまとめた。 ・地震応答解析の実施 供給者は，地震応答解析の基本方針，設計用地震力，解析モデル及び諸元をインプットとして，地震応答解析を実施し，アウトプットとして設備ごとに地震応答解析結果を取りまとめた。 （ハ）　設備ごとの応力評価方法の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価手法の概要，解析コード等を確認し，アウトプットとして設備ごとに応力評価の基本方針を取りまとめ，以下に示すとおり応力評価の方法を設定した。 ・荷重の組合せ及び許容応力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せと適用する許容応力状態を確認し，アウトプットとして設備ごとに荷重の組合せと許容限界を取りまとめた。 ・応力評価における荷重等の条件 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価に用いる荷重を整理し，アウトプットとして設備		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ごとに応力評価における荷重等の条件を取りまとめた。 ・形状及び寸法又は解析モデル及び諸元 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，既工認実績及び設備の構造を踏まえ，質量，材料及び寸法等の情報を整理し，アウトプットとして設備ごとの応力評価に用いる形状，寸法及び材料又は解析モデルを取りまとめた。 ・応力評価方法 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，荷重の組合せと許容限界，自重及び荷重，形状，寸法及び材料又は解析モデル及び諸元を用いて応力を算出する方法を整理し，アウトプットとして設備ごとに応力評価方法を取りまとめた。 （ニ）　設備ごとの機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」において動的機能維持・電気的機能維持に係る評価を実施するとした設備について機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして設備ごとに機能維持評価方法を取りまとめた。 ロ.　固有値解析を実施した後に応力評価を実施するもの （イ）　設備ごとの耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，評価対象設備の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして設備ごとに耐震評価箇所を取りまとめた。 （ロ）　設備ごとの固有値解析の実施 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，固有値解析手法の概要，解析コード等を確認し，アウトプットとして設備ごとに固有値解析の基本方針を取りまとめ，以下に示すとおり固有値解析の方法を設定し，実施した。 ・固有値解析方法 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」 をインプットとして，固有値解析のモデル，諸元，解析方法を整理し，アウトプットとして固有値解析方法を取りまとめた。 ・固有振動数 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，各設備の固有振動数等を確認し，アウトプットとして設備ごとに固有振動数を取りまとめた。 （ハ）　設備ごとの応力評価方法の設定		

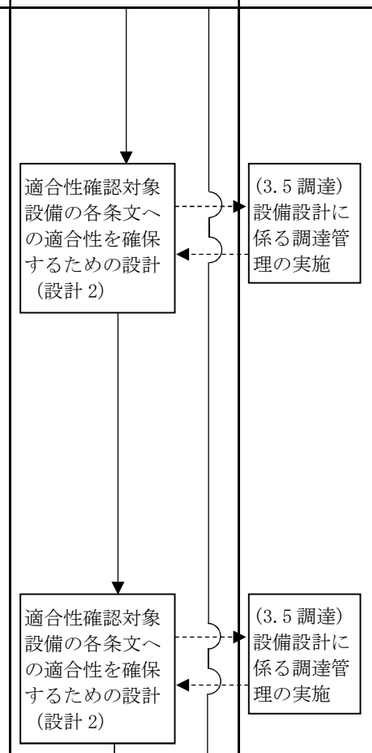
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価手法の概要，解析コード等を確認し，アウトプットとして設備ごとに応力評価の基本方針を取りまとめ，以下に示すとおり応力評価の方法を設定した。 ・荷重の組合せ及び許容応力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せ，適用する許容応力状態，温度及び圧力条件並びに評価部位の材料を整理し，アウトプットとして設備ごとに荷重の組合せと許容限界を取りまとめた。 ・設計用地震力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして設備ごとに設計用地震力を取りまとめた。 時刻歴応答解析を実施する設備について供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dを設計用地震力に設定し，アウトプットとして設備ごとに設計用地震力を取りまとめた。 ・応力評価方法 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力を算出する方法を整理し，アウトプットとして設備ごとに応力評価方法を取りまとめた。 ・応力評価条件 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，既工認実績及び設備の構造を踏まえ，質量，材料及び寸法等の情報を整理し，アウトプットとして応力評価条件を取りまとめた。 （ニ）　設備ごとの機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価の基本方針の設定」において動的機能維持・電気的機能維持に係る評価を実施するとした設備について機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして設備ごとに機能維持評価方法を取りまとめた。 ハ.　地震応答解析及び応力評価を同時に実施するもの （イ）　設備ごとの耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，評価対象設備の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして設備ごとに耐震評価箇所を取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（ロ）　設備ごとの地震応答解析及び応力評価の実施 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，解析手法の概要，解析コード等を確認し，アウトプットとして設備ごとに地震応答解析及び応力評価の基本方針を取りまとめ，以下に示すとおり地震応答解析及び応力評価の方法を設定した。 ・荷重の組合せ及び許容応力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せと適用する許容応力状態，温度及び圧力条件並びに応力評価部位の材料を確認し，アウトプットとして設備ごとに荷重の組合せと許容限界を取りまとめた。 ・設計用地震力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして設備ごとに設計用地震力を取りまとめた。 時刻歴応答解析を実施する設備について供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」，設置変更許可申請書類をインプットとして，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dを設計用地震力に設定し，アウトプットとして設備ごとに設計用地震力を取りまとめた。 ・モデル及び諸元 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」 をインプットとして，既工認実績及び設備の構造を踏まえ，質量，材料及び寸法等の情報を整理し，アウトプットとして設備ごとに地震応答解析モデル及び諸元を取りまとめた。 ・固有振動数 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，各設備の固有振動数等を確認し，アウトプットとして設備ごとに固有振動数を取りまとめた。 ・応力評価方法 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力を算出する方法を確認し，アウトプットとして設備ごとに応力評価方法を取りまとめた。 （ハ）　設備ごとの機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」 において動的機能維持・電気的機能維持に係る評価を実施するとした設備について機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして設備ごとに機能維持評価方法		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									を取りまとめた。 ニ．　フォーマットを定めて耐震評価を提示するもの （イ）　設備ごとの耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，評価対象設備の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして設備ごとに耐震評価箇所を取りまとめた。 （ロ）　設備ごとの地震応答解析及び応力評価の実施 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，解析手法の概要，解析コード等を確認し，アウトプットとして設備ごとに地震応答解析及び応力評価の基本方針を取りまとめ，以下に示すとおり地震応答解析及び応力評価の方法を設定した。 ・荷重の組合せ及び許容応力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せと適用する許容応力状態，温度及び圧力条件並びに応力評価部位の材料を確認し，アウトプットとして設備ごとに荷重の組合せと許容限界を取りまとめた。 ・設計用地震力 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとし，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして設備ごとに設計用地震力をフォーマットに取りまとめた。 ・モデル及び諸元 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，既工認実績及び設備の構造を踏まえ，質量，材料及び寸法等の情報を整理し，アウトプットとして設備ごとに地震応答解析モデル及び諸元をフォーマットに取りまとめた。 ・応力評価方法 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，応力を算出する方法を確認し，アウトプットとして設備ごとに応力評価方法を取りまとめた。 （ハ）　設備ごとの機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価の基本方針の設定」において動的機能維持・電気的機能維持に係る評価を実施するとした設備について機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして設備ごとに機能維持評価方法を取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									c.　設備ごとの耐震評価の実施 (a)　解析による耐震評価 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.8.1(1)b.　設備ごとの耐震評価方法の設定」に基づいた設備ごとの耐震評価を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.1(1)b.　設備ごとの耐震評価方法の設定」をインプットとして，耐震評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーより，評価が「4.8.1(1)b.　設備ごとの耐震評価方法の設定」で定めた評価方針に従っており，評価が妥当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，		

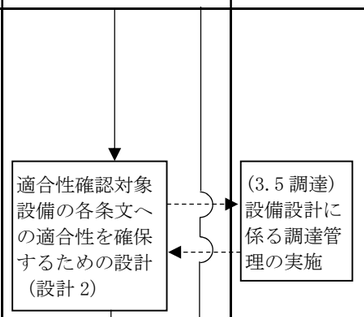
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，耐震評価を行い，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　加振試験による耐震評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「4.8.1(1)a.　設備ごとの耐震評価方針の設定」をインプットとして，評価対象設備の耐震評価（機能維持評価）に必要な加振試験を委託するための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーが調達文書にて要求した評価対象設備の加振試験を実施し，業務報告書にて報告を行った。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者から受領した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，機能維持評価の評価基準値と耐震評価委託にて調達した機能維持評価の評		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							価用加速度を比較し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　燃料集合体の耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.1(2)a.　燃料集合体の耐震評価方針の設定」で耐震評価の基本方針を設定した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価の基本方針をインプットとして，「4.8.1(2)b.　燃料集合体の耐震評価方法の設定」及び「4.8.1(2)c.　燃料集合体の耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 a.　燃料集合体の耐震評価方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」をインプットとして，燃料集合体の解析フロー及び適用規格を検討し，アウトプットとして燃料集合体の耐震設計の基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 b.　燃料集合体の耐震評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「a.　燃料集合体の耐震評価方針の設定」をインプットとして，耐震評価方法の設定，「c.　燃料集合体の耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，解析のインプットとして，「(1)　機器・配管系全般の耐震評価」で委託した地震応答解析結果（建屋機器連成解析）を供給者に提供した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，燃料集合体の耐震評価方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，燃料集合体の耐震評価方法を「4.8.1(1)b.(a)イ.　地震応答解析を実施した後に応力評価を実施するもの」と同様に耐震評価方法を設定した。 c.　燃料集合体の耐震評価の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「b.　燃料集合体の耐震評価方法の設定」に基づいた燃料集合体の耐震評価を要求した。 供給者は，「4.8.1(2)b.　燃料集合体の耐震評価方法の設定」をインプットとして，耐震評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして燃料集合体の耐震評価結果を取りまとめた。 供給者は，「4.8.1(2)b.　燃料集合体の耐震評価方法の設定」で定めた評価方針に従っており，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーより，評価が妥		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，耐震評価を行い，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.1(1)　機器・配管系全般の耐震評価」「4.8.1(2)　燃料集合体の耐震評価」をインプットとして，機器・配管系の耐震計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.1(1)　機器・配管系全般の耐震評価」「4.8.1(2)　燃料集合体の耐震評価」をインプットとして，同様の手法を使用して評価する設備について，手法・式等を１つの資料に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　通信連絡設備の耐震評価 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.1(3)a.　通信連絡設備の耐震評価方針の設定」で耐震評価の基本方針を設定した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価の基本方針をインプットとして，「4.8.1(3)b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定」のうち，通信連絡設備の機能維持評価の評価基準値を得るために必要な加振試験を委託するための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価の基本方針をインプットとして，「4.8.1(3)b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定」及び「4.8.1(3)c.　通信連絡設備の耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，「4.8.1(3)b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定」をインプットとして，「4.8.1(3)c.　通信連絡設備の耐震評価の実施」のうち機能維持評価について，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーが調達した評価基準値と発生値を比較し，機能維持評価を実施した。 a.　通信連絡設備の耐震評価方針の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓ$_s$，弾性設計用地震動Ｓ$_d$の概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)機能維持の基本方針」をインプットとして，解析フロー及び適用規格を検討し，加振試験又は解析等の評価手法の選定を実施し，アウトプットとして通信連絡設備の耐震設計の基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは委託の中で，供給者に対し，通信連絡設備の耐震評価（機能維持評価）に必要な加振試験の実施を要求した。 供給者は，電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーからの要求を受けて，通信連絡設備の加振試験を実施し，業務報告書にて報告を行った。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは委託の中で，供給者に対し，通信連絡設備の耐震評価方法の設定を要求した。 供給者は，電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして「4.8.1(3)a.通信連絡設備の耐震評価方針の設定」で設定した方針に従い，「4.8.1(1)b.(a)		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									ロ．　固有値解析を実施した後に応力評価を実施するもの」と同様に，通信連絡設備の耐震評価方法を設定した。 c.　通信連絡設備の耐震評価の実施 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは委託の中で，供給者に対し，「4.8.1(3)b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定」に基づいた通信連絡設備の耐震評価のうち構造強度評価の実施を要求した。 供給者は，電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.1(3)b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定」をインプットとして，構造強度評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーより，評価が「4.8.1(3)b.　通信連絡設備の耐震評価方法の設定」で定めた評価方法に従っており，評価が妥当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，加振試験で得られた機能維持評価の評価基準値と機能維持評価の評価用加速度を比較し，通信連絡設備の機能維持評価を実施した。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，「4.8.1(3)　通信連絡設備の耐震評価」をインプットとして，通信連絡設備の耐震計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 4.8.2　建物・構築物の耐震設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」のうち建物・構築物について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下に示すとおり実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(1)　原子炉格納容器底部コンクリートマット a.　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計算 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，耐震計算の基本方針，既工認及び設備図書をインプットとして，「4.8.2(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」，「4.8.2(1)a.(c)　応力解析による評価方法の設定」及び「4.8.2(1)a.(d)　耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」，「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」及び「4.6.1(1)a.(c)　地震応答解析の実施」で定めた耐震設計方針をインプットとして，原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析による評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは委託の中で，供給者に対し，地震応答解析による耐震計算を行うために「4.6.1 (1)a.(b)　解析方法の設定」に加え許容限界の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震評価に用いる許容限界について，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 (c)　応力解析による評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは委託の中で，供給者に対し，応力解析による耐震評価を行うための評価対象部位，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せ，許容限界，解析モデル及び諸元並びに評価方法の設定を要求した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，解析のインプットとして「4.6.1(1)a.　原子炉建屋の地震応答解析」で調達した地震応答解析結果を供給者に提供した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　評価対象部位 供給者は，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う対象部位として評価方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せについて，評価方針及び適用規格に適合した「4.6.1(1)a.　原子炉建屋の地震応答解析」による解析結果を取込んだ荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ハ．　許容限界 供給者は，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ニ．　解析モデル及び諸元 供給者は，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」をインプットとして，既工認実績及び設備の構造を踏まえ，質量，材料及び寸法等の情報を整理し，アウトプットとして解析モデル及び諸元を取りまとめた。 ホ．　評価方法 供給者は，「4.8.2(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして耐震評価を行う評価方法について，解析モデル，解析コード及び解析諸元を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (d)　耐震評価の実施 （開発計画室）建築グループマネージャーは委託の中で，供給者に対し，「4.8.2(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.8.2(1)a.(c)　応力解析による評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.2(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.8.2(1)a.(c)　応力解析による評価方法の設定」で定めた評価方法をインプットとして，評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び応力解析による結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，耐震設計上重要な設備を設置する原子炉格納容器底部コンクリー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	

トマットの「4.8.2(1)a.　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計算」の結果を取りまとめ，（開発計画室）建築グループマネージャーより地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。

（開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。

（開発計画室）建築グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。

（開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.8.2(1)a.　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計算」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。

（その他設備）

（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，建物・構築物のうち，使用済燃料プール，原子炉建屋原子炉棟，非常用ガス処理系排気筒及び緊急時対策所について，原子炉格納容器底部コンクリートマットと同様のプロセスにより耐震計算を実施し，設計資料に取りまとめた。

（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，「4.8.2(1)a.　原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計算」と同様のプロセスで耐震評価を実施した設計資料を取りまとめレビューし，承認した。

4.8.3　浸水防護施設の耐震設計

保守総括グループマネージャー，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」のうち浸水防護施設について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下に示すとおり実施した。

(1)　浸水防護施設に係る建物の耐震設計

（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。

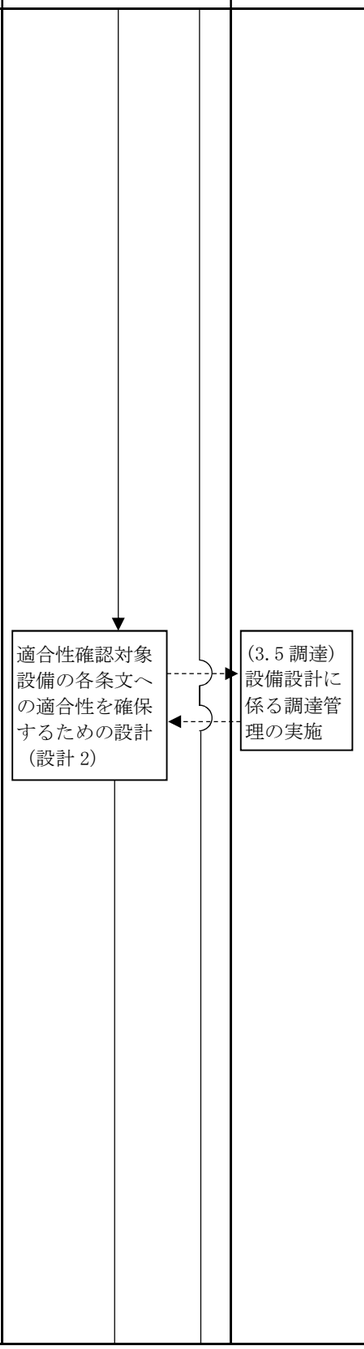
（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」，「4.8.3(1)a.(c)　耐震評価方法の設定」及び「4.8.3(1)a.(d)　耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 a.　水密扉の耐震計算 (a)　基本方針の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」及び「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」で定めた耐震設計方針をインプットとして，水密扉の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析による評価方法の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，地震応答解析による耐震計算を行うために，「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計（原子炉建屋）」における地震応答解析結果を取込み，各扉の設計震度の算定を要求した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，解析のインプットとして「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計（原子炉建屋）」で調達した地震応答解析結果を供給者に提出した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，水密扉の耐震評価に用いる設計震度を算定し，アウトプットとして設計震度の表に取りまとめた。 (c)　耐震評価方法の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，耐震評価を行うための評価対象部位，解析方法，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せ，材料の諸元，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，水密扉の耐震評価を以下に示すとおり実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う対象部位として評価方針に適合している評価対象部位を特定し，その結果をアウトプットとして計算対象部位の図面に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せについて，評価方針及び適用規格に適合した「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」における地震応答解析結果を取込んだ荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をアウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ハ．　許容限界 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，その結果をアウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ニ．　評価方法 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」における地震応答解析結果を取込んだ評価方法を設定し，その結果をアウトプットとして評価方法に取りまとめた。 ホ．　評価条件 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，解析モデルの図面及び諸元表をインプットとして，耐震評価を行う評価条件を設定し，その結果をアウトプットとして評価条件に取りまとめた。 (d)　耐震評価の実施 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，水密扉について「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.8.3(1)a.(c)　耐震評価方法の設定」に基づく耐震評価を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，水密扉について「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							による評価方法の設定」及び「4.8.3(1)a.(c)　耐震評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び耐震評価による結果が許容限界以下であることを確認し，その結果をアウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)～(d)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　管理区域外伝播防止堰の耐震計算 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」，「4.8.2(2)b.(c)　耐震評価方法の設定」及び「4.8.3(1)a.(c)　耐震評価の実施」を実施するために設計した。 (a)　基本方針の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓs，弾性設計用地震動Ｓdの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)機能維持の基本方針」及び「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」で定めた耐震設計方針をインプットとして，管理区域外伝播防止堰の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析による評価方法の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，地震応答解析による評価を行うために「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」における地震応答解析結果を取込み，最大応答加速度を算定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，管理区域外伝播防止堰の耐震評価に用いる最大応答加速度を算定し，その結果をアウトプットとして最大応答加速度の表に取りまとめた。 (c)　耐震評価方法の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，耐震評価を行うための評価対象部位，解析方法，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せ，材料の諸元，許容限界，評価方法及び評価条件を設定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a)　基本方針の設定」及び「4.8.2(2)b.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，管理区域外伝播防止堰の耐震評価を以下に示すとおり実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						イ．　評価対象部位 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a) 基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震評価を行う対象部位として評価方針に適合している評価対象部位を特定し，その結果をアウトプットとして計算対象部位の図面に取りまとめた。 ロ．　解析方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a) 基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして，「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」で求めた最大応答加速度を基に，評価対象部位に適用する解析方法を設定し，その結果をアウトプットとして解析方法に取りまとめた。 ハ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a) 基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せについて，評価方針及び適用規格に適合した「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」における地震解析結果を取込んだ荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をアウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ニ．　許容限界 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a) 基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象部位に適用する許容限界を設定し，その結果をアウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ホ．　評価方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a) 基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計（原子炉建屋）」における地震応答解析結果を取込んだ評価方法を設定し，その結果をアウトプットとして評価方法に取りまとめた。 ヘ．　評価条件 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(a) 基本方針の設定」で定めた評価方針，解析モデルの図面及び諸元表をインプットとして，耐震評価を行う評価条件を設定し，その結果をアウトプットとして評価条件に取りまとめた。 (d)　耐震評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，管理区域外伝播防止堰について「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.8.3(1)a.(c)　耐震評価方法の設定」に基づく耐震評価を実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.8.3(1)a.(c)　耐震評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び耐震評価による結果が許容限界以下であることを確認し，その結果をアウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(1)b.　管理区域外伝播防止堰の耐震計算」で実施した評価結果をインプットとし，内郭浸水防護堰の耐震計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.2(1)a.(a)～(d)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (その他設備) （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，浸水防護施設に係る建物のうち溢水拡大防止堰及び止水板について，「4.8.3(1)b.　管理区域外伝播防止堰の耐震計算」と同様のプロセスにより，耐震計算を実施し，設計資料をレビューし，承認した。 (2)　浸水防護施設に係る土木構造物の耐震設計 (防潮堤（鋼製防護壁）) （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.8.3(2)a.　防潮堤（鋼製防護壁）の耐震計算」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 a.　防潮堤（鋼製防護壁）の耐震計算 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)機能維持の基本方針」で定めた耐震設計方針をインプットとして，防潮堤（鋼製防護壁）の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，地震応答解析のための評価対象断面，解析方法，荷重及び荷重の組合せ，入力地震動並びに地震応答解析モデル及び諸元の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受け		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							て，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防潮堤（鋼製防護壁）の地震応答解析方法を以下のとおり設定した。 イ．　評価対象断面 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析の評価を行う断面として解析方針に適合している評価対象断面及び部位を特定し，アウトプットとして評価対象断面の図面に取りまとめた。 ロ．　解析方法 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」 で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード及び解析方法を設定し，アウトプットとして解析方法に取りまとめた。 ハ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」 で定めた評価方針をインプットとして，地震応答解析に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ニ．　入力地震動 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析に用いる入力地震動について，設置変更許可申請書で設定した基準地震動Ｓｓを基に算定し，アウトプットとして設置位置における基礎地盤の地質・速度構造等を考慮した入力地震動に取りまとめた。 ホ．　解析モデル及び諸元 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」 で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析モデル及び諸元について，評価対象断面ごとに適用する解析モデルの条件及び方法並びに物性値等の諸元を整理し，アウトプットとして解析モデルの図面及び諸元表に取りまとめた。 (c)　地震応答解析の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.8.3(2)a.(b)　地震応答解析方法の設定」に基づく地震応答解析を要求した。 供給者は，「4.8.3(2)a.(b)　地震応答解析方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震設計のための地震応答解析を実施し，アウトプットとして地震応答解析結果に取りまとめた。 (d)　耐震評価方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，耐震評価のための許容限界及び評価方法の設定を要求した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」，「4.8.3(2)a.(b)　地震応答解析方法の設定」及び「4.8.3(2)a.(c)　地震応答解析の実施」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能の図書をインプットとして，防潮堤（鋼製防護壁）の耐震評価方法の設定を以下に示すとおり設定した。 イ．　許容限界 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットして，耐震評価に用いる許容限界について，「4.8.3(2)a.(b)　地震応答解析方法の設定」で特定した評価対象断面に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ロ．　評価方法 供給者は，「4.8.3(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，耐震計算を行う評価方法を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (e)　耐震評価の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.8.3(2)a.(d)　耐震評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(2)a.(d)　耐震評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び耐震評価の結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(2)a.　防潮堤（鋼製防護壁）の耐震計算」の結果を取りまとめ，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーより，地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防潮堤（鋼製防護壁）の耐震計算書にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.3(2)a.(a)～(e)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（その他設備） （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，防潮堤（鉄筋コンクリート防護壁），防潮扉，放水路ゲート，構内排水路逆流防止設備について，「4.8.3(2)a.　防潮堤（鋼製防護壁）の耐震計算」と同様のプロセスにより耐震評価を実施し，設計資料を取りまとめレビューし，承認した。 (3)　浸水防護施設に係る機器・配管系の耐震評価 a.　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価 (a)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)機能維持の基本方針」及び設備図書をインプットとして，取水路点検用開口部浸水防止蓋の適用規格を整理し，また設置位置，設備構造及び耐震評価フローを図にまとめ，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋耐震評価の基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価箇所に対する固有値解析の実施，応力評価方法及び機能維持評価方法の設定を以下に示すとおり実施した。 イ．　耐震評価箇所の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a(a)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，設備図書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価箇所を確認して図にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　固有値解析の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，固有値解析の基本方針の設定，固有値解析の方法の設定，固有値解析を以下に示すとおり実施した。 （イ）　固有値解析の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(a)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，固有値解析手法の概要を確認し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の固有値解析の基本方針を取りまとめた。 （ロ）　固有値解析の方法の設定 ・固有値解析の方法 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(b)ロ.(イ)　固有値解析の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ＡＧ等の適用規格をインプットとして，固有値解析のモデル，諸元及び解析方法を整理し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の固有値解析の方法を取りまとめた。 ・固有値解析の条件 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(b)ロ.(イ)　固有値解析の基本方針の設定」で定めた固有値解析の基本方針及び設備図書をインプットとして，取水路点検用開口部浸水防止蓋の構造を踏まえ，材料，質量，寸法等の情報を整理し，アウトプットとして固有値解析の条件を取りまとめた。 （ハ）　固有値解析の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(b)ロ　.(イ)　固有値解析の基本方針の設定」で定めた固有値解析の基本方針及び「4.8.3(3)a.(b)ロ.(ロ)　固有値解析の方法の設定」で定めた固有値解析の方法をインプットとして，取水路点検用開口部浸水防止蓋の固有振動数等を確認し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の固有値解析結果を取りまとめた。 ハ.　応力評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取水路点検用開口部浸水防止蓋の応力評価の基本方針の設定，荷重の組合せ及び許容応力の設定，設計用地震力の設定，応力評価方法の設定，応力評価条件の設定を以下に示すとおり実施した。 （イ）　応力評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(a)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及び「4.8.3(3)a.(b)イ.　耐震評価箇所の設定」で定めた評価箇所をインプットとして，評価箇所に対する荷重の組合せ及び許容応力，設計用地震力，応力評価方法及び応力評価条件を求めるための基本方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　荷重の組合せ及び許容応力の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(b)ハ.(イ)　応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せ，適用する許容応力状態，温度条件及び評価部位の材料を整理し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の荷重の組合せ及び許容応力を取りまとめた。 （ハ）　設計用地震力の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(b)ハ.(イ)　応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットと		

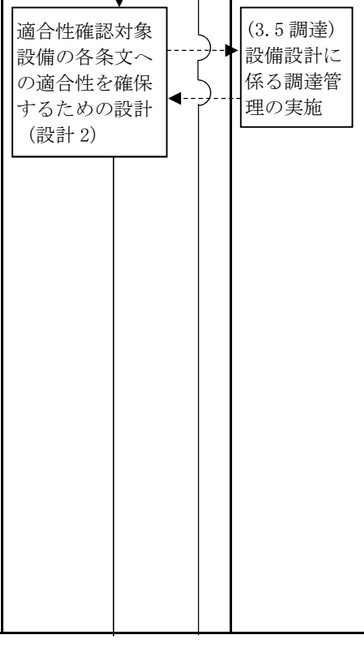
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						して，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の設計用地震力を取りまとめた。 （ニ）　応力評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(b)ハ.(イ)　応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及び適用規格をインプットとして，応力を算出する方法を整理し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の応力評価方法を取りまとめた。 （ホ）　応力評価条件の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは「4.8.3(3)a.(b)ハ.(イ)応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，取水路点検用開口部浸水防止蓋の構造に応じた質量，材料，寸法等の情報を整理し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の応力評価条件を取りまとめた。 ニ.　機能維持評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(a)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，技術資料及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，取水路点検用開口部浸水防止蓋の機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして取水路点検用開口部浸水防止蓋の機能維持評価方法を取りまとめた。 (c)　耐震評価の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(a)　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，「4.8.3(3)a.(b)ロ.(ハ)　固有値解析の実施」で求めた固有値解析結果，「4.8.3(3)a.(b)ハ.　応力評価方法の設定」で求めた，荷重の組合せ及び許容応力，設計用地震力，応力評価方法，応力評価条件並びに「4.8.3(3)a.(b)ニ.機能維持評価方法の設定」で求めた機能維持評価方法をインプットとして，「1.設計に係る解析業務の管理」に従い，取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価について，自ら計算し耐震評価結果を表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.8.3(3)a.(a)～(c)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，浸水防止蓋及び逆止弁について，「4.8.2(3)a.　取水路点検用開口部浸水防止蓋の耐震評価」と同様のプロセスにより耐震評価を実施し，設計資料を取りまとめレビューし，承認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5調達）設備設計に係る調達管理の実施					b.　取水ピット水位計の耐震評価 (a)　取水ピット水位計の耐震評価の基本方針の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓs，弾性設計用地震動Ｓdの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)機能維持の基本方針」をインプットとして，取水ピット水位計の解析フロー及び適用規格を検討し，アウトプットとして取水ピット水位計の耐震設計に係る基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　取水ピット水位計の耐震評価方法の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.3(3)b.(a)　取水ピット水位計の耐震評価の基本方針の設定」をインプットとして，取水ピット水位計の耐震評価方法の設定するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者に対し，取水ピット水位計の耐震評価に係る方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，耐震評価箇所の設定，地震応答解析，応力評価及び機能維持評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　耐震評価箇所の設定 供給者は「4.8.3(3)b.(a)　取水ピット水位計の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な設備図書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，取水ピット水位計の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして取水ピット水位計の耐震評価箇所を取りまとめた。 ロ．　地震応答解析及び応力評価の実施 供給者は，地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定，荷重の組合せ及び許容応力の設定，設計用地震力の設定，解析モデル及び諸元の設定，固有値の設定，応力評価方法の設定を以下に示すとおり実施した。 （イ）　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定 供給者は，「4.8.3(3)b.(a)　取水ピット水位計の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，地震応答解析手法の概要，応力評価手法の概要及び解析コード等を確認し，アウトプットとして取水ピット水位計の地震応答解析及び応力評価の基本方針を取りまとめた。 （ロ）　荷重の組合せ及び許容応力の設定 供給者は，「4.8.3(3)b.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せ，適用する許容応力状態，温度条件及び評価部位の材料を整理し，アウトプットとして取水ピット水		

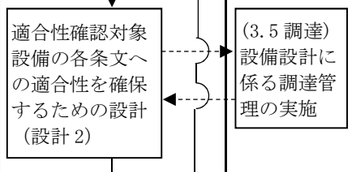
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						位計の荷重の組合せ及び許容応力を取りまとめた。 (ハ)　設計用地震力の設定 供給者は「4.8.3(3)b.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして取水ピット水位計の設計用地震力を取りまとめた。 (ニ)　解析モデル及び諸元の設定 供給者は，「4.8.3(3)b.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の構造を踏まえ，材料，寸法及び重量等の情報を整理し，アウトプットとして取水ピット水位計の解析モデル及び諸元を取りまとめた。 (ホ)　固有値 供給者は，「4.8.3(3)b.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，取水ピット水位計の固有値を確認し，アウトプットとして取水ピット水位計の固有値を取りまとめた。 (ヘ)　応力評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)b.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及び適用規格をインプットとして，応力を算出する方法を整理し，アウトプットとして取水ピット水位計の応力評価方法を取りまとめた。 ハ.　機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)b.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，技術資料及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，取水ピット水位計の機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして取水ピット水位計の機能維持評価方法を取りまとめた。 (c)　耐震評価の実施 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，行った委託の中で，供給者に対し，「4.8.3(3)b.(b)　取水ピット水位計の耐震評価方法の設定」に基づいた取水ピット水位計の耐震評価を要求した。 供給者は，要求を受けて，「4.8.3(3)b.(b)　取水ピット水位計の耐震評価方法の設定」をインプットとして，耐震評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果を取りまとめた。 供給者は，評価が「4.8.3(3)b.(b)　取水ピット水位計の耐震評価方法の設		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					定」で定めた評価方針に従っており，評価が妥当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，取水ピット水位計の耐震計算書にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.3(3)b.(a)～(c)」で取りまとめ設計資料をレビューし，承認した。 c.　貫通部止水処置の耐震評価 (a)　貫通部止水処置の耐震評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓs，弾性設計用地震動Ｓd の概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」及び設備図書をインプットとして，貫通部止水処置の適用規格を整理し，また設置位置，設備構造及び耐震評価フローを図にまとめ，アウトプットとして貫通部止水処置の耐震評価の基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　貫通部止水処置の耐震評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(3)c.(a)　貫通部止水処置の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，貫通部止水処置の耐震評価方法を設定するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，行った委託の中で，供給者に対し，貫通部止水処置の耐震評価箇所の設定，荷重評価の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，耐震評価箇所の設定及び荷重評価の実施を以下に示すとおり実施した。 イ．　耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.3(3)c.(a)　貫通部止水処置の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な設備図書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，貫通部止水処置の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして貫通部止水処置の耐震評価箇所を取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ロ．　荷重評価の実施 供給者は，荷重評価の基本方針の設定，荷重の組合せ及び許容荷重の設定，設計用地震力の設定，荷重評価方法の設定を以下に示すとおり実施した。 （イ）　荷重評価の基本方針の設定 供給者は，「4.8.3(3)c.(a)　貫通部止水処置の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，荷重評価手法の概要を確認し，アウトプットとして貫通部止水処置の荷重評価の基本方針を取りまとめた。 （ロ）　荷重の組合せ及び許容荷重の設定 供給者は，「4.8.3(3)c.(b)ロ.(イ)　荷重評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せ及び適用する許容応力状態を整理し，アウトプットとして貫通部止水処置の荷重の組合せ及び許容応力を取りまとめた。 （ハ）　設計用地震力の設定 供給者は，「4.8.3(3)c.(b)ロ.(イ)　荷重評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7 設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして貫通部止水処置の設計用地震力を取りまとめた。 （ニ）　荷重評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)c.(b)ロ.(イ)　荷重評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及び適用規格をインプットとして，荷重を算出する方法を整理し，アウトプットとして貫通部止水処置の荷重評価方法を取りまとめた。 (c)　耐震評価の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，「4.8.3(3)c.(b) 貫通部止水処置の耐震評価方法の設定」に基づいた貫通部止水処置の耐震評価を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(3)c.(b)　貫通部止水処置の耐震評価方法の設定」をインプットとして，耐震評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果を取りまとめた。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーより，評価が「4.8.3(3)c.(b)　貫通部止水処置の耐震評価方法の設定」で定めた評価方針に従っており，評価が妥当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，貫通部止水処置の耐震計算書にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.8.3(3)c.(a)～(c)」で取りまとめ設計資料をレビューし，承認した。 d.　津波・構内監視カメラの耐震評価 (a)　津波・構内監視カメラの耐震評価方針の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓs，弾性設計用地震動Ｓdの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)　機能維持の基本方針」をインプットとして，津波・構内監視カメラの適用規格を整理し，また設置位置，設備構造及び耐震評価フローを図にまとめ，アウトプットとして津波・構内監視カメラの耐震評価の基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　津波・構内監視カメラの耐震評価方法の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.3(3)d.(a)　津波・構内監視カメラの耐震評価方針の設定」をインプットとして，津波・構内監視カメラの耐震評価方法の設定するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，津波・構内監視カメラの耐震評価箇所の設定，地震応答解析の実施，応力評価の実施及び機能維持評価の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，耐震評価箇所の設定，地震応答解析，応力評価及び機能維持評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(a)　津波・構内監視カメラの耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な設備図書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，津波・構内監視カメラの耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして津波監視カメラの耐震評価箇所を取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								ロ．　地震応答解析及び応力評価の実施 供給者は，地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定，荷重の組合せ及び許容応力の設定，設計用地震力の設定，解析モデル及び諸元の設定，固有値の算出，応力評価方法の設定を以下に示すとおり実施した。 （イ）　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(a)　津波・構内監視カメラの耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，地震応答解析手法の概要，応力評価手法の概要及び解析コード等を確認し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの地震応答解析及び応力評価の基本方針を取りまとめた。 （ロ）　荷重の組合せ及び許容応力の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せ，適用する許容応力状態，温度条件及び評価部位の材料を整理し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの荷重の組合せ及び許容応力を取りまとめた。 （ハ）　設計用地震力の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの設計用地震力を取りまとめた。 （ニ）　解析モデル及び諸元の設定 供給者は「4.8.3(3)d.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の構造を踏まえ，材料，寸法及び重量等の情報を整理し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの解析モデル及び諸元を取りまとめた。 （ホ）　固有値の算出 供給者は「4.8.3(3)d.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，津波・構内監視カメラの固有値を確認し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの固有値を取りまとめた。 （ヘ）　応力評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及び適用規格をインプットとして，応力を算出する方法を整理し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの応力評価方法を取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ハ．　機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(b)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，技術資料及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，津波・構内監視カメラの機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの機能維持評価方法を取りまとめた。 (c)　津波・構内監視カメラの耐震評価の実施 保守総括グループマネージャーは，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが行った委託の中で，供給者に対し，「4.8.3(3)d.(a)　津波・構内監視カメラの耐震評価方法の設定」に基づいた設備ごとの応力評価及び機能維持評価を要求した。 供給者は，「4.8.3(3)d.(a)　津波・構内監視カメラの耐震評価方法の設定」をインプットとして，応力評価及び機能評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして津波・構内監視カメラの耐震評価結果をリストにまとめた。 供給者は，「4.8.3(3)d.(a)　津波・構内監視カメラの耐震評価方法の設定」で定めた評価方針に従っており，保守総括グループマネージャーより，評価が妥当であることの確認を受け，それをアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 (d)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価の基本方針の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.2　基準地震動Ｓs，弾性設計用地震動Ｓdの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)機能維持の基本方針」及び設備図書をインプットとして，津波・構内監視カメラ操作盤の適用規格を整理し，また設置位置，設備構造及び耐震評価フローを図にまとめ，アウトプットとして津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価の基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (e)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価方法の設定 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.3(3)d.(d)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価方法を設定するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，行った委託の中で，供給者に対し，津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価箇所の設定，地震応答解析の実施，応力評価の実施及び機能維持評価の実施を要求した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，耐震評価箇所の設定，地震応答解析，応力評価及び機能維持評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　耐震評価箇所の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(d)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な設備図書及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価箇所を確認し，アウトプットとして津波監視カメラ操作盤の耐震評価箇所を取りまとめた。 ロ．　地震応答解析及び応力評価の実施 供給者は，地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定，荷重の組合せ及び許容応力の設定，設計用地震力の設定，解析モデル及び諸元の設定，固有値の算出，応力評価方法の設定を以下に示すとおり実施した。 （イ）　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(d)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，地震応答解析手法の概要，応力評価手法の概要及び解析コード等を確認し，アウトプットとして津波・構内監視カメラ操作盤の地震応答解析及び応力評価の基本方針を取りまとめた。 （ロ）　荷重の組合せ及び許容応力の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(e)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，応力評価において考慮する荷重の組合せ，適用する許容応力状態，温度条件及び評価部位の材料を整理し，アウトプットとして津波・構内監視カメラ操作盤の荷重の組合せ及び許容応力を取りまとめた。 （ハ）　設計用地震力の設定 供給者は「4.8.3(3)d.(e)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の配置，減衰定数に応じ，「4.7　設計用床応答曲線の作成」で作成した床応答曲線を設計用地震力に設定し，アウトプットとして津波監視カメラ操作盤の設計用地震力を取りまとめた。 （ニ）　解析モデル及び諸元の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(e)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，設備の構造を踏まえ，材料，寸法及び重量等の情報を整理し，アウトプットとして津波監視カメラ操作盤の解析モデル及び諸元を取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（ホ）　固有値の算出 供給者は「4.8.3(3)d.(e)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，津波・構内監視カメラ操作盤の固有値を確認し，アウトプットとして津波監視カメラ操作盤の固有値を取りまとめた。 （ヘ）　応力評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(e)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針及び適用規格をインプットとして，応力を算出する方法を整理し，アウトプットとして津波監視カメラ操作盤の応力評価方法を取りまとめた。 ハ.　機能維持評価方法の設定 供給者は，「4.8.3(3)d.(e)ロ.(イ)　地震応答解析及び応力評価の基本方針の設定」で定めた基本方針，技術資料及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，津波・構内監視カメラ操作盤の機能維持評価方法を整理し，アウトプットとして津波・構内監視カメラ操作盤の機能維持評価方法を取りまとめた。 (f)　耐震評価の実施 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，「4.8.3(3)d.(e)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価方法の設定」に基づいた津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価を要求した。 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.3(3)d.(e)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価方法の設定」をインプットとして，耐震評価を実施し，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果を取りまとめた。 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーより，評価が「4.8.3(3)d.(e)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価方法の設定」で定めた評価方針に従っており，評価が妥当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した委託報告書を確認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.3(3)d.(d)　津波・構内監視カメラ操作盤の耐震評価の基本方針の設定」から「4.8.3(3)d.(f)　耐震評価の実施」をインプットとして，津波・構内監視カメラ操作盤の耐震計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「4.8.3(3)d.(a)～(f)」		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					で取りまとめ設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，潮位計について「4.8.3(3)d.　津波・構内監視カメラの耐震評価」と同様のプロセスにより耐震評価を実施し，設計資料を取りまとめレビューし，承認した。 4.8.4　非常用取水設備の耐震設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」のうち非常用取水設備について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下のとおり実施した。 (1)　ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.8.4(1)b.　ＳＡ用海水ピット取水塔の地震応答解析」及び「4.8.4(1)c.　ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震計算」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 a.　ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震計算の基本方針 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)機能維持の基本方針」で定めた耐震設計方針をインプットとして，ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　ＳＡ用海水ピット取水塔の地震応答解析 (a)　地震応答解析方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，地震応答解析のための評価対象断面，解析方法，荷重及び荷重の組合せ，地震応答解析モデル及び諸元並びに入力地震動の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，ＳＡ用海水ピット取水塔の地震応答解析方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象断面 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析の評価を行う断面として解析方針に適合している評価対象断面を特定し，アウトプットとして評価対象断面の図		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							面に取りまとめた。 ロ．　解析方法 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード及び解析方法を設定し，アウトプットとして解析方法に取りまとめた。 ハ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，地震応答解析に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ニ．　入力地震動 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析に用いる入力地震動について，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_sを基に算定し，アウトプットとして設置位置における基礎地盤の地質・速度構造等を考慮した入力地震動に取りまとめた。 ホ．　解析モデル及び諸元 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析モデル及び諸元について，評価対象断面ごとに適用する解析モデルの条件及び方法並びに物性値等の諸元を整理し，アウトプットとして解析モデルの図面及び諸元表に取りまとめた。 (b)　地震応答解析の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.8.4(1)a.(b)　地震応答解析方法の設定」に基づく地震応答解析を要求した。 供給者は，「4.8.4(1)a.(b)　地震応答解析方法の設定」で定めた設計結果をインプットとして，耐震設計のための地震応答解析を実施し，アウトプットとして地震応答解析結果に取りまとめた。 c.　ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震計算 (a)　耐震評価方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，耐震評価のための評価対象断面，荷重及び荷重の組合せ，許容限界及び評価方法を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，ＳＡ用海水ピット取水塔の地震応答解析及び応力解析による耐震評価方法の設定を以		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						下のとおり実施した。 イ．　許容限界 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震計算に用いた許容限界について，評価対象断面に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ロ．　評価方法 供給者は，「4.8.4(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして耐震評価を行う評価方法を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (b)　耐震評価の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し，「4.8.4(1)c.(a)　耐震評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，「4.8.4(1)c.(a)　耐震評価方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び耐震評価の結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，「4.8.4(1)b.　ＳＡ用海水ピット取水塔の地震応答解析」及び「4.8.4(1)a.　ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震計算」の結果で取りまとめ，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーより，地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。 また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，耐震評価結果をまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.8.4(1)a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，取水構造物，海水引込み管，貯留堰，貯留堰取付護岸及び緊急用海水取水管について，「4.8.4(1)　ＳＡ用海水ピット取水塔の耐震計算」と同様のプロセスにより地震応答解析及び耐震計算を実施し，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。		

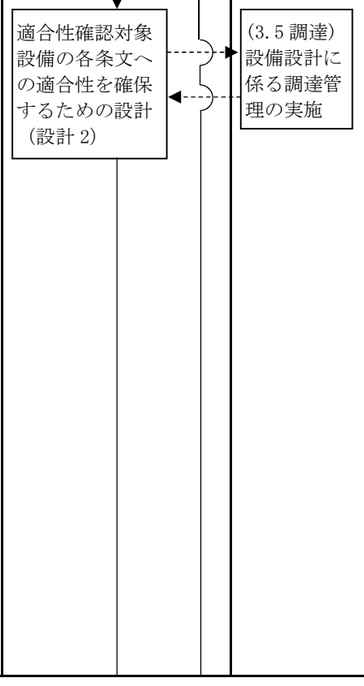
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					【耐震性に関する説明書】 4.9　波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャー，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」にて抽出した波及的影響評価を行う施設（「4.9.1　波及的影響を及ぼすおそれのある建物・構築物の耐震評価」，「4.9.2　波及的影響を及ぼすおそれのある機器・配管系の耐震評価」）について，以下に示すとおり上位クラス施設の安全機能に波及的影響を及ぼすおそれがないことを確認した。 4.9.1　波及的影響を及ぼすおそれのある建物・構築物の耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」のうち波及的影響を及ぼすおそれのある建物・構築物について，耐震重要度分類又は重大事故等対処施設の設備区分に応じた耐震設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　波及的影響を及ぼすおそれのある建物の耐震評価 （タービン建屋） a.　タービン建屋の耐震計算 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.9.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，耐震計算の基本方針，既工認及び設備図書をインプットとして，「4.9.1(1)a.(b)　波及的影響評価方法の設定」及び「4.9.1(1)a.(c)　波及的影響評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」で定めた耐震設計方針をインプットとして，タービン建屋の上位クラスへの波及的影響評価を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討し，波及的影響の評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　波及的影響評価方法の設定 （開発計画室）建築グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，上位クラスへの波及的影響を及ぼすおそれのあるタービン建屋の波及的影響評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，解析モデル及び諸元並びに評価方法の設定を要求した。		

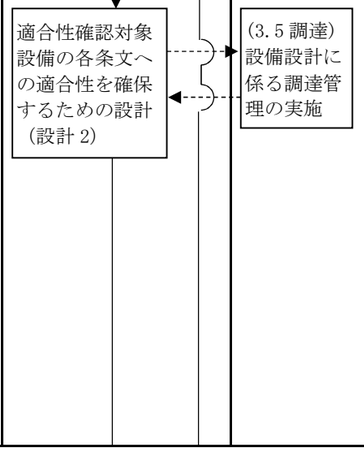
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，（開発計画室）建築グループマネージャーからの要求を受けて，「4.9.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，上位クラスへの波及的影響を及ぼすおそれのあるタービン建屋の波及的影響評価を以下に示すとおり実施した。 イ．　評価対象部位 供給者は，「4.9.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，波及的影響評価を行う対象部位として評価方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.9.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，タービン建屋の波及的影響評価に用いる荷重及び荷重の組合せについて，評価方針及び適用規格に適合した「4.9.1(1)a.(b)　波及的影響評価方法の設定」及び「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」における地震応答解析結果を取り込んだ荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ハ．　許容限界 供給者は，「4.9.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象部位に適用する「4.6.1(1)　耐震設計上重要な設備を設置する建物の耐震設計」における地震応答解析結果を取り込んだ許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ニ．　評価方法 供給者は，「4.9.1(1)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして波及的影響評価を行う評価方法について，解析モデル，解析コード及び解析諸元を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (c)　波及的影響評価の実施 （開発計画室）建築グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，「4.9.1(1)a.(b)　波及的影響評価方法の設定」に基づく波及的影響評価を要求した。 供給者は，「4.9.1(1)a.(b)　波及的影響評価方法の設定」で定めた設計方針をインプットとして，波及的影響評価方法に基づく耐震評価計算を実施し，上位クラスへの波及的影響評価による結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして波及的影響評価結果に取りまとめた。 供給者は，上位クラスへの波及的影響を及ぼすおそれのあるタービン建屋の「4.9.1(1)a.　タービン建屋の耐震計算」の評価結果で取りまとめ，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーより，波及的影響評価方法の設定，荷重		

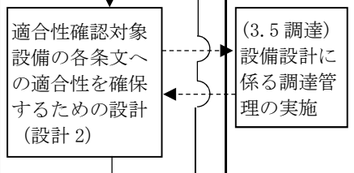
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，タービン建屋の耐震計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）建築グループマネージャーは，「4.9.1(1)a.(a)～(c)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（開発計画室）建築グループマネージャーは，波及的影響を及ぼすおそれのある建物のうち，サービス建屋，海水ポンプ室竜巻飛来物防護対策設備，使用済燃料乾式貯蔵建屋屋上及び耐火障壁について，「4.9.1(1)　波及的影響を及ぼすおそれのある建物の耐震評価」と同様のプロセスにより耐震計算を実施し，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (2)　波及的影響を及ぼすおそれのある土木構造物の耐震評価 （土留鋼管矢板） （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で耐震計算の基本方針を設定した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震計算の基本方針及び設備図書をインプットとして，「4.9.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」，「4.9.1(2)a.(c)　耐震評価方法の設定」及び「4.9.1(2)a.(d)　耐震評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 a.　土留鋼管矢板の耐震計算 (a)　基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」及び「4.3　地盤の支持性能に係る基本方針」で定めた基本方針，設備図書，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」及び「4.5(2)機能維持の基本方針」で定めた耐震設計方針をインプットとして，上位クラスへの波及的影響を及ぼすおそれのある土留鋼管矢板の耐震計算を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，耐震計算の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(b)　地震応答解析方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，地震応答解析のための評価対象断面，解析方法，荷重及び荷重の組合せ，入力地震動並びに地震応答解析モデル及び諸元の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，土留鋼管矢板の地震応答解析方法を以下のとおり設定した。 (c)　耐震評価方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，耐震評価を行うための評価対象断面及び部位，解析方法，耐震評価に用いる荷重及び荷重の組合せ，解析モデル及び諸元，許容限界及び評価方法の設定を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」及び「4.9.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，土留鋼管矢板の耐震評価方法の設定を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象断面及び部位 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析の評価を行う断面として解析方針に適合している評価対象断面及び部位を特定し，アウトプットとして評価対象断面の図面に取りまとめた。 ロ．　解析方法 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析コード及び解析方法を設定し，アウトプットとして解析方法に取りまとめた。 ハ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，地震応答解析に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 ニ．　入力地震動 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，地震応答解析に用いる入力地震動について，設置変更許可申請書で設定した基準地震動S_sを基に算定し，アウトプットとして設置位置における基礎地盤の地質・速度構造等を考慮した入力地震動に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ホ．　解析モデル及び諸元 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面の図面をインプットとして，地震応答解析に用いる解析モデル及び諸元について，評価対象断面ごとに適用する解析モデルの条件及び方法並びに物性値等の諸元を整理し，アウトプットとして解析モデルの図面及び諸元表に取りまとめた。 ヘ．　許容限界 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，評価対象断面及び部位に適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 ト．　評価方法 供給者は，「4.9.1(2)a.(a)　基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象断面及び部位の図面をインプットとして，耐震評価を行う評価方法を設定し，アウトプットとして評価方法に取りまとめた。 (d)　耐震評価の実施 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，「4.9.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.9.1(2)a.(c)　耐震評価方法の設定」に基づく耐震評価を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.9.1(2)a.(b)　地震応答解析による評価方法の設定」及び「4.9.1(2)a.(c)　耐震評価方法の設定」で定めた評価方針をインプットとして，耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し，地震応答解析による結果及び耐震評価の結果が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.9.1(2)a.　土留鋼管矢板の耐震計算」の結果で取りまとめ，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーより，地震応答解析方法の設定，荷重及び荷重の組合せの設定，解析モデル及び諸元の設定並びに評価が妥当であることの確認を受けた。また，これらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，土留鋼管矢板の耐震計算書にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.9.1(2)a.(a)～(d)」で		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 4.9.2　波及的影響を及ぼすおそれのある機器・配管系の耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」にて抽出した波及的影響を及ぼすおそれのある機器・配管系について，上位クラス施設の安全機能に波及的影響を及ぼすおそれのないことを，以下に示すとおり確認した。 (1)　機器・配管系の波及的影響評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「4.4　耐震設計を行う設備の抽出」にて抽出した波及的影響を防止する設計対象施設のうち機器・配管系について，上位クラス施設に波及的影響を及ぼさないことの確認を以下に示すとおり実施した。 a.　設備ごとの波及的影響評価に係る基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」，「4.5(2)　機能維持の基本方針」及び「4.5(3)　波及的影響に係る基本方針」をインプットとして，各設備の配置概要，構造，解析フロー，適用規格等を整理し，アウトプットとして各設備の波及的影響評価に係る基本方針を定め，設計資料に取りまとめた。 b.　設備ごとの波及的影響評価に係る方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「4.9.2(1)a.　設備ごとの波及的影響評価に係る基本方針の設定」をインプットとして，申請設備ごとの波及的影響評価方法の設定，「4.9.2(1)c.　設備ごとの波及的影響評価の実施」を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，供給者に対し，各設備の波及的影響評価に係る方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，「4.9.2(1)a.　設備ごとの波及的影響評価に係る基本方針の設定」で設定した方針に応じて，「4.8.1(1)　機器・配管系の耐震評価」と同様に，設備ごとの波及的影響評価方法を以下に示すとおり設定した。 c.　設備ごとの波及的影響評価の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，供給者に対し，「4.9.2(1)b.　設備ごとの波		

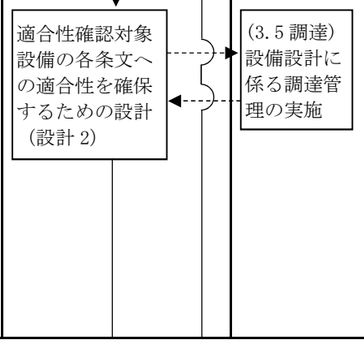
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						及的影響評価に係る方法の設定」に基づいた設備ごとの応力評価等を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーからの要求を受けて，「4.9.2(1)b.　設備ごとの波及的影響評価に係る方法の設定」 をインプットとして，応力評価等を実施し，アウトプットとして設備ごとに耐震評価結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）炉心・燃料サイクルグループマネージャーは，「4.9.2(1)　機器・配管系の波及的影響評価」をインプットとして，波及的影響を及ぼすおそれのある機器・配管系の耐震計算書として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.10 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の耐震設計について，水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価について，以下に示すとおり実施した。 4.10.1 各施設における水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価 (1)　建物・構築物及び土木構造物の影響評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「4.5(4)　水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」，「4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計」，「4.8　申請設備の耐震設計」及び「4.9.2 波及的影響を及ぼすおそれのある機器・配管系の耐震設計」をインプットとして，建物・構築物及び土木構造物の水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価を行うための，地震力の組合せの影響評価部位の抽出及び影響評価を要求した。 a.　水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出 供給者は，「4.5(4)　水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」，「4.6　耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計」，「4.8　申		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						請設備の耐震設計」及び「4.9　波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価」をインプットとして，耐震評価上の構成部位及び応答特性を整理したうえで，建物・構築物において，水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響を受ける可能性がある耐震評価部位を抽出し，アウトプットとして，評価部位の抽出結果表に取りまとめた。 b.　水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響評価 供給者は，「4.2　基準地震動S_s，弾性設計用地震動S_dの概要」，「4.5(4) 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」及び「4.10.1(1)a.　水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出」をインプットとして，水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響を受ける可能性があるとして抽出した耐震評価部位について，影響評価方針に基づき影響評価を行い，建物・構築物及び土木構造物が有する耐震性への影響がないことを確認し，アウトプットとして影響評価結果表に取りまとめた。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.10.1(1)a.　水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出」及び「4.10.1(1)b.　水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響評価」で取りまとめたこれらの結果を，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（開発計画室）建築グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，建物・構築物及び土木構造物の水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (2)　機器・配管系の影響評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.5(4)　水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」，「4.8　申請設備の耐震設計」及び「4.9　波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震設計」をインプットとして，機器・配管系の水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価を実施するための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価を行うための，地震力の組合せの影響評価部位の抽出及び影響評価を要求した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									a.　水平２方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出 供給者は，「4.5(4)　水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」，「4.8　申請設備の耐震設計」及び「4.9　波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震設計」をインプットとして，耐震評価上の構成部位及び応答特性を整理したうえで，機器・配管系において，水平２方向及び鉛直方向地震力の影響を受ける可能性がある耐震評価部位を抽出し，アウトプットとして，評価部位の抽出結果を取りまとめた。 b.　水平２方向及び鉛直方向地震力の影響評価 供給者は，「4.5(4)　水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」，「4.10　水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価」及び「a.　水平２方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出」をインプットとして，水平２方向及び鉛直方向地震力の影響を受ける可能性がある部位として抽出した耐震評価部位について，影響評価方針に基づいた評価を行い，機器・配管系が有する耐震性への影響がないことを確認し，アウトプットとして影響評価結果を取りまとめた。 供給者は，「a.　水平２方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出」及び「b.水平２方向及び鉛直方向地震力の影響評価」で取りまとめたこれらの結果を取りまとめ，耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し，アウトプットとして水平２方向及び鉛直方向地震力の影響評価結果を取りまとめた。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーより，影響評価が妥当であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして，業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，機器・配管系の水平２方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価 4.11.1 火災防護設備の耐震設計 (1)　火災防護設備の耐震計算の方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災感知設備及び消火設備の耐震評価に必要な基本方針を以下に示すとおり定めた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達)設備設計に係る調達管理の実施					a.　評価対象施設 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-12 5.2.1(2)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-12　5.3.1(2)　構造強度設計」で定めた火災感知設備及び消火設備の構造計画をインプットとして，各設備の構造計画を集約し，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災防護設備の耐震計算を実施するための荷重及び荷重の組合せ，許容限界を以下に示すとおり設定した。 (a)　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-12　5.2.1(2)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-12　5.3.1(2)　構造強度設計」をインプットとして，火災防護設備の耐震評価で考慮すべき荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　許容限界 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-12　5.2.1(2)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-12　5.3.1(2)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針並びに「4.5(2)　機能維持の基本方針」で定めた構造強度上の制限をインプットとして，許容限界を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 c.　耐震評価方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災防護設備の耐震計算を実施するための耐震評価方法を以下に示すとおり設定した。 (a)　地震応答解析の方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」をインプットとして，火災防護設備の地震応答解析を行うために必要となる項目（入力地震動，解析方法及びモデル，設計用減衰定数及び固有値測定試験）の考え方を火災防護設備の地震応答解析の方法として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災防護設備の耐震評価を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。		

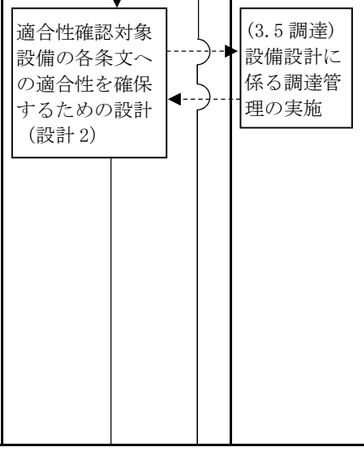
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者に対し，地震応答解析の方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」で定めた基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，地震応答解析の方法を設定し，「4.11.1(1)　火災防護設備の耐震計算の方針」に従っていることを確認し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，火災防護設備の地震応答解析に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　応力評価の方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)b.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」及び「4.11.1(1)c.(a)　地震応答解析の方法」をインプットとして，火災防護設備の応力評価に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者に対し，使用する応力評価方法の選定の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして評価方法を選定し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，火災防護設備の応力評価に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　機能維持評価の方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.5(2)　機能維持の基本方針」をインプットとして，火災防護設備の機能維持評価を行うための考え方を火災防護設備の機能維持評価の方法として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)c.(a)～(c)で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(2)　火災感知設備の耐震計算 a.　火災感知器の耐震計算 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で耐震評価の基本方針を設定し，「4.11.1(2)a.(b)　地震応答解析」，「4.11.1(2)a.(c)　応力評価」及び「4.11.1(2)a.(d)　機能維持評価」で耐震計算の基本方針に基づく耐震評価を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)c.(a)　地震応答解析の方法」で行った委託の中で供給者に対し，以下の耐震評価の実施を要求した。 (a)　耐震評価の基本方針の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)　火災防護設備の耐震設計の方針」で定めた方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，火災感知器の耐震計算を行うためのフロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(1)c.(a)　地震応答解析の方法」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，「4.8.1　機器・配管系の耐震評価」により地震応答解析を実施し，その結果をアウトプットとして業務報告書（火災感知器の耐震評価結果）を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，火災感知器の地震応答解析結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)c.(a)　地震応答解析の方法」で定めた固有値測定試験を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者に対し，火災感知器の固有振動数を測定するための固有値測定試験の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，設備図書をインプットとして固有値測定試験を実施し，試験内容が「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」に従ったものであることを確認し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，火災感知器の固有値測定試験結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　応力評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災感知器の応力評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，火災感知器の応力評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストにまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　機能維持評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災感知器の機能維持評価を行うための評価対象部位，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，火災感知器の機能維持評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)c.(c) 機能維持評価の方法」をインプットとして，機能維持評価を行う対象部位として基本方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，加振試験を実施し，その内容が「(a)　耐震評価の基本方針の設定」に従ったものであることを確認し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，火災感知器の加振試験結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　評価方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(1)c.(c) 機能維持評価の方法」をインプットとして，機能維持評価の方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (e)　評価条件 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストにまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (f)　耐震評価の実施 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，耐震評価を実施し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，耐震評価結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，耐震評価結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.1(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針，「4.11.1(2)a.(b)　地震応答解析」で実施した地震応答解析結果，「4.11.1(2)a.(c)　応力評価」で定めた応力評価方法，「4.11.1(2)a.(d)　機能維持評価」で定めた機能維持評価方法，「4.11.1(2)a.(e)　評価条件」及び「4.11.1(2)a.(f)　耐震評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，火災感知器の耐震計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他の施設） （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，以下に示す機器について，「4.11.1(2)　火災感知器の耐震計算」と同様のプロセスにより耐震評価を実施し，設計資料に取りまとめた。 ・火災受信機盤 ・ガスボンベ設備 ・ガス消火設備制御盤 ・供給配管		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.11.2 溢水防護に係る施設の耐震評価 (1)　溢水防護に係る施設の耐震計算の方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護に係る施設の耐震評価に必要な基本方針を以下に示すとおり定めた。 a.　評価対象施設 (a)　溢水防護に係る施設 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-13　3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた溢水防護に係る施設をインプットとして，耐震評価対象施設と構造計画を表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　耐震Ｂ，Ｃクラス機器 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-13　3.3.1　溢水評価条件の設定」でまとめた溢水源としない耐震Ｂ，Ｃクラス機器のリストをインプットとして，耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震評価対象施設を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震評価対象施設及び「4.8.1　機器・配管系の耐震評価」をインプットとして，耐震Ｂ，Ｃクラス機器の耐震評価対象施設の構造が地震力に対して構造強度を有することを定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護に係る施設の耐震評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い供給者に対し，荷重及び荷重の組合せ，許容限界の設定を要求し，供給者は，荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界を以下に示すとおり設定した。 (a)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，添付書類「Ⅴ-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」～「3.4.3(2)a.(b)　構造強度設計」で定めた荷重，規格，規程類及び既往の文献をインプットとして，溢水防護に係る施設の耐震評価にて考慮すべき荷重を整理したうえで，それらの荷重の算定方法を定め，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，耐震評価にて考慮すべき荷重，添付書類「Ⅴ-1-10-13 3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」～「3.4.3(2)a.(b)　構造強度設計」で定めた		

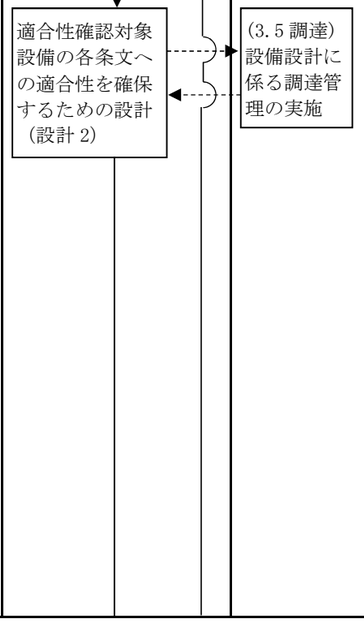
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							荷重の組合せの考え方をインプットとして，耐震評価に用いる荷重の組合せを決定し，その結果をリストに取りまとめた。 (b)　許容限界 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，添付書類「Ⅴ-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」～「3.4.3(2)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針，「4.11.2(1)a.　評価対象施設」で定めた評価対象の施設及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，溢水防護に関する施設ごとの評価部位ごとに，許容限界を施設ごとの許容限界を表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　耐震評価方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者に対し，使用する評価方法の選定の実施を要求した。 (a)　地震応答解析 供給者は，「4.11.2(1)　溢水防護に係る施設の耐震計算の方針」で定めた耐震評価の基本方針をインプットとして，「4.5　耐震設計方針の明確化」及び「4.7　設計用床応答曲線の作成」により地震応答解析の算出を行い，その結果をリストに取りまとめた。 (b)　使用する評価方法 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の選定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる評価方法の選定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，溢水防護に関する施設の耐震評価に用いる基本的な評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.2(1)　溢水防護に係る施設の耐震計算の方針」を定め，設計資料に取りまとめるとともに，「4.11.2(1) a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　浸水防護施設の耐震計算 a.　防護カバーの耐震計算 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.2(2)a.(a) 耐震評価の基本方針の設定」で耐震評価の基本方針を設定し，「4.11.2(2)a.(b)　地震応答解析の設定」，「4.11.2(2)a.(c)　耐震評価方法の設定」及び「4.11.2(2)a.(d) 耐震評価の実施」で耐震評価の基本方針に基づく耐震評価を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，以下の耐震評価の実施を要求した。 (a)　耐震評価の基本方針の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.2(1)　溢水防護に係る施設の耐震計算の方針」で定めた耐震評価の基本方針及び設備図書をインプットとして，防護カバーの耐震評価を行うためのフロー及び適用規格を検討して，耐震評価の基本方針を設定し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　地震応答解析の設定 供給者は，「4.11.2(1)c.(a) 地震応答解析」の算出結果をインプットとして，「4.8.1 機器・配管系の耐震評価」により地震応答解析を実施し，それをリストに取りまとめた。 (c)　耐震評価方法の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護カバーの耐震評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，防護カバーの耐震評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，それをリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより耐震評価を行う対象部位として基		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，それをアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，それをリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，それをアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，それをリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，それをアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた耐震評価の基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，それをリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，それをアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ホ．　評価条件 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，それをリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより評価条件の設定方針を満たした結果と		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									なっていることの確認を受け，それをアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　耐震評価の実施 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，耐震評価を実施し，それをリストに取りまとめた。 供給者は，耐震評価結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，それをアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，耐震評価結果をまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「4.11.2(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「4.11.2(2)a.(b)　地震応答解析の設定」で実施した地震応答解析結果，「4.11.2(2)a.(c)　耐震評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「4.11.2(2)a.(d)　耐震評価の実施」で実施した評価結果をインプットとして，防護カバーの耐震評価を実施し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，循環水系隔離システム及び溢水源となる耐震Ｂ，Ｃクラス機器について，「4.11.2(2)a.　防護カバーの耐震計算」と同様のプロセスにより耐震評価を実施し，それを設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】 4.11.3　可搬型重大事故等対処設備の耐震設計 (1)　可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，可搬型重大事故等対処設備の耐震評価に必要な耐震計算の方針を以下に示すとおり定めた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							a.　評価対象設備 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「11.(3)c-3-4　可搬型重大事故等対処設備の設計」で定めた可搬型重大事故等対処設備をインプットとして，耐震評価の対象設備を表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　評価方針 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「11.(3)c-3-4　可搬型重大事故等対処設備の設計」で定めた可搬型重大事故等対処設備の評価方針をインプットとして，評価対象設備の分類ごとに，「地震応答解析」，「加振試験」，「転倒評価」，「構造強度評価」，「機能維持評価」，「波及的影響評価」及び「水平２方向及び鉛直方向地震力の考慮」の中から適用する評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，可搬型重大事故等対処設備の耐震計算を実施するための荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界を以下に示すとおり設定した。 (a)　荷重及び荷重の組合せ 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「11.(3)c-3-4　可搬型重大事故等対処設備の設計」で定めた可搬型重大事故等対処設備の荷重及び荷重の組合せにおける荷重の種類及び荷重の組合せをインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の耐震評価で考慮すべき荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　許容限界 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「11.(3)c-3-4　可搬型重大事故等対処設備の設計」で定めた可搬型重大事故等対処設備の機能維持の方針並びに「4.5(2)　機能維持の基本方針」で定めた構造強度上の制限をインプットとして，転倒評価，構造強度評価，機能維持評価及び波及的影響評価のそれぞれの評価について，評価対象設備の分類（①車両型設備，②ボンベ設備，③その他設備）に応じた許容限界の考え方を整理し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						備耐震グループマネージャーは，「11.(3)c-3-4　可搬型重大事故等対処設備の設計」で定めた可搬型重大事故等対処設備の機能維持の方針並びに「4.5(2)機能維持の基本方針」で定めた構造強度上の制限をインプットとして，試験以外で許容限界を設定する施設について，許容限界を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　耐震評価方法 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，可搬型重大事故等対処設備の耐震計算を実施するため，評価対象設備の分類に応じて適用する，「地震応答解析」，「加振試験」，「転倒評価」，「構造強度評価」，「機能維持評価」及び「波及的影響評価」について，以下に示すとおり評価方法を設定した。 (a)　地震応答解析の方法 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の地震応答解析を行うために必要となる項目（入力地震動，解析方法及びモデル，設計用減衰定数）の考え方を可搬型重大事故等対処設備の地震応答解析の方法として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，可搬型重大事故等対処設備の耐震評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，委託の中で，供給者に対し，地震応答解析の方法の設定を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「4.5(1)　地震応答解析の基本方針」で定めた基本方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，地震応答解析の方法を設定し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の地震応答解析に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　加振試験 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.11.3(1)a.　評価対象設備」「4.11.3(1)b.　評価方針」及び「4.11.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」をインプットとして，加振試験の目的，入力地震動及び確認項目を整理し，可搬型重大事故等対処設備の加振試験の方針として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，可搬型重大事故等対処設備の加振試験の方針をインプットとして，それぞれの所掌する可搬型重大事故等対処設備の耐震評価に必要な加振試験を行うために必要な調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 供給者は，「4.11.3(1)a.　評価対象設備」「4.11.3(1)b.　評価方針」及び「4.11.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の加振試験の方法を設定し，供給者に応じてそれぞれ保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーにより加振試験の方針を満たしていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，それぞれ供給者から受領した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，それぞれの業務報告書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の加振試験の方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　転倒評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ジャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，使用する転倒評価の方法の設定を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして転倒評価の方法を設定し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の転倒評価に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (d) 構造強度評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，使用する構造強度評価方法の設定を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，構造強度評価の方法を選定し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の構造強度評価に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (e) 機能維持評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ジャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，機能維持評価の方法の設定を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，機能維持評価方法を選定し，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の機能維持評価に使用する基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.5(2)　機能維持の基本方針」をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備の機能維持評価を行うための考え方を可搬型重大事故等対処設備の機能維持評価の方法として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　可搬型重大事故等対処設備の耐震計算 a.　車両型設備の耐震計算 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，それぞれ「4.11.3(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で耐震評価の基本方針を設定し，「4.11.3(2)a.(b)　耐震評価の実施」で耐震計算の基本方針に基づく耐震評価を実施した。 (a)　耐震評価の基本方針の設定 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，それぞれ「4.11.3(1)　可搬型重大事故等対処設備の耐震計算の方針」で定めた方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，車両型設備の耐震計算を行うための配置，構造概要，適用規格を検討して設備ごとの耐震評価の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(b)　耐震評価の実施 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，車両型設備の耐震評価の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからのそれぞれの要求を受けて，「4.11.3(2)a.(a)　耐震評価の基本方針の設定」で定めた設備ごとの基本方針及び「4.11.3(1)d.　耐震評価方法」で定めた評価方法に基づき，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備について，設備ごとの基本方針に従い，評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，耐震評価結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる耐震評価方法に基づく耐震評価を実施し，その結果をアウトプットとしてそれぞれの業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出したそれぞれの業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「4.11.3(1)，(2)」の業務報告書をインプットとして，耐震評価結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他の施設） 保守総括グループマネージャー，放射線・化学管理グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，ボンベ設備及びその他可搬型重大事故等対処設備について，車両型設備と同様のプロセスにより耐震評価を実施し，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，放射線・化学管理グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【耐震性に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)					「浸水防護施設」参照			○	5.　津波による損傷防止設計 技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）に応じた基本設計方針への適合性確保のために必要な設計については，浸水防護施設に示す設計による。	「浸水防護施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	6.　自然現象等への配慮に関する設計 6.1　自然現象等への配慮に関する基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針で確認した「自然現象」及び「人為事象」の対象となる事象を確認し，自然現象等への配慮に関する基本方針を以下に示すとおり取りまとめた。 取りまとめは，「6.1.1　基本方針」で基本方針を定め，基本方針に基づき，各事象の設計方針を「6.1.2　外部からの衝撃への配慮」で外部からの衝撃への配慮として設定するとともに，組合せを「6.1.3　組合せ」で決定した。 6.1.1　基本方針 (1)　自然現象 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，自然現象による損傷の防止に関する基本方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　人為事象 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，人為事象による損傷の防止に関する基本方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　外部からの衝撃より防護すべき施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，外部からの衝撃により防護すべき施設とする対象の考え方を整理し，その結果を外部からの衝撃により防護すべき施設の基本方針として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (4)　組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書，建築基準法及び文献及び公的機関から入手した最新の気象データをインプットとして，組み合わせる自然現象を確認するとともに，組み合わせる衝撃の考え方を整理し，その結果を組合せの基本方針として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 6.1.2　外部からの衝撃への配慮 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，設置変更許可申請書に記載された自然現象及び人為事象ごとに外部からの衝撃への配慮すべき事項を以下に示すとおり整理した。 (1)　津波 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，津波防護対策の設計方針を設計上の配慮事項として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，津波に対する具体的な設計を「5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 (2)　風（台風） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針，建築基準法，建設省告示及び公的機関から入手した最新の気象データをインプットとして，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の風（台風）に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，風（台風）に対する具体的な設計を「6.3　竜巻」で実施した。 (3)　竜巻 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，竜巻の設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻に対する具体的な設計を「6.3　竜巻」で実施した。 (4)　凍結 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び公的機関から入手した過去の気象データをインプットとして，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の凍結に対する設計の方針として防止対策を行う設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，凍結に対する対策が凍結に対する設計の方針を満たしていることを確認した。 (5)　降水 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び公的機関から入手した過去の気象データをインプットとして，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の降水に対する設計の方針として排水対策を行う設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，降水に対する対策が降水に対する設計の方針を満たしていることを確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(6)　積雪 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び公的機関から入手した過去の気象データをインプットとして外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の積雪に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，積雪に対する具体的な設計を「6.4　火山の影響」で実施した。 (7)　落雷 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び公的機関から入手した最新の気象データをインプットとして，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の落雷に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，落雷に対する対策が落雷に対する設計の方針を満たしていることを確認した。 (8)　火山の影響 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，火山の影響に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火山の影響に対する具体的な設計を「6.4　火山の影響」で実施した。 (9)　生物学的事象 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び設置変更許可申請書をインプットとして，クラゲや小動物の発生状況より生物学的事象に対する設計の方針を行う設計上の配慮事項を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，生物学的事象に対する対策が生物学的事象に対する設計の方針を満たしていることを確認した。 (10) 森林火災 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，森林火災に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，森林火災に対する具体的な設計を「6.5　外部火災」で実施した。 (11) 高潮 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(1)　自然現象」で定めた自然現象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び公的機関から入手した最新の気象データをインプットとして，防護対象施設及び重大事故等対処設備の高潮に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，高潮に対する具体的な設計を「5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 (12) 爆発 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(2)　人為事象」で定めた人為事象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，爆発に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，爆発に対する具体的な設計を「6.5　外部火災」で実施した。 (13) 近隣工場等の火災 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(2)　人為事象」で定めた人為事象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，近隣工場等の火災に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，近隣工場等の火災に対する具体的な設計を「6.5　外部火災」で実施した。 (14) 有毒ガス （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(2)　人為事象」で定めた人為事象による損傷の防止に関する基本方針及び基本設計方針をインプットとして，有毒ガスに対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，有毒ガスに対する具体的な設計を「6.5　外部火災」で実施した。 (15) 船舶の衝突		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(2)　人為事象」で定めた人為事象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び発電所の周辺海域の情報をインプットとして，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の船舶の衝突に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，船舶の衝突に対する対策が船舶の衝突に対する設計の方針を満たしていることを確認した。 (16) 電磁的障害 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(2)　人為事象」で定めた人為事象による損傷の防止に関する基本方針，基本設計方針及び日本工業規格（ＪＩＳ）のデータをインプットとして，外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の電磁的障害に対する設計の方針を設計上の配慮事項として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，電磁的障害に対する対策が電磁的障害に対する設計の方針を満たしていることを確認した。 (17) 航空機の墜落 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(2)　人為事象」で定めた人為事象による損傷の防止に関する基本方針及び設置変更許可申請書をインプットとして，重大事故等対処設備の航空機の墜落に対する設計の方針として，建屋内への設置又は位置的分散を行う設計上の配慮事項を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 6.1.3　組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可申請書に記載された地震を含む自然現象の組合せの方針を以下に示すとおり決定した。 (1)　組合せを検討する自然現象の抽出 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(4)　組合せ」で定めた組合せの基本方針及び設置変更許可申請書をインプットとして，組み合わせる自然現象の荷重の取扱いを決定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　主荷重同士の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，組み合わせる自然現象の荷重の取扱い及び設置変更許可申請書をインプットとして，主荷重同士の組合せを決定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　主荷重と従荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，組み合わせる自然現		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									象の荷重の取扱い，設置変更許可申請書及び建築基準法をインプットとして，主荷重と従荷重の組合せを決定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (4)　自然現象の組合せの方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，組み合わせる自然現象の荷重の取扱い，主荷重同士の組合せ，主荷重と従荷重の組合せ及び建築基準法をインプットとして，自然現象の組合せの方針を決定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (5)　設計基準事故又は重大事故等時の荷重の考慮 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可時の設計結果をインプットとして，自然現象，人為事象及び設計基準事故又は重大事故等時の荷重の組合せを決定して，自然現象及び人為事象と重大事故等時の荷重の組合せの表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (6)　組合せを考慮した荷重評価 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，組み合わせる自然現象の荷重の取扱い，主荷重同士の組合せ，主荷重と従荷重の組合せ，「自然現象及び人為事象と重大事故等時の荷重の組合せの表」，自重の荷重及び運転時荷重をインプットとして，組合せを考慮した荷重の考え方を表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 具体的な組合せを考慮した設計については，「4.　地震による損傷防止」，「5. 津波による損傷防止設計」及び「6.4　火山の影響」で実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1　基本方針」～「6.1.3　組合せ」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	6.2　外部事象防護対象施設の範囲 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，技術基準規則，発電用軽水炉型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針及び設置変更許可申請書をインプットとして，発電用原子炉施設に対する，技術基準規則の考え方及び安全評価において考慮する安全機能を整理したうえで，クラス３の安全機能が損なわれた場合の影響を検討して整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.1(3)　外部からの衝撃より防護すべき施設」で定めた外部からの衝撃により防護すべき施設の基本方針及びクラス３の安全機能が損なわれた場合の影響の検討結果をインプットとして，外部事象防護対象施設の範囲を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料を	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									レビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	○	○	6.3　竜巻 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設計竜巻による荷重及びその他考慮すべき荷重に対する竜巻の影響を考慮する施設の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　竜巻防護に関する基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻より防護すべき施設，設計竜巻及び設計飛来物の設定，竜巻の影響を考慮する施設についての竜巻防護に関する基本方針を以下に示すとおり定めた。 a.　竜巻より防護すべき施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び「6.1.1(3)　外部からの衝撃より防護すべき施設」の基本方針をインプットとして，外部からの衝撃より防護すべき施設を竜巻より防護すべき施設として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　設計竜巻及び設計飛来物の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び「6.1.2(2)　風（台風）」で定めた風（台風）に対する設計の方針をインプットとして，設計竜巻の最大風速を確認して設計飛来物を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針 (a)　設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針，「6.3(1)a.　竜巻より防護すべき施設」の結果，「6.3(1)b.　設計竜巻及び設計飛来物の設定」の結果及び設備図書をインプットとして，竜巻の影響を考慮する施設を選定し，施設ごとの竜巻防護設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　荷重の組合せ及び許容限界 イ.　荷重の種類 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，荷重の種類を特定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ.　荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，荷重の種類をインプットとして，荷重の組合せの考え方を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ハ．　許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，荷重の種類，規格及び基準をインプットとして，許容限界の考え方を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(1)　竜巻防護に関する基本方針」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　竜巻の影響を考慮する施設及び固縛対象物の選定 a.　選定の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(1)a.　竜巻より防護すべき施設」の結果，「6.3(1)b.　設計竜巻及び設計飛来物の設定」の結果及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，竜巻の影響を考慮する施設の選定について検討し，選定の基本方針として定めるとともにフローにまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　竜巻の影響を考慮する施設の選定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可時に実施した竜巻影響評価の結果及び選定の基本方針をインプットとして，施設又は設備ごとに，竜巻の影響を考慮する施設を選定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　竜巻防護のための固縛対象物の選定 (a)　固縛対象物選定の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可時に実施した現場調査結果をインプットとして，調査範囲を図にまとめるとともに調査結果を表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可時に現場調査にて整理した飛来物のリスト及び適用可能な文献をインプットとして，固縛対象物選定の考え方を固縛対象物選定の基本方針として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　固縛対象物の選定 イ．　浮き上がり及び横滑り並びに固縛対象物の飛散距離等，運動エネルギ及び貫通力の判断基準 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，固縛対象物選定の基本方針をインプットとして，固縛対象物の運動エネルギ及び貫通力の判定基準を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　固縛対象物の選定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，固縛対象物の		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							飛散距離等，運動エネルギ及び貫通力の判定基準をインプットとして，固縛対象物の選定方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(2)　竜巻の影響を考慮する施設の選定」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　竜巻の影響を考慮する施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(1)c.(a)　設計方針」で選定した竜巻の影響を考慮する施設に対する竜巻防護設計を以下に示すとおり実施した。 a.　要求機能及び性能目標 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(1)　竜巻防護に関する基本方針」で設定した竜巻防護に関する基本方針をインプットとして，竜巻の影響を考慮する施設ごとに，要求機能を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻の影響を考慮する施設ごとに整理した要求機能をインプットとして，竜巻の影響を考慮する施設の設備ごとに，機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　竜巻の影響を考慮する施設 (a)　屋外の外部事象防護対象施設，竜巻より防護すべき施設を内包する施設，外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設（サービス建屋，海水ポンプエリア防護壁，鋼製防護壁，発電所敷地の屋外に保管する資機材及び重大事故等対処設備，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）排気消音器，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）付属排気配管及びベント配管，残留熱除去系海水系配管（放出側）及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）用海水配管（放出側）） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可を受けた竜巻に対し，竜巻の影響を考慮する施設の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 イ．　方針の設定 （イ）　機能設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，外部事象防護対象施設，屋内の重大事故等対処設備，防護対策施設，		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						竜巻より防護すべき施設を内包する施設，外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設（サービス建屋，海水エリア防護壁，鋼製防護壁，発電所敷地の屋外に保管する資機材及び重大事故等対処設備等，ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）排気消音器，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）付属排気配管及びベント配管，残留熱除去系海水系配管（放出側）及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）用海水配管（放出側））の機能設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料として取りまとめた。 （ロ）　構造強度設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 ⅰ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「6.3(3)b.(a)イ.(イ)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ⅱ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ⅲ．　機能維持の方針 （ⅰ）構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「6.3(3)b.(a)イ.(ロ)ⅰ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「6.3(3)b.(a)イ.(ロ)　ⅱ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ⅱ）　評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(a)イ.(ロ)ⅲ.（ⅰ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(a)イ．　方針の設定」　で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 ロ．　各機器固有の設計 （イ）　強度評価 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(a)イ.(ロ)iii.(ⅱ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，外部事象防護対象施設，防護対策施設，竜巻より防護すべき施設を内包する施設及び外部事象防護対象施設等に波及的影響を及ぼす可能性がある施設（サービス建屋，海水ポンプエリア防護壁，鋼製防護壁，発電所敷地の屋外に保管する資機材及び重大事故等対処設備，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）排気消音器，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）付属排気配管及びベント配管，残留熱除去系海水系配管（放出側）及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）用海水配管（放出側））の強度評価を「12.2　竜巻への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 (b)　屋外の重大事故等対処設備 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可を受けた竜巻に対し，竜巻の影響を考慮する施設の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 イ．　方針の設定 （イ）　機能設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，屋外の重大事故等対処設備の機能設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　構造強度設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 ⅰ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「6.3(3)b.(b)イ.(イ)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容 (設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ⅱ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ⅲ．　機能維持の方針 （ⅰ）　構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「6.3(3)b.(b)イ.(ロ)ⅰ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「6.3(3)b.(b)イ.(ロ)　ⅱ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ⅱ）　評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(b)イ.(ロ)ⅲ.（ⅰ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(b)イ.　方針の設定」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 ロ.　各機器固有の設計 （イ）　強度評価 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(b)イ.(ロ)ⅲ.（ⅱ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，固縛装置の強度評価を「12.2　竜巻への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 (c)　防護対策施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可を受けた竜巻に対し，竜巻の影響を考慮する施設の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 イ.　方針の設定 （イ）　機能設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，防護対策施設の機能設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料として取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（ロ）　構造強度設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 ⅰ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「6.3(3)b.(c)イ.(イ)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ⅱ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ⅲ．　機能維持の方針 （ⅰ）　構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「6.3(3)b.(c)イ.(ロ)ⅰ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「6.3(3)b.(c)イ.(ロ)　ⅱ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ⅱ）　評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(c)イ.(ロ)ⅲ.（ⅰ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(c)イ.　方針の設定」　で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 ロ．　各機器固有の設計 （イ）　強度評価 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.(c)イ.(ロ)ⅲ.（ⅱ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，防護対策施設の強度評価を「12.2　竜巻への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	

(d)　竜巻随伴事象を考慮する施設

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可申請書に記載された竜巻に対し，竜巻の影響を考慮する施設の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。

イ．　方針の設定

（イ）　機能設計

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a. 要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，竜巻随伴事象を考慮する施設の機能設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料として取りまとめた。

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。

【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】

6.4　火山の影響

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火山の影響を考慮する施設の設計を以下に示すとおり実施した。

(1)　火山防護に関する基本方針

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，降下火砕物より防護すべき施設，設計に用いる降下火砕物特性及び降下火砕物の影響に対する設計方針についての火山防護に関する基本方針を以下に示すとおり定めた。

a.　降下火砕物より防護すべき施設

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び「6.1.1(3)　外部からの衝撃より防護すべき施設」の基本方針をインプットとして，降下火砕物より防護すべき施設として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

b.　設計に用いる降下火砕物特性

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可申請書をインプットとして，設計に用いる降下火砕物の特性を確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

c.　降下火砕物の影響に対する設計方針

(a)　設計方針

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書及び「6.4(1)a.　降下火砕物より防護すべき施設」で抽出した施設をインプットとして，降下火砕物の影響を考慮する施設を選定し，施

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容 (設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						設ごとの降下火砕物の影響に対する設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　荷重の組合せ及び許容限界 イ．　荷重の種類 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針，「6.1.3　組合せ」で定めた自然現象の組合せの方針及び設備図書をインプットとして，荷重の種類を特定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，荷重の種類をインプットとして，荷重の組合せの考え方を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，荷重の種類，規格及び規準をインプットとして，許容限界の考え方を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(1)　火山防護に関する基本方針」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 a.　選定の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(1)a.　降下火砕物より防護すべき施設」で定めた基本方針並びに設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，降下火砕物の影響を考慮する施設について検討して選定の基本方針として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　降下火砕物の影響を考慮する施設の選定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可申請時に実施した火山影響評価の結果及び基本設計方針をインプットとして，降下火砕物の影響を考慮する施設についてリスト化し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　降下火砕物の影響に対する施設の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火山の配慮に関する基本方針及び「6.4(2)　降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」で抽出した施設に対して影響因子の設定により，施設分類を定め，要求機能及び性能目標を設定し，		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						降下火砕物の影響に対する施設の機能設計方針の設定並びに構造強度設計の方針の設定について，以下に示すとおり実施した。 a.　影響因子の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可申請書，設備図書及び文献をインプットとして，降下火砕物の影響モードを設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　施設分類 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，降下火砕物の配慮に関する基本方針，「6.4(2) 降下火砕物の影響を考慮する施設の選定」で抽出した施設のリスト及び降下火砕物の影響因子をインプットとして，影響因子ごとの降下火砕物の影響を考慮する施設の分類についてリスト化し，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 c.　降下火砕物の影響を考慮する施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)b.　施設分類」で明確にした施設分類ごとに降下火砕物の影響を考慮する施設に対する火山防護設計を以下に示すとおり実施した。 (a)　要求機能及び性能目標 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(1)　火山防護に関する基本方針」で明確にした火山防護に関する基本方針並びに「6.4(3)b.　施設分類」で明確にした施設をインプットとして，降下火砕物の影響を考慮する施設ごとに，要求機能を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，降下火砕物の影響を考慮する施設ごとに整理した要求機能をインプットとして，外部事象防護対象施設ごとに，機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　降下火砕物の影響を考慮する施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可を受けた降下火砕物の影響を考慮する施設についての機能設計方針及び構造強度設計方針を以下に示す。 イ．　降下火砕物の影響を考慮する施設（構造物への荷重を考慮する施設を除く） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，降下火砕物の		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									影響を考慮する施設（構造物への荷重を考慮する施設を除く）の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計を以下に示すとおり実施した。 （イ）　方針の設定 ⅰ．　機能設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，降下火砕物の影響を考慮する施設（構造物への荷重を考慮する施設を除く）の機能設計方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 ロ．　構造物への荷重を考慮する施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，構造物への荷重を考慮する施設の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 （イ）　方針の設定 ⅰ．機能設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，構造物への荷重を考慮する施設の機能設計方針を定めた。 ⅱ．構造強度設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 （ⅰ）　構造強度の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標並びに「6.4(3)c.(b)ロ.(イ)ⅰ.　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ⅱ）　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（ⅲ）　機能維持の方針 ①　構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「6.4(3)c.(b)ロ.(イ)ⅱ.(i)　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針並びに「6.4(3)c.(b)ロ.(イ)ⅱ.(ⅱ)　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ②　評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(b)ロ.(イ)ⅱ.(ⅲ)①　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （ロ）　各機器固有の設計 i.　強度評価 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(b)ロ.(イ)ⅱ.(ⅲ)②　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，防護対策施設の強度評価を，「12.3　火山への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】 6.5　外部火災 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，森林火災，発電所敷地内の危険物貯蔵施設等の火災・爆発，航空機墜落による火災，近隣の産業施設の火災・爆発，発電所近くを通る燃料輸送車両の火災・爆発，発電所近くを航行する船舶の火災・爆発，二次的影響（ばい煙等），有毒ガスの影響及び爆発による飛来物の影響を考慮した施設の設計を外部火災防護に関する設計に含め，以下に示すとおり実施した。 (1)　外部火災防護に関する基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，外部火災防護に関する基本方針を以下に示すとおり定めた。 a.　外部火災より防護すべき施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び「6.1.1(3)　外部からの衝撃より防護すべき施設」で定めた外部からの衝撃より防護すべき施設の基本方針をインプットとして，外部からの衝撃より防護すべき施設を外部火災より防護すべき施設として定め，その結果をアウトプットとして		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							設計資料に取りまとめた。 b.　外部火災より防護すべき施設の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び「6.5(1)a.　外部火災より防護すべき施設」で選定した外部火災より防護すべき施設をインプットとして，外部火災より防護すべき施設の設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設置変更許可申請書をインプットとして，森林火災の影響評価において発電所敷地内に設置する防火帯幅を定め，アウトプットとして外部火災への配慮に関する基本方針に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.1.2(14)　有毒ガス」で定めた有毒ガスに対する設計の方針，外部火災より防護すべき施設の設計方針及び施設の構造を示した設備図書（構造図）をインプットとして，外部火災による二次的影響（ばい煙等）及び有毒ガスの侵入を防止するための設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　防護すべき施設の評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.5(1)b.　外部火災より防護すべき施設の設計方針」で定めた外部火災より防護すべき施設の設計方針をインプットとして，外部事象防護対象施設の評価方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　防護措置の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.5(1)b.　外部火災より防護すべき施設の設計方針」で定めた外部火災より防護すべき施設の設計方針及び「6.5(1)c.　防護すべき施設の評価方針」で定めた防護すべき施設の評価方針をインプットとして，防護措置の設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (2)　外部火災の影響を考慮する施設の選定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.5(1)a.　外部火災より防護すべき施設」の結果，様式－2 の設備及び発電所敷地内の施設の位置情報を示した設備図書（配置図）をインプットとして，外部火災の影響を考慮する施設を選定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (3)　外部火災防護における評価の基本方針 a.　評価の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.5(1)c.　防護すべき施設の評価方針」で定めた防護すべき施設の評価方針をインプットとして，火災源ごとに外部火災防護における評価の基本方針を定め，その結果をアウ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					トプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　許容温度 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，外部火災防護における影響評価を実施するための調達を行うために調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，防護対象施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度の設定根拠を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，発電所敷地内の施設の位置情報を示した設備図書（配置図），施設の構造を示した設備図書（構造図）をインプットとして，評価の際に当社供給の最新設備図書を使っていることを確認し，外部事象防護対象施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度の設定根拠を検討し，アウトプットとして外部事象防護対象施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度の設定根拠を取りまとめた。 供給者は，取りまとめた外部事象防護対象施設が外部火災に対して十分な健全性を有することを確認するための評価に用いる許容温度の設定根拠について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価方針を満たしていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，外部事象防護対象施設ごとに許容温度を定めるとともに，その考え方を許容温度設定根拠に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (4)　外部火災防護における評価方針 a.　評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火災源ごとに「6.5(3)　外部火災防護における評価の基本方針」で定めた評価の基本方針及び許容温度並びに設置変更許可申請書をインプットとして，発電所敷地内の火災源による火災，発電所敷地外の火災源による火災・爆発，二次的影響（ばい煙等）及び有毒ガスに関する外部火災より防護すべき施設の評価方針を定め，その結果		

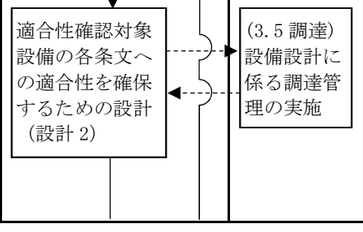
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達)設備設計に係る調達管理の実施					をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　計算方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，外部火災防護における影響評価を実施するための調達を行うために調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，外部火災影響評価における計算方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，発電所敷地内の施設の位置情報を示した設備図書（配置図），施設の構造を示した設備図書（構造図）をインプットとして，評価の際に当社供給の最新設備図書を使っていることを確認し，外部火災における熱影響評価の計算方法を検討し，アウトプットとして外部火災における熱影響評価の計算方法を取りまとめた。 供給者は，取りまとめた計算方法について，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火災源ごとの外部火災防護における評価の基本方針，業務報告書及び文献をインプットとして，森林火災，発電所敷地内の危険物貯蔵施設の火災・爆発，航空機墜落による火災及び重畳火災の火災源による火災の計算方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 発電所敷地外の火災源については，設置変更許可申請書をインプットとして，近隣の産業施設の火災・爆発，燃料輸送車両の火災・爆発及び漂流船舶の火災・爆発の影響について計算方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.5(4)　外部火災防護における評価方針」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (5)　外部火災防護における評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し，外部火災影響評価における評価の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，発電所敷地内の施設の位置情報を示した設備図書（配置図），施設の構造を示した設備図書（構造図）及び計算方法をインプットとして，評価の際に当社供		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									給の最新設備図書を使っていることを確認したうえで，外部火災における熱影響評価を実施し，アウトプットとして評価条件及び評価結果を取りまとめた。 供給者は，評価条件及び評価結果について，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護対象施設の建屋表面温度が許容温度以下となることを確認し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.5(5)　外部火災防護における評価の実施」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	7.　立ち入りの防止に係る設計 放射線・化学管理グループマネージャー及び施設防護グループマネージャーは，基本設計方針及び原子炉施設保安規定をインプットとして，立ち入りの防止に関する設計を以下に示すとおり実施した。 放射線・化学管理グループマネージャーは，人がみだりに管理区域内に立ち入らないようにするため，壁，柵，塀等の人の侵入を防止するための設備を設け，かつ，管理区域である旨を表示する設計を実施し，管理区域内への設置が必要な設備を設置する設計であることを確認した。 施設防護グループマネージャーは，保全区域と管理区域以外の場所との境界には，他の場所と区別するため，壁，柵，塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計又は保全区域である旨を表示する設計を実施し，保全区域内への設置が必要な設備を設置する設計であることを確認した。 施設防護グループマネージャーは，業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため，柵，塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計又は周辺監視区域である旨を表示する設計を実施し（ただし，当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は除く），周辺監視区域内への設置が必要な設備を設置する設計であることを確認した。		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	8.　不法な侵入等の防止設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，不法な侵入等の防止のうち，侵入防止及び出入管理並びに不正アクセス行為の防止に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し，核物質防護対策として，その区域を人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁により区画して，巡視，監視等を行うことにより，侵入防止及び出入管理を行う設計を実施し，この区域内への設置が必要な設備を設置する設計であることを確認して，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムについて，電気通信回線を通じた外部からのアクセスを遮断する方法を用いて，不正アクセス行為の防止対策のための制御システム等に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)					「火災防護設備」参照			○	9.　火災による損傷の防止 技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）に応じた基本設計方針への適合性確保のために必要な設計については，火災防護設備に示す設計による。	「火災防護設備」参照	
設計	3.3.3 (2)					「浸水防護施設」参照			○	10.　溢水による損傷防止設計 技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）に応じた基本設計方針への適合性確保のために必要な設計については，浸水防護施設に示す設計による。	「浸水防護施設」参照	
設計	3.3.3 (2)					◎	◎	○	○	11.　健全性に係る設計 保守総括グループマネージャーは，安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，健全性に関する設計の考え方を，(1)　多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散，(2)　悪影響防止，(3)　環境条件等，(4)　操作性及び試験・検査性の四つに分けて検討し，これらの項目ごとに健全性に関する設計方針を基本方針として定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び設計を主管するグループのマネージャーは，健全性に関する設計方針をインプットとして，設備ごとに健全性に関する設備設計を実施した。 なお，健全性に関する設備設計のうち，地震については，「4.　地震による損傷防止に関する設計」に基づき（発電管理室）設備耐震グループマネージャーが，津波については，「5.　津波による損傷防止設計」に基づき（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーが，自然現象及び外部人為事象については，「6.　自然現象等への配慮に関する設計」に基づき（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーが，火災については，「9.　火災による損傷の防止」に基づき（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーが，溢水については，「10.　溢水による損傷防止設計」に基づき（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーが，それぞれ設計を行った。 以下，項目ごとにその内容を示す。 (1)　多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 a.　基本方針及び対象設備の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，多重性，多様性及び独立性を有し位置的分散を図る要因を，自然現象，外部人為事象，溢水，火災，サポート系に分類し，分類した項目ごとに健全性に関する設計方針（多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散）をアウトプットとして基本方針に定めた。 また，基本設計方針をインプットとして，多重性，多様性及び独立性を有し位置的分散を図る設計対象設備を，安全設備を含めた重要施設（外部人為事象のうち発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止については，安全設備を含めた	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実　施　内　容 (設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						設計基準対象施設を対象とする。）と全ての重大事故等対処設備に定め，アウトプットとして対象設備リストを取りまとめた。 b.　安全設備を含めた重要施設 設計を主管するグループのマネージャーは，所掌する設計対象設備ごとに，健全性に関する設計方針（多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散），対象設備リスト，設備図書並びに配置図及び系統図をインプットとして，安全設備を含めた重要施設が，単一故障を発生した場合でもその機能を達成できるように，多重性，多様性及び独立性を考慮した系統施設ごとの考慮事項を検討し，アウトプットとして系統施設ごとの考慮事項を保守総括グループマネージャーに提出した。また，安全設備を含めた重要施設が検討した系統施設ごとの考慮事項どおり設計されていることを確認し，アウトプットとして確認後の配置図及び系統図を保守総括グループマネージャーに提出した。 c.　重大事故等対処設備 c-1　設計を主管するグループのマネージャーは，健全性に関する設計方針（多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散），対象設備リスト及び様式－2 設備リストをインプットとして，重大事故等対処設備が，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能及び使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能と同時に機能が損なわれるおそれがないように，重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の多重性，多様性，独立性，位置的分散を考慮する対象設備を抽出してアウトプットとして考慮内容とともにリスト化した。 c-2　設計を主管するグループのマネージャーは，所掌する設計対象設備ごとに健全性に関する設計方針（多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散），c-1 で抽出した考慮内容を含む多重性，多様性，独立性，位置的分散を考慮する対象設備リスト及び設備図書並びに配置図及び系統図をインプットとして，実際の重大事故等対処設備の設置場所及び保管場所並びに設備の多様性，独立性を確認し，アウトプットとして確認後の配置図及び系統図を保守総括グループマネージャーに提出した。 (2)　悪影響防止等 a.　基本方針及び対象設備の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，悪影響を及ぼす要因を重大事故等対処設備使用時及び通常待機時の系統的な影響，内部発生飛来物による影響及び共用に分類し，分類した項目ごとに健全性に関する設計方針（悪影響防止）をアウトプットとして基本方針に定めた。 また，基本設計方針をインプットとして，悪影響防止を図る設計対象設備を，安全設備を含めた設計基準対象施設（共用又は相互接続の禁止に対する考慮は，安全設備を含めた重要安全施設を，共用又は相互接続による安全性の考慮は，安全設備を含めた安全施設を対象とする。）とすべての重大事故等対処設備に定め，アウトプットとして対象設備リストにリスト化した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							b.　安全設備を含めた設計基準対象施設 設計を主管するグループのマネージャーは，所掌する設計対象設備ごとに，健全性に関する設計方針（悪影響防止），対象設備リスト及び設備図書並びに配置図，系統図及び構造図をインプットとして，安全設備を含めた設計基準対象施設が，悪影響を及ぼす要因の影響により，他の設備から悪影響を受け，安全性を損なわないよう，配置上の考慮又は多重性を考慮して健全性に関する設備設計を実施するとともに，設計が設計方針（悪影響防止）を満足することを確認し，アウトプットとして確認後の配置図，系統図及び構造図を保守総括グループマネージャーに提出した。 c.　重大事故等対処設備 設計を主管するグループのマネージャーは，所掌する設計対象設備ごとに，健全性に関する設計方針（悪影響防止）及び設備図書並びに配置図，系統図及び構造図をインプットとして，重大事故等対処設備が，設計を主管するグループに関連する悪影響を及ぼす要因の影響により，他の設備に悪影響を及ぼさないための健全性に関する設備設計を実施するとともに，設計が設計方針（悪影響防止）を満足することを確認し，アウトプットとして確認後の配置図，系統図及び構造図を保守総括グループマネージャーに提出した。 d.　内部発生飛散物の影響評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「11.(2)a.　基本方針及び対象設備の設定」で取りまとめた設計結果のうち，内部発生飛散物による影響に係る設計結果に基づき，以下に示す配管破損評価及び高速回転機器の損壊による飛散物評価を実施した。 (a)　配管破損評価 イ.　基本方針の策定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針及び原子力発電所配管破損防護設計技術指針（ＪＥＡＧ４６１３－1998）をインプットとして，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管破損防護に係る評価の基本方針を定めた。 ロ.　評価対象の選定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本方針及び様式－5 をインプットとして，配管破損に伴う飛散物として評価を行う対象配管を選定した。 ハ.　評価方針及び評価内容の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管破損評価の実施を要求し		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									た。 供給者は，当社から提供した基本方針，評価対象及び設備図書をインプットとして内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管破損防護に係る評価方針及び評価内容を定めた。 ニ．　評価の実施 供給者は，「ハ．評価方針及び評価内容の設定」で行った調達の中で定めた評価方針及び評価内容並びに評価対象をインプットとして，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管破損評価を行い，配管破損評価について，（発電管理室）機械設備グループマネージャーに評価方針及び評価内容を満たす配管破損評価となっていることの確認を受け，アウトプットとして発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損を想定する必要がなく飛散物が生じないことを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　高速回転機器の損壊による飛散物評価 イ．　基本方針の策定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，オーバースピードに起因する高速回転機器の損壊について評価するための基本方針を定めた。 ロ．　評価対象の選定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，機器の損壊に伴い飛散物とならないことについて評価を行う高速回転機器を選定した。 ハ．　評価方針及び評価内容の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本方針，評価対象及び設備図書をインプットとして，異なる駆動源ごとにオーバースピードに起因する機器の損壊防止に対する設備設計内容を確認するとともに，仮想的な損壊を想定する評価方針及び評価内容を定めた。 ニ．　評価の実施 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「ハ．　評価方針及び評価内容の設定」で定めた評価方針及び評価内容並びに評価対象をインプットとして，オーバースピードに起因する高速回転機器の損壊について評価を行		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	(3.5 調達)設備設計に係る調達管理の実施					い，オーバースピードに起因する高速回転機器の損壊に伴う飛散物が発生しないことを確認し，その結果をアウトプットとして発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する設計結果及び設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　環境条件等 a.　基本方針及び対象設備の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，環境条件等を，環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響並びに荷重，海水を通水する系統への影響，電磁的障害，周辺機器等からの悪影響，冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）による影響，設置場所における放射線の影響に分類し，アウトプットとして，分類した項目ごとに健全性に関する設計方針（環境条件等）を基本方針に定めた。 また，基本設計方針をインプットとして，環境に対する設備設計を実施する設計対象設備を，安全設備を含めた安全施設とすべての重大事故等対処設備に定め，アウトプットとして対象設備リストに取りまとめた。 b.　環境条件の設定と評価（環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，設置場所における放射線の影響） 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 b-1　保守総括グループマネージャーは，環境に対する設備設計に必要な情報（インプット）として，供給者から設備の設置場所及び保管場所における環境条件（環境圧力，環境温度，湿度，放射線）及び環境に関する諸元（圧力耐性，温度耐性，湿度耐性，放射線耐性）を入手するとともに，健全性に関する設計方針（環境条件等）及び対象設備リストをインプットとし，アウトプットとして場所ごとに設備が耐えるべき環境条件を設定した。 b-2　保守総括グループマネージャーは，調達の中で，環境条件に関する評価（圧力耐性，温度耐性，湿度耐性，放射線耐性）の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した健全性に関する設計方針（環境条件等）及び供給者が所有する図書をインプットとして，環境条件に関する評価（圧力耐性，温度耐性，湿度耐性，放射線耐性）を実施し，保守総括グループマネージャーの確認を受けた。評価の実施に当たっては，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして机上にて評価するとともに，机上での確認が困難なものについては，必要により設備が耐えるべき環境条件を再現した試験環境下における実証試験結果，文献等をインプットとして作成して評価を実施した。 供給者は，評価結果について，保守総括グループマネージャーに健全性に関		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									する設計方針（環境条件等）の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 c.　環境耐性の評価（屋外の天候による影響，荷重，海水を通水する系統への影響，電磁的障害，周辺機器等からの悪影響，冷却材の性状による影響） c-1　保守総括グループマネージャーは，環境に対する設備設計に必要な情報（インプット）として，供給者から環境に関する諸元（屋外の天候による影響，海水耐性，電磁波耐性）を入手した。 c-2　設計を主管するグループのマネージャーは，設計対象設備ごとに健全性に関する設計方針（環境条件等）及び設備図書をインプットとして，荷重による影響，周辺機器等からの影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）による影響を確認し，アウトプットとして設計資料にまとめ，保守総括グループマネージャーに提出した。 c-3　可搬型重大事故等対処設備の設計方針の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，可搬型重大事故等対処設備に対する詳細設計を以下に示すとおり実施した。 c-3-1　設計の基本方針 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，健全性に関する設計方針（環境条件等）及び設備図書をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備に対して，以下に示す設備分類ごとに要求機能及び性能目標を定めるための設計の基本方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c-3-2　設備分類 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-1　設計の基本方針」をインプットとして，可搬型重大事故等対処設備を構造により分類し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，分類の結果及び「c-3-1　設計の基本方針」をインプットとして，車両型設備について，評価方法によりさらに分類し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c-3-3　要求機能及び性能目標 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-1　設計の基本方針」をインプットとして，設備分類ごとに地震後においても重大事故等に対処するために必要な要求機能を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備分類ごとに整理した要求機能をインプットとして，設備分類ごとに，機能設計上の性能目標		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	

及び構造強度設計上の性能目標を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

c-3-4　可搬型重大事故等対処設備の設計

（車両型設備）

（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，車両型設備の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。

a.　方針の設定

(a)　機能設計

（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-3　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，車両型設備の機能設計方針を定めアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

(b)　構造強度設計

（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-3　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の波及的影響評価の方針を以下に示すとおり実施した。

イ.　構造強度の設計方針

（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-3　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「c-3-4(1)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。

ロ.　荷重及び荷重の組合せ

（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-3　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。

ハ.　機能維持の方針

（イ）　構造設計

（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-3　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「c-3-4(1)a.(b)イ.　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「c-3-4(1)a.(b)ロ.　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

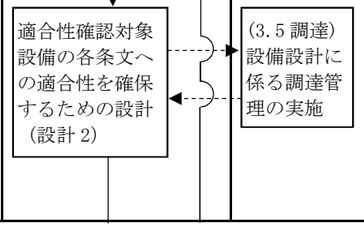
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（ロ）　評価方針 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-2　設備分類」の結果及び「c-3-4(1)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ニ.　波及的影響評価の方針 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「c-3-3　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「c-3-4(1)a.(b)イ.　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針をインプットとして，波及的影響の評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，「c-3-4(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，車両型設備の耐震評価を，「4.11.3　可搬型重大事故等対処設備の耐震設計」で実施した。 （その他の設備） 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，ボンベ設備，その他の可搬型重大事故等対処施設について，「c-3-4(1)　可搬型重大事故等対処設備の設計（車両型設備）」と同様のプロセスにより設計及び耐震評価を実施し，設計資料に取りまとめた。 (4)　操作性及び試験・検査性 a.　操作性 (a)　基本方針及び対象設備の設定 保守総括グループマネージャーは，操作性については，基本設計方針，設備図書，運転基準等をインプットとして，考慮事項を操作環境，操作準備，操作内容，切り替え性，可搬型重大事故等対処設備の接続性及びアクセスルートに分類し，アウトプットとして，分類した項目ごとに健全性に関する設計方針（操作性）を基本方針に定めた。 また，基本設計方針をインプットとして，安全設備を含めた安全施設とすべての重大事故等対処設備と定め，アウトプットとして対象設備リストにリスト化した。 (b)　安全設備を含めた安全施設 設計を主管するグループのマネージャーは，所掌する設計対象設備ごとに，健全性に関する設計方針（操作性），対象設備リスト及び設備図書をインプットとして，安全設備を含めた安全施設の機能として，誤操作を防止するとともに，容易に操作が行えるように，新設設備については操作性を考慮した設備設計を実施し，また，既設設備については操作性を確認し，アウトプットとし		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						て確認後の設備図書を保守総括グループマネージャーに提出した。 (c)　重大事故等対処設備 設計を主管するグループのマネージャーは，所掌する設計対象設備ごとに，健全性に関する設計方針（操作性），対象設備リスト及び設備図書をインプットとして，重大事故等対処設備において，確実な操作，速やかな切り替え及び容易かつ確実な接続ができるように，新設設備については操作性を考慮した設備設計を実施し，また，既設設備については操作性を確認し，アウトプットとして確認後の設備図書を保守総括グループマネージャーに提出した。 また，発電所内の道路及び通路（アクセスルート）の確保ができるように，アクセス性を確認し，アウトプットとして設計資料を保守総括グループマネージャーに提出した。 b.　試験・検査性 (a)　基本方針及び対象設備の設定 保守総括グループマネージャーは，試験・検査性については，基本設計方針，設備図書，定期事業者検査要領書，保全プログラム及び定期事業者検査以外の試験検査に係る事項（長期計画等）をインプットとして，設備を機器の種類ごとに区分し（ポンプ，ファン，圧縮機，弁（手動弁，電動弁，空気作動弁，安全弁），容器（タンク類），熱交換器，空調ユニット，流路，内燃機関，発電機，その他電源設備，計測制御設備，遮蔽，通信連絡設備），設備区分ごとに必要な構造検査，系統検査を抽出したうえで，アウトプットとして健全性に関する設計方針（試験・検査性）を基本方針に定めた。 また，基本設計方針をインプットとして，安全設備を含めた設計基準対象施設とすべての重大事故等対処設備を設計対象設備と定め，アウトプットとして対象設備リストにリスト化した。 (b)　設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の試験・検査性 設計を主管するグループのマネージャーは，設計対象設備ごとに，健全性に関する設計方針（試験・検査性），対象設備リスト，設備図書，系統図及び構造図をインプットとして，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の健全性及び能力を確認するために必要な，発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む）が可能となるよう，新設設備については設備設計を実施し，また，既設設備については保守点検性を確認し，アウトプットとして確認後の設備図書，系統図及び構造図を保守総括グループマネージャーに提出した。 (5)　設計資料の作成 保守総括グループマネージャーは，(1)a. で定めた設計方針（多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散）及び対象設備リスト，(1)b. で受領した系統施設ごとの考慮事項，確認後の配置図及び系統図，(1)c-1 で抽出した考慮内容を含む多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備リスト並びに(1)c-2の確認後の配置図及び系統図をインプットとして収集するとともに，設計方針（多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散）を満足することを確認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，(2)a.で定めた設計方針（悪影響防止等）及び対象設備リスト並びに(2)b.及び(2)c.の確認後の配置図，系統図及び構造図をインプットとして収集するとともに，設計方針（悪影響防止等）を満足することを確認した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，(3)a.で定めた設計方針（環境条件等）及び対象設備リスト，(3)b-1で供給者から入手した環境条件，供給者から入手した環境に関する諸元，場所ごとに設備が耐えるべき環境条件，(3)b-2で供給者から入手した業務報告書，(3)c-1で供給者から入手した諸元，(3)c-2の設計資料，並びに(3)c-3で取りまとめた設計資料をインプットとして，設計方針（環境条件等）で想定される環境条件等において，安全設備を含めた安全施設及び重大事故等対処設備の機能が十分に発揮できる設備設計であることを，環境条件と諸元との比較等により確認した。 保守総括グループマネージャーは，(4)a.(a)で定めた設計方針（操作性）及び対象設備リスト並びに(4)a.(b)及び(4)a.(c)の確認後の設備図書及び設計資料をインプットとして収集するとともに，設計方針（操作性）を満足することを確認した。 保守総括グループマネージャーは，(4)b.(a)で定めた設計方針（試験・検査性）及び対象設備リスト並びに(4)b.(b)の確認後の設備図書，系統図及び構造図をインプットとして収集するとともに，設計方針（試験・検査性）を満足することを確認した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，これらの確認結果を，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，これらの設計資料をレビューし，承認した。 【安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】【発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	12. 材料及び構造に係る設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，クラス１機器，クラス２機器，クラス３機器，重大事故等クラス２機器，重大事故等クラス２支持構造物及び重大事故等クラス３機器について，評価対象機器の機器クラスごとに材料及び構造に係る設計に関する強度評価を以下の「12.1　クラス機器及び支持構造物の強度評価」に示すとおり実施した。なお，クラス１機器を支持する支持構造物及び重大事故等クラス２機器を支持する支持構造物であって，重大事故等クラス２管及び重大事故等クラス２弁に溶接により取り付けられ，その損壊により重大事故等クラス２機器に損壊を生じさせるおそれがある重大事故等クラス 2 支持構造物の設計については，「4.8.1　機器・配管系の耐震設計」に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，12.1 によらない自然現象の荷重を考慮する必要があるもの，内燃機関，可搬型の非常用電源装置及び炉心支持構造物の材料及び構造に係る設計に関する強度評価を以下の 12.2～12.7 に示すとおり実施した。		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価 (1)　クラス１機器の強度評価 a.　クラス１機器の強度計算の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，評価対象となるクラス１機器を抽出した。 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，評価方針を以下の(a)に示すとおり検討した。 (a)　クラス１機器の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，ＪＳＭＥ及び告示第５０１号をインプットとして，強度計算における適用規格の選定の方法を定め，ＪＳＭＥで規定されている評価対象項目ごとに適用する安全側の規格を「適用規格整理表」に取りまとめた後，規格間の相違がある評価対象項目について「規格の相違」として表に整理し，その結果をアウトプットとして，クラス１機器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「12.1(1)a.(a)」に示す評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めたクラス１機器の強度計算の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					b.　クラス１機器（管及び弁）の強度計算方法 保守総括グループマネージャーは，「12.1(1)a.　クラス１機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス１機器の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとに選定した安全側の規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状，寸法，設計条件，設計過渡条件及び外荷重を整理し，これらの結果をアウトプットとして，クラス１機器の強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，クラス１機器の強度計算方法をインプットとして，強度計算に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度計算書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　クラス１機器（管及び弁）の強度計算書 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「12.1(1)a.　クラス１機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス１機器の強度計算の基本方針，「12.1(1)b.　クラス１機器（管及び弁）の強度計算方法」で定めたクラス 1 機器の強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーに「12.1(1)b.　クラス１機器（管及び弁）の強度計算方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.1(1)a.　クラス１機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス１機器の強度計算の基本方針，「12.1(1)b.　クラス１機器（管及び弁）の強度計算方法」で定めたクラス１機器の強度計算方法及び強度計算書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取		

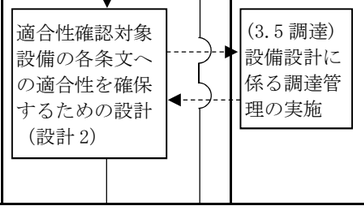
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.1(1)a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　クラス２機器の強度評価 a.　クラス２機器の強度計算の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，評価対象となるクラス２機器を抽出した。 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，評価方針を以下の(a)に示すとおり検討した。 (a)　クラス２機器の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及びＪＳＭＥをインプットとして，強度計算における適用規格の選定の方法を定め，その結果をアウトプットとして，クラス２機器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記(a)に示す評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めた格納容器の強度計算の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　クラス２機器（容器及び管）の強度計算方法 保守総括グループマネージャーは，「12.1(2)a.　クラス２機器の強度計算の基本方針」で，定めたクラス２機器の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとに選定した規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状，寸法，設計条件及び外荷重を整理し，これらの結果をアウトプットとして，クラス２機器の強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，クラス２機器の強度計算方法をインプットとして，強度計算に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度計算書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　クラス２機器（容器及び管）の強度計算書 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　クラス２機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス２機器の強度評価の基本方針，「b.　クラス２機器の強度計算方法」で定めたクラス２機器の規定に基づく強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーに「b.　クラス２機器の強度計算方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「a.　クラス２機器の強度評価の基本方針」で定めたクラス２機器の強度評価の基本方針，「b.　クラス２機器の強度計算方法」で定めたクラス２機器の規定に基づく強度計算方法及び，強度計算書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.1(2)a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　クラス３機器の強度評価 a.　クラス３機器の強度計算の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，評価対象となるクラス３機器並びにクラス３機器と同等の強度評価を実施する消火設備を抽出し，高圧ガス保安法又は消防法の規制を受ける消火設備用ボンベ及び消火器，ＪＩＳ　Ｂ　８５０１により設計されたろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク並びにそれらを除く機器に区分した。 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，区分ごとの評価方針を以下の(a)及び(b)に示すとおり検討した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						(a)　クラス３機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを除く機器の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，クラス３機器及びクラス３機器と同等の強度評価を実施する機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを除く機器に対して，基本設計方針，ＪＳＭＥ，告示第５０１号及び既工認における評価結果をインプットとして，クラス２機器をクラス３機器として兼用し，クラス２機器として既工認における評価の実績がある機器については既工認における評価結果の確認による評価を実施し，それを除く機器については強度計算における適用規格の選定の方法を定め，ＪＳＭＥで規定されている評価対象項目ごとに適用する規格を「適用規格整理表」に取りまとめた後，規格間の相違がある評価対象項目について「規格の相違」として表に整理し，その結果をアウトプットとして，クラス３機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを除く機器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 (b)　クラス３機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，クラス３機器及びクラス３機器と同等の強度評価を実施する機器のうち，消火設備用ボンベ及び消火器に対して，基本設計方針，技術基準規則，高圧ガス保安法及び消防法並びにＪＩＳ　Ｂ　８５０１をインプットとして，技術基準規則第 17 条と，高圧ガス保安法及び消防法を比較し，材料並びに構造及び強度の規定において要求する水準が同等であることを確認したうえで，高圧ガス保安法又は消防法に適合するものを使用する設計とすることとし，また，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクに適用するＪＩＳ　Ｂ　８５０１については，ＪＳＭＥクラス３容器の規定を参考に技術基準規則への適合性を確認したうえで，ＪＩＳ　Ｂ　８５０１に適合したものを使用する設計とし，その結果をアウトプットとして，クラス３機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの構造及び強度に関する設計の方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記(a)に示す評価方針に従って評価を実施すること及び(b)で示す方針に従った消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを使用することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めたクラス３機器の強度計算の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　クラス３機器（容器及び管）の強度計算方法 保守総括グループマネージャーは，クラス３機器として評価する機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを除く機器であって，クラス２機器をクラス３機器として兼用し，クラス２機器として既工認における評価の実績がある機器を除く機器に対して，「a.　クラス３機器の		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							強度計算の基本方針」で定めたクラス３機器の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとに選定した安全側の規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，その結果をアウトプットとして，クラス３機器の規定に基づく強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，クラス３機器のうち消火設備用ボンベ及び消火器並びにろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを除く機器であって，クラス２機器をクラス３機器として兼用し，クラス２機器として既工認における評価の実績がある機器に対して，「a.　クラス３機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス３機器の強度計算の基本方針をインプットとして，既工認における強度評価を本工事計画の強度評価に用いることが妥当であることを確認したうえで，既工認における評価に用いた評価方法を整理し，その結果をアウトプットとして，クラス２機器をクラス３機器として兼用する機器の強度評価方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，クラス３機器として評価する機器のうちろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクに対して，「a.　クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めたクラス３機器の強度評価の基本方針をインプットとして，ＪＩＳ　Ｂ　８５０１に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，その結果をアウトプットとして，ＪＩＳ　Ｂ　８５０１の規定に基づく強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，クラス３機器の規定に基づく強度計算方法及びＪＩＳ　Ｂ　８５０１の規定に基づく強度計算方法をインプットとして，強度計算に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度計算書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　クラス３機器（容器及び管）の強度計算書 (a)　既工認における評価結果を確認することにより強度評価を実施したクラス３機器の強度評価 保守総括グループマネージャーは，「a.　クラス３機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス３機器の強度計算の基本方針，「b.　クラス３機器（容器及び管）の強度計算方法」で定めたクラス２機器をクラス３機器として兼用する機器の強度評価方法をインプットとして，既工認における評価結果を確認することにより，評価対象機器が設計条件に対して十分な強度を有する設計であることを確認し，その結果を機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 (b)　適用規格に従った解析業務による強度評価を実施したクラス３機器の強度評価 イ.　委託による解析業務により強度評価を実施したクラス３機器の強度評価		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，調達の中で，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　クラス３機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス３機器の強度計算の基本方針，「b.　クラス３機器（容器及び管）の強度計算方法」で定めたクラス３機器の規定に基づく強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーに「b.　クラス３機器（容器及び管）の強度計算方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.　クラス３機器の強度計算の基本方針」で定めたクラス３機器の強度計算の基本方針，「b.　クラス３機器（容器及び管）の強度計算方法」で定めたクラス３機器の規定に基づく強度計算方法及び強度計算書のフォーマット並びに入手した業務報告書をインプットとして，評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.1(3)a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (4)　クラス４機器の強度評価 a.　クラス４機器（管）の強度計算の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，評価対象となるクラス４機器を抽出した。 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，評価方針を以下の(a)に示すとおり検討した。 (a)　クラス４機器（管）の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及びＪＳＭＥをインプットとして，強度計算における適用規格の選定の方法を定め，その結果をアウトプットとして，クラス４機器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記(a)に示す評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めた格納容器の強度計算の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　クラス４機器（管）の強度計算方法 保守総括グループマネージャーは，「12.1(4)a.　クラス４機器（管）の強度計算の基本方針」で定めたクラス４機器の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとに選定した規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状及び寸法を整理し，これらの結果をアウトプットとして，クラス４機器（管）の強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，クラス４機器の規定に基づく強度計算方法をインプットとして，強度計算に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度計算書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　クラス４機器（管）の強度計算書 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ヤーは，調達の中で，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　クラス４機器（管）の強度計算の基本方針」で定めたクラス４機器の強度評価の基本方針，「b.　クラス４機器（管）の強度計算方法」で定めたクラス４機器の規定に基づく強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーに「b.　クラス４機器（管）の強度計算方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「a.　クラス４機器（管）の強度評価の基本方針」で定めたクラス４機器の強度評価の基本方針，「b.　クラス４機器（管）の強度計算方法」で定めたクラス４機器の規定に基づく強度計算方法及び強度計算書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.1(4)a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (5)　原子炉格納容器の強度評価 a.　原子炉格納容器の強度計算の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，評価対象となる原子炉格納容器を抽出した。 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，評価方針を以下の(a)に示すとおり検討した。 (a)　原子炉格納容器の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及びＪＳＭＥをインプットとして，強度計算における適用規格の選定の方法を定め，その結果をアウトプットとして，原子炉格納容器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記(a)に示す評価方針に従って評価を		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					実施することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めた格納容器の強度計算の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　原子炉格納容器の強度計算方法 保守総括グループマネージャーは，「12.1(5)a.　原子炉格納容器の強度計算の基本方針」 で定めた原子炉格納容器の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとに選定した規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状，寸法，設計条件及び外荷重を整理し，これらの結果をアウトプットとして，原子炉格納容器の強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納容器の強度計算方法をインプットとして，強度計算に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度計算書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　原子炉格納容器の強度計算書 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達の中で，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　原子炉格納容器の強度計算の基本方針」で定めた原子炉格納容器の強度評価の基本方針，「b.　原子炉格納容器の強度計算方法」で定めた原子炉格納容器の規定に基づく強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャーに「b.　原子炉格納容器の強度計算方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，「a.　原子炉格納容器の強度評価の基本方針」で定めた原子炉格納容器の強度評価の基本方針，「b.　原子炉格納容器の強度計算方法」で定めた原子炉格納容器の規定に基づく強度計算方法及び強度計算書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットと		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	

して，設計資料に取りまとめた。

保守総括グループマネージャーは，「12.1(5)a.～c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。

(6)　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度評価

a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針

保守総括グループマネージャーは，様式－5 をインプットとして，評価対象となる重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物を抽出し，設計基準対象施設としての機器クラス区分に応じて，重大事故等クラス２機器のうちクラス１機器，原子炉格納容器，それらを除く機器及び重大事故等クラス２支持構造物のうちクラス１支持構造物を除く支持構造物に区分した。

保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，区分ごとの評価方針を以下の(a)～(d)に示すとおり検討した。

(a)　ＪＳＭＥ及び告示第５０１号における材料の規定によらない場合の評価

保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，ＪＳＭＥ及び告示第５０１号をインプットとして，材料が使用条件に対して適切な材料であることを示すために，材料の機械的強度，化学的成分，破壊じん性及び非破壊試験について確認することとし，アウトプットとして，ＪＳＭＥ及び告示第５０１号における材料の規定によらない場合の評価方針に取りまとめた。

(b)　重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物の構造及び強度

保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物に対して，基本設計方針，ＪＳＭＥ，告示第５０１号，既に実施された評価結果（既工認）をインプットとして，評価区分の整理フローを作成した。

保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物に対して，整理フローに従い，設備区分ごとの方針を以下のイ.及びロ.に示すとおり検討した。

イ．　クラス２機器又はクラス２支持構造物の規定に基づく評価

保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物に対して，評価区分の整理フローをインプットとして，強度計算における適用規格の選定の方法を定め，ＪＳＭＥで規定されている評価対象項目ごとに適用する規格を「適用規

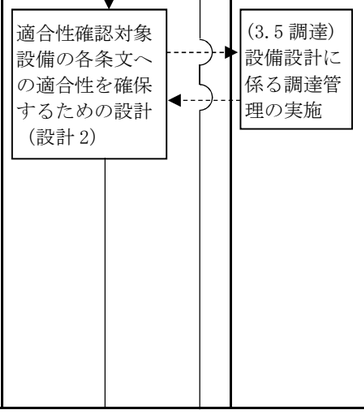
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									格整理表」に取りまとめた後，規格間の相違がある評価対象項目について「規格の相違」として表に整理し，その結果をアウトプットとして，クラス２機器又はクラス２支持構造物の規定に基づく評価方針に取りまとめた。 ロ．　クラス２機器の規定によらない場合の評価 保守総括グループマネージャーは，適用規格の当該クラスにおいて評価式が規定されていない機器及び精緻な評価が必要となりクラス２機器の規定によらない評価を実施する必要がある機器に対して，評価区分の整理フロー及び機械工学便覧をインプットとして，ＪＳＭＥ及び告示第５０１号の当該クラス以外に規定されている評価式又は機械工学便覧に規定されている評価式から強度評価に用いる評価式を選定し，選定した評価式及びＪＳＭＥ又は告示第５０１号を参考にした許容値を用いた評価を実施することが妥当であることを確認したうえで，それらを用いた強度評価を実施する方針を定め，アウトプットとして，クラス２機器の規定によらない場合の評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記イ．及びロ．に示す評価方針に従って評価を実施すること並びに疲労破壊による破壊の防止についての評価に対して，基本設計方針，ＪＳＭＥ，告示第５０１号，既に実施された評価結果（既工認）をインプットして重大事故等クラス２機器に対して評価を省略することが妥当であることを確認したうえで，評価を省略することとし，アウトプットとして，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 (c)　重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物に対して，基本設計方針，ＪＳＭＥ，告示第５０１号，既に実施された評価結果（既工認）をインプットとして，技術基準規則の重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物に対する要求を整理し，運転状態Ⅲ，運転状態Ⅳ及び運転状態Ⅴの強度評価結果を用いて，重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物としての強度評価を実施する方針を定め，アウトプットとして，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 (d)　重大事故等クラス２機器であって原子炉格納容器の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であって原子炉格納容器に対して，基本設計方針，ＪＳＭＥ，告示第５０１号，既工認における評価結果及び原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の評価結果をインプットとして，技術基準規則の重大事故等クラス２機器に対する要求を整理		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									し，既工認における評価結果及び原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の評価結果を用いて，重大事故等クラス２機器としての強度評価を実施する方針を定め，アウトプットとして，重大事故等クラス２機器であって原子炉格納容器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記(a)～(d)に示す評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　重大事故等クラス２機器（容器，管，ポンプ及び弁）及び重大事故等クラス２支持構造物（容器及びポンプ）の強度計算方法 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物のうち，既に実施された評価結果がない機器に対して，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとに選定した規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器又は支持構造物の材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，その結果をアウトプットとして，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器のクラス２機器の規定又は同等性を示す評価式による強度計算並びに重大事故等クラス２支持構造物のクラス２支持構造物の規定による強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器又は重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物を除く支持構造物のうち，既に実施された評価結果がある機器に対して，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針をインプットとして，既に実施された評価結果を本工事計画の強度評価に用いることが妥当であることを確認したうえで，それぞれの評価に用いた評価方法を整理し，その結果をアウトプットとして，既に実施された評価結果の確認による強度評価方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物に対して，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針をインプットとして，評価対象項目ごとにＪＳＭＥに規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器又は支持構造物の		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，また，既に実施された評価結果を本工事計画の強度評価に用いることが妥当であることを確認したうえで，それぞれの評価に用いた評価方法を整理し，その結果をアウトプットとして，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器の強度評価方法及び重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物の強度評価方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であって原子炉格納容器に対して，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針をインプットとして，原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の評価結果を本工事計画の強度評価に用いることが妥当であることを確認したうえで，原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の評価に用いた評価方法を整理し，その結果をアウトプットとして，重大事故等クラス２機器であって原子炉格納容器の強度評価方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２支持構造物に対して，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針をインプットとして，選定した規格に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，支持構造物の材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，その結果をアウトプットとして，重大事故等クラス２支持構造物の強度計算方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器のクラス２機器の規定又は同等性を示す評価式による強度計算方法並びに重大事故等クラス２支持構造物の強度計算方法及び重大事故等クラス２機器であってクラス１機器の強度評価方法及び重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物の強度評価方法をインプットとして，強度計算に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度計算書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　重大事故等クラス２機器（容器，管，ポンプ及び弁）及び重大事故等クラス２支持構造物（容器及びポンプ）の強度計算書 (a)　既に実施された評価結果，原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の評価結果を確認することによる強度評価を実施した重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針，「b.　重大事故等クラス２機器（容器，管，ポンプ及び弁）及び重大事故等クラス２支持構造物（容器及びポンプ）の		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					強度計算方法」で定めた既に実施された評価結果の確認による強度評価方法並びに重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器の強度評価方法並びに重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物の強度評価方法をインプットとして，それぞれの評価結果を確認することにより，評価対象機器が設計条件に対して十分な強度を有する設計であることを確認し，機器区分ごとにその結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 (b)　適用規格に従った解析業務による強度評価を実施した重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で，評価対象機器及び支持構造物の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針，「b.　重大事故等クラス２機器（容器，管，ポンプ及び弁）及び重大事故等クラス２支持構造物（容器及びポンプ）の強度計算方法」で定めた重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器のクラス２機器の規定又は同等性を示す評価式による強度計算方法並びに重大事故等クラス２支持構造物の強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器及び支持構造物ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーに「b.　重大事故等クラス２機器（容器，管，ポンプ及び弁）及び重大事故等クラス２支持構造物（容器及びポンプ）の強度計算方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「a.　重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス２機器及び重大事故等クラス２支持構造物の強度計算の基本方針，「b.　重大事故等クラス２機器（容器，管，ポンプ及び弁）及び重大事故等クラス２支持構造物（容器及びポンプ）の強度計算方法」で定めた重大事故等クラス２機器であってクラス１機器及び原子炉格納容器を除く機器のクラス２機器の規定又は同等性を示す評価式による強度計算方法，重大事故等クラス２支持構造物のクラス２支持構造物の規定による強度計算方法，重大事故等クラス２機器であってクラス１機器の強度計算方法，重大事故等クラス２支持構造物であってクラス１支持構造物の強度評価方法，強度計算書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，使用条件に対して適切な材料を使用する設計であることを確認したうえで，その結果を評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，上記のa.～c.で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (7)　重大事故等クラス３機器の強度評価 a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5をインプットとして，評価対象となる重大事故等クラス３機器を抽出し，完成品及びそれを除く機器に区分した。 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器に対して，区分ごとの評価方針を以下の(a)及び(b)に示すとおり検討した。 (a)　完成品を除く重大事故等クラス３機器の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及びＪＳＭＥをインプットとして，ＪＳＭＥの規定を準用した強度評価又はＪＳＭＥで考慮されている裕度を参考にした実条件を踏まえた耐圧試験による強度評価を実施する方針を定め，アウトプットとして，完成品を除く重大事故等クラス３機器の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。 (b)　重大事故等クラス３機器のうち完成品の構造及び強度 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針並びに一般産業品の規格及び基準をインプットとして，適用される規格及び基準が妥当であることを含め，評価対象機器が一般産業品の規格及び基準に適合することを確認することにより強度評価を実施する方針を定め，アウトプットとして，重大事故等クラス３機器のうち完成品の構造及び強度に関する評価方針に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						保守総括グループマネージャーは，上記(a)及び(b)に示す評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し，使用する材料を含めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　重大事故等クラス３機器の強度評価方法 保守総括グループマネージャーは，完成品を除く重大事故等クラス３機器のうちＪＳＭＥの規定を準用した機器に対して，「a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針をインプットとして，ＪＳＭＥに規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，機器の材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，その結果をアウトプットとして，完成品を除く重大事故等クラス３機器の強度評価方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等クラス３機器のうち完成品の機器に対して，「a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針をインプットとして，一般産業品の規格及び基準への適合性を確認するための項目を整理し，その結果をアウトプットとして，重大事故等クラス３機器のうち完成品の強度評価方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，完成品を除く重大事故等クラス３機器の強度評価方法及び重大事故等クラス３機器のうち完成品の強度評価方法をインプットとして，強度評価に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度評価書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　重大事故等クラス３機器の強度評価書 (a)　適用規格に従った解析業務による強度評価を実施した重大事故等クラス３機器の強度評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針，「b.　重大事故等クラス３機器の強度評価方法」で定めた完成品を除く重大事故等クラス３機器の強度評価方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，「b.　重大事故等クラス３機器の強度評価方法」で取りまとめた強度評価方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書のうち強度評価に関する内容を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針，「b.　重大事故等クラス３機器の強度評価方法」で定めた完成品を除く重大事故等クラス３機器の強度評価方法及び強度評価書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，評価対象項目ごとの強度計算書のフォーマットにまとめた後，機器区分ごとに集約し，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 (b)　ＪＳＭＥで考慮されている裕度を参考にした実条件を踏まえた耐圧試験の結果を確認することによる強度評価を実施した重大事故等クラス３機器の強度評価 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器の設備図書を入手した。 保守総括グループマネージャーは，「a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針，評価対象機器の設備図書をインプットとして，評価対象機器の耐圧試験の結果が良好であることを確認することにより，評価対象機器が設計条件に対して十分な強度を有する設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 (c)　一般産業品の規格及び基準に適合することを確認することによる強度評価を実施した重大事故等クラス３機器の強度評価 保守総括グループマネージャーは，評価対象機器の設備図書を入手した。 保守総括グループマネージャーは，「a.　重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針」で定めた重大事故等クラス３機器の強度評価の基本方針，「b.　重大事故等クラス３機器の強度評価方法」で定めた重大事故等クラス３機器のうち完成品の強度評価方法及び強度評価書のフォーマット，評価対象機器の設備図書及び法令等の公的な規格をインプットとして，評価対象機器が一般産業品の規格及び基準に適合することを確認することにより，設計条件に対して十		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									分な強度を有し，使用条件に対して適切な材料を使用する設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記 a.～c.で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【強度に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	－	○	○	12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価 12.2.1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設の強度評価に必要な基本方針を以下に示すとおり定めた。 (1)　評価対象施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.　要求機能及び性能目標」で定めた竜巻の影響を考慮する施設と施設ごとの要求機能及び位置情報をインプットとして，強度評価の対象施設を分類し表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた各施設の構造強度設計の方針をインプットとして，各施設の構造計画を表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設のうち，防護対策設備を除く強度評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し，荷重及び荷重の組合せ，許容限界の設定を要求し，供給者は，荷重及び荷重の組合せ，許容限界を以下に示すとおり設定した。 a.　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた各施設の荷重，規格，規定類及び既往の文献をインプットとして，竜巻防護に関する施設の強度評価にて考慮すべき荷重を整理したうえで，それらの荷重の算定方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，荷重の算定方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる荷重の考え方を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，荷重の算定方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，強度評価にて考慮すべき荷重，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた荷重の組合せの考え方をインプットとして，各施設の強度評価に用いる荷重の組合せを設定して表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより荷重の組合せの考え方を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，各施設の強度評価に用いる荷重の組合せを表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた各施設の評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，許容限界について表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　強度評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，使用する評価方法の選定の実施を要求した。		

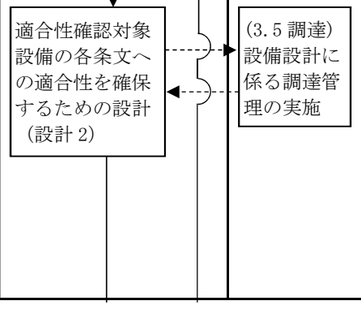
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の選定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，竜巻防護に関する施設の強度評価に用いる基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.1」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 12.2.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (1)　竜巻への配慮が必要な機器・配管系の強度計算 （主排気筒） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.2.2(1)b.　強度評価方法の設定」及び「12.2.2(1)d.　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 a.　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.1　竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針」で定めた基本方針及び，設備図書をインプットとして，主排気筒の強度計算の強度評価を行うためのフロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，主排気筒の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，主排気筒の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(a)　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (b)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									c.　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 d.　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(1)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.2(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.2.2(1)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.2.2(1)c.　評価条件」で設定した評価条件及び「12.2.2(1)d.　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，主排気筒の強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，残留熱除去系海水系ポンプ，残留熱除去系海水系ストレーナ，換気空調設備，ディーゼル発電機海水ストレーナ，ディーゼル発電機吸気口，配管及び弁，波及的影響を及ぼす可能性がある消音器並びに排気管，放出管及びベント管について，「12.2.2(1)　竜巻への配慮が必要な機器・配管系の強度計算（主排気筒）」と同様なプロセスによ		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									り強度評価を実施し，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　竜巻への配慮が必要な建物・構築物の強度設計 （竜巻より防護すべき施設を内包する施設） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.2.2(2)b.　強度評価方法の設定」，「12.2.2(2)c.　評価条件の設定」及び「12.2.2(2)d.　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 a.　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.1　竜巻への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針」で定めた基本方針及び設備図書をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価を行うための評価方針，フロー及び，適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界及び評価方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーの要求を受けて，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 (a)　評価対象部位 供給者は，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 (b)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							の表に取りまとめた。 (c)　許容限界 供給者は，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位の図面をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価に用いる許容限界について，評価対象部位ごとに適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 (d)　評価方法 供給者は，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，既工認及び設備図書をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価の評価方法を設定し，アウトプットとしてその結果を取りまとめた。 c.　評価条件の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価を行うための評価条件の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価に用いる諸元を定め，アウトプットとして評価条件に取りまとめた。 d.　強度評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の「12.2.2(2)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.2.2(2)c.　評価条件の設定」で定めた評価条件に基づく強度評価を要求した。 供給者は，「12.2.2(2)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.2.2(2)c.　評価条件の設定」で定めた評価条件をインプットとして，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価方法及び評価条件に基づく強度評価を実施し，評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして強度評価結果に取りまとめた。 供給者は，これらの結果を竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度評価結果に取りまとめ，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度設計として妥当であることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.2(2)a.～d.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，波及的影響を及ぼす可能性がある施設について，「12.2.2(2)　竜巻への配慮が必要な建物・構築物の強度設計」と同様のプロセスにより強度評価を実施し，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 12.2.3 防護対策施設（防護ネット，防護鋼板及び架構）の設計の方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設のうち，防護対策施設の強度設計方針を以下に示すとおり定めた。 (1)　強度設計の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設のうち，防護対策施設の強度設計の基本方針を以下に示すとおり定めた。 a.　対象施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.　要求機能及び性能目標」で定めた竜巻の影響を考慮する施設と施設ごとの要求機能及び位置情報をインプットとして，強度評価の対象施設のうち防護対策施設を選定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　構造概要 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた各施設の構造強度設計の方針をインプットとして，防護対策施設の構造概要を示し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設のうち，防護ネット，防護鋼板及び架構の強度評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護ネット，防護鋼板及び架構に関する調達文書の中で，防護ネット，防護鋼板及び架構の強度評価についての解析に関する要求を行い，「1.　設計に係る解析業務の管理」に基づく解析の調達管理を実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し，荷重及び荷重の組合せの設定を要求し，供給者は，荷重及び荷重の組合せを以下に示すとおり設定した。 供給者は，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた各施設の荷重，規格，規定類及び既往の文献をインプットとして，防護ネット，防護鋼板及び架構の強度評価にて考慮すべき荷重を整理したうえで，それらの荷重の算定方法を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，荷重の算定方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる荷重の考え方を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，荷重の算定方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，強度評価にて考慮すべき荷重，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた荷重の組合せの考え方をインプットとして，各施設の強度評価に用いる荷重の組合せを設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる荷重の組合せの考え方を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，各施設の強度評価に用いる荷重の組合せを表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　防護対策施設の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護ネット，防護鋼板及び架構の設計方針を以下に示すとおり定めた。 a.　防護ネットの構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた防護ネットの構造強度の設計方針，		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						「12.2.3(1)b.　構造概要」及び「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」をインプットとして，防護ネットの設計方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　防護鋼板の構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた防護鋼板の構造強度の設計方針，「12.2.3(1)b.構造概要」及び「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」 をインプットとして，防護鋼板の設計方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　架構の構造設計 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた架構の構造強度の設計方針，「12.2.3(1)b.　構造概要」及び「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」をインプットとして，架構の設計方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　防護対策施設の評価方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護対策施設の評価方針を以下に示すとおり設定した。 a.　防護ネット （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で，供給者に対し，防護ネットの評価方針の設定を要求し，供給者は，防護ネットの評価方針を以下に示すとおり設定した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた防護ネットの機能維持の設計方針，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」，「12.2.3(2)a.　防護ネットの構造設計」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防護ネットの評価方針を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方針の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる構造強度設計上の性能目標を満足する方針となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護ネットの評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						b.　防護鋼板 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で，供給者に対し，防護鋼板の評価方針の設定を要求し，供給者は，防護鋼板の評価方針を以下に示すとおり設定した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた防護鋼板の機能維持の設計方針，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」，「12.2.3(2)b.　防護鋼板の構造設計」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防護鋼板の評価方針を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方針の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる構造強度設計上の性能目標を満足する方針となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護鋼板の評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　架構 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で，供給者に対し，架構の評価方針の設定を要求し，供給者は，架構の評価方針を以下に示すとおり設定した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた架構の機能維持の設計方針，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」，「12.2.3(2)c.　架構の構造設計」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，架構の評価方針を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方針の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる構造強度設計上の性能目標を満足する方針となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，架構の評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまと		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									めた。 (4)　許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護ネット，防護鋼板及び架構の許容限界を以下に示すとおり設定した。 a.　防護ネットの許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で供給者に対し，許容限界の設定を要求し，供給者は，防護ネットの許容限界を以下に示すとおり設定した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた防護ネットの評価方針，「12.2.3(3)a.　防護ネット」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防護ネットの許容限界を設定し，その結果をまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護ネットの許容限界について表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　防護鋼板の許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で供給者に対し，許容限界の設定を要求し，供給者は，防護鋼板の許容限界を以下に示すとおり設定した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた防護鋼板の評価方針，「12.2.3(3)b.　防護鋼板」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防護鋼板の許容限界を設定し，その結果をまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護鋼板の許容限界について表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　架構の許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で供給者に対し，許容限界の設定を要求し，供給者は，架構の許容限界を以下に示すとおり設定した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた架構の評価方針，「12.2.3(3)c.　架構」及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，架構の許容限界を設定し，その結果をまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，架構の許容限界について表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (5)　強度評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で供給者に対し，使用する評価方法の選定の実施を要求し，供給者は，使用する評価方法を以下に示すとおり選定した。 a.　防護ネットの強度評価 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の選定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護ネットの強度評価に用いる基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　防護鋼板の強度評価 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の選定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，防護鋼板の強度評価に用いる基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 12.2.4 防護ネットの強度計算 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3(1)c.　荷重及び荷重の組合せ」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (1)　防護ネットの強度計算 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.2.4(1)b.　強度評価方法の設定」，「12.2.4(1)c.　評価条件」及び「12.2.4(1)d.　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 a.　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.3　防護対策施設（防護ネット，防護鋼板及び架構）の設計の方針」で定めた方針及び設備図書をインプットとして，防護ネットの強度評価を行うためのフロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護ネットの強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							び評価条件の設定を実施し，防護ネットの強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 (a)　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をアウトプットとしてリストにまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (b)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をアウトプットとしてリストにまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を選定し，その結果をアウトプットとしてリストにまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をアウトプットとしてリストにまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果と		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							なっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 c.　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，評価条件を選定し，その結果をアウトプットとしてリストにまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 d.　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.2.4(1)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をアウトプットとしてリストにまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.4(1)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.2.4(1)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.2.4(1)c.　評価条件」で設定した評価条件及び「12.2.4(1)d.　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，防護ネットの強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 （その他設備） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護鋼板及び架構について，「12.2.4(1)　防護ネットの強度計算」と同様のプロセスにより強度評価を実施し，設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 12.2.5 固縛装置の設計の方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設のうち，固縛装置の設計の方針を以下のとおり定めた。 (1)　強度設計の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，竜巻への配慮が必要な施設のうち，固縛装置構成要素ごとの強度設計の基本方針を以下に示すとおり定めた。 a.　固縛対象物 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，基本設計方針及び「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた竜巻の影響を考慮する施設の方針をインプットとして，固縛対象物を選定し，固縛対象物を固縛する固縛装置の構造計画及び概略図を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　固縛装置の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.　要求機能及び性能目標」で定めた屋外の重大事故等対処設備の構造強度設計上の性能目標及び「12.2.5(1)a.　固縛対象物」をインプットとして，固縛装置構成要素ごとに固縛装置の設計方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (a)　固縛の方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)a.　要求機能及び性能目標」で定めた屋外の重大事故等対処設備の構造強度設計上の性能目標をインプットとして，固縛の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　固縛装置の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた固縛装置の構造計画，「12.2.5(1)b.(a)　固縛の方針」及び設備図書をインプットとして，固縛装置構成要素ごとに固縛の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　構成要素の設計方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1) b.(b) 固縛装置の設計方針」をインプットとして，構成要素ごとに構成要素の設計方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，固縛装置の強度評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							従い，調達管理を実施した。 (a)　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた各施設の荷重，規格・規定類及び既往の文献をインプットとして，固縛装置の強度評価にて考慮すべき荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた固縛装置の評価方針，規格，規定類及び既往の文献をインプットとして，固縛装置の許容限界を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　固縛装置の種類と設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1)b.(a) 固縛の方針」，「12.2.5(1)b.(b)　固縛装置の設計方針」及び「12.2.5(1)b.(c) 構成要素の設計方針」をインプットとして，固縛装置の構成要素と選定の考え方，選定フローを設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　固縛装置の荷重評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.3(3)b.　竜巻の影響を考慮する施設」で定めた固縛装置の機能維持の設計方針，「12.2.5(1)c. 荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」，「12.2.5(1)d.　固縛装置の種類と設定」及び設備図書をインプットとして，固縛装置の評価方法を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　固縛装置の強度評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，使用する強度評価方法を以下に示すとおり選定した。 a.　固縛装置の強度評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1)　強度設計の基本方針」で定めた固縛装置の強度設計の基本方針，「12.2.5(1)d.　固縛装置の種類と設定」の結果，適用可能な図書及び文献をインプットとして，固縛装置の強度評価方法を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　固縛装置の選定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(2)　固縛装置の荷重評価方法」に基づく荷重評価の結果，「12.2.5(1)d.　固縛装置の種類と設定」の結果，設備図書，適用可能な図書及び文献をインプットとして，固縛装置の構成要素ごとの諸元を表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									c.　固縛装置の強度確認 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(3)a.　固縛装置の強度評価方法」に基づく強度評価の結果をインプットとして，評価結果が十分な強度を有していることを確認して表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1)～(3)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 12.2.6 固縛装置の強度評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，固縛装置の強度計算を以下に示すとおり実施した。 (1)　強度評価の基本方針の設定 a.　基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5　固縛装置の設計の方針」で定めた固縛装置の設計の方針及び設備図書をインプットとして，固縛装置の強度評価を行うためのフロー及び適用規格を検討して，評価の基本方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　強度評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，固縛装置の強度評価の方法を以下のとおり定めた。 (2)　固縛装置の強度評価 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，固縛装置の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，評価方法並びに評価条件の設定を実施し，固縛装置の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 a.　評価対象部位 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1)a.　固縛対象物」で定めた構造計画をインプットとして，固縛装置に作用する荷重を踏まえて評価対象部位を特定し，その結果をリストにまとめた。 b.　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1)c.　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」の結果をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストにまとめた。 c.　評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(2)　固縛装置の荷重評価方法」に示している荷重評価方法及び「12.2.5(3)　固縛装置の強度評価方法」に示している強度評価方法をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(3)　評価条件 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.5(1)b.(b)　固縛装置の設計方針」で定めた固縛装置の設計方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストにまとめた。 (4)　強度評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.6(2)　固縛装置の強度評価」及び「12.2.6(3)　評価条件」をインプットとして，固縛装置の要素ごとに強度評価を実施し，その結果を強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.2.6(1)～(4)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【強度に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	－	○	○	12.3 火山への配慮が必要な施設の強度評価 12.3.1 火山への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火山への配慮が必要な施設の強度評価に必要な基本方針を以下に示すとおり定めた。 (1)　評価対象施設 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(a)　要求機能及び性能目標」で定めた降下火砕物の影響を考慮する施設と施設ごとの要求機能及び位置情報をインプットとして，強度評価の対象施設を分類整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「6.4(3)c.(b)　降下火砕物の影響を考慮する施設」で定めた各施設の構造強度設計の方針をインプットとして，各施設の構造計画を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，火山への配慮が必要な施設の強度評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，荷重及び荷重の組合せ，許容限界の設定を要求し，供給者は，荷重及び荷重の組合せ，許容限界を以下に示すとおり設定した。 a.　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「6.4(3)c.　降下火砕物の影響を考慮する施設」で定めた各施設の荷重，規格，規定類及び既往の文献をインプットとして，火山防護に関する施設の強度評価にて考慮すべき荷重を整理したうえで，それらの荷重の算定方法を設	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重の算定方法の設計結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーに荷重の考え方を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，荷重の算定方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，強度評価にて考慮すべき荷重，「6.4(3)c.　降下火砕物の影響を考慮する施設」で定めた荷重の組合せの考え方をインプットとして，各施設の強度評価に用いる荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーに荷重の組合せの考え方を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，各施設の強度評価に用いる荷重の組合せを表にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「6.4(3)c.　降下火砕物の影響を考慮する施設」 で定めた各施設の評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果を取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，検討結果及び業務報告書をインプットとして，許容限界について整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　強度評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，使用する評価方法の選定の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果を取りまとめた。 供給者は，評価方法の選定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，火山防護に関する施設の強度評価に用いる基本的な評価方法を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 12.3.2 火山への配慮が必要な施設の強度計算 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，強度評価の実施を要求した。 (1)　火山への配慮が必要な設備の強度計算 a.　自社の解析による評価 （残留熱除去系海水ポンプ） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1)a(a)　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.3.2(1)a(b)　強度評価方法の設定」，「12.3.2(1)a(c)　評価条件」及び「12.3.2(1)a(d)　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1　火山への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針」で定めた基本方針及び設備図書をインプットとして残留熱除去系海水系ポンプの強度評価を行うためのフロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									(b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，残留熱除去系海水系ポンプの強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，残留熱除去系海水系ポンプの強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1) a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストにまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1) a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストにまとめた。 ハ．　許容限界 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1) a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，許容限界を選定し，その結果をリスト取りまとめた。 ニ．　評価方法 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1) a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 (c)　評価条件 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1)a.(a) 強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストにまとめた。 (d)　強度評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1)a.(b) 強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び設備図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果を取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.3.2(1)a.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.3.2(1)a.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.3.2(1)a.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとして，残留熱除去系海水系ポンプの強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（その他設備） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，残留熱除去系海水系ストレーナ，ディーゼル発電機用海水ポンプ，ディーゼル発電機用海水ストレーナ及びディーゼル発電機室ルーフベントファンについて，「12.3.2(1)a.　自社の解析による評価（残留熱除去系海水系ポンプ）」と同様のプロセスにより強度評価を実施し，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　委託の解析による評価 （ディーゼル発電機吸気口） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.3.2(1)b.(b)　強度評価方法の設定」，「12.3.2(1)b.(c)　評価条件」及び「12.3.2(1)b.(d)　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1　火山への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針」で定めた基本方針及び設備図書をインプットとしてディーゼル発電機吸気口の強度評価を行うためのフロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，ディーゼル発電機吸気口の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，ディーゼル発電機吸気口の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストにまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を選定し，その結果を取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストにまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(1)b.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果を取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									供給者は，強度評価結果について，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.3.2(1)b.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.3.2(1)b.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.3.2(1)b.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，ディーゼル発電機吸気口の強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　火山への配慮が必要な施設の強度設計 （原子炉建屋，タービン建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.3.2(2)b.　強度評価方法の設定」，「12.3.2(2)c.　評価条件の設定」及び「12.3.2(2)d.　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 a.　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1　火山への配慮が必要な建屋の強度計算の基本方針」で定めた基本方針及び設備図書をインプットとして，施設の強度評価を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，建屋の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界及び評価方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							を受けて，「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書をインプットとして，建屋の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 (a)　評価対象部位 供給者は，「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，建屋の強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 (b)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，建屋の強度評価に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 (c)　許容限界 供給者は，「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位をインプットとして，建屋の強度評価に用いる許容限界について，評価対象部位ごとに適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 (d)　評価方法 供給者は，「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，建屋の強度評価の評価方法を設定し，アウトプットとして評価方法を取りまとめた。 c.　評価条件の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，建屋の強度評価を行うための評価条件の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(2)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認及び設備図書をインプットとして，建屋の強度評価に用いる諸元を定め，アウトプットとして評価条件に取りまとめた。 d.　強度評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，建屋の「12.3.2(2)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.3.2(2)c.　評価条件の設定」で定めた評価条件に基づく強度評価を要求した。 供給者は，「12.3.2(2)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.3.2(2)c.　評価条件の設定」で定めた評価方法をインプットとして，建屋の強度評価方法及び評価条件に基づく強度評価を実施し，評価対象部位の発生応力		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						又は荷重が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして建屋の強度評価結果を取りまとめた。 供給者は，これらの建屋の強度評価結果を，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより，建屋の強度設計として妥当であることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，建屋の強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(2)a.～d.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　火山への配慮が必要な施設の強度設計 （防護対策施設） （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で強度評価の基本方針を設定し，「12.3.2(3)b.　強度評価方法の設定」，「12.3.2(3)c.　評価条件の設定」及び「12.3.2(3)d.　強度評価の実施」で強度評価の基本方針に基づく強度評価を実施した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 a.　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.1　火山への配慮が必要な施設の強度計算の基本方針」で定めた基本方針及び設備図書をインプットとして，防護対策施設の強度評価を行うための評価方針，フロー及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，防護対策施設の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界及び評価方法の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認，設備図書をインプットとして，防護対策施設の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(a)　評価対象部位 供給者は，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，防護対策施設の強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している評価対象部位を特定し，アウトプットとして評価対象部位の図面に取りまとめた。 (b)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針をインプットとして，防護対策施設の強度評価に用いる荷重及び荷重の組合せを設定し，アウトプットとして荷重及び荷重の組合せの表に取りまとめた。 (c)　許容限界 供給者は，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び評価対象部位をインプットとして，防護対策施設の強度評価に用いる許容限界について，評価対象部位ごとに適用する許容限界を設定し，アウトプットとして許容限界の表に取りまとめた。 (d)　評価方法 供給者は，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び設備図書をインプットとして，防護対策施設の強度評価の評価方法を設定し，アウトプットとして評価方法を取りまとめた。 c.　評価条件の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，防護対策施設の強度評価を行うための評価条件の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.3.2(3)a.　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，当社から提供した既工認及び設備図書をインプットとして，防護対策施設の強度評価に用いる諸元を定め，アウトプットとして評価条件に取りまとめた。 d.　強度評価の実施 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，建屋の「12.3.2(3)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.3.2(3)c.　評価条件の設定」で定めた評価条件に基づく強度評価を要求した。 供給者は，「12.3.2(3)b.　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法及び「12.3.2(3)c.　評価条件の設定」で定めた評価方法をインプットとして，防護対策施設の強度評価方法及び評価条件に基づく強度評価を実施し，評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることを確認し，アウトプットとして建屋の強度評価結果を取りまとめた。 供給者は，これらの建屋の強度評価結果を，（発電管理室）プラント安全向上		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									グループマネージャーにより，防護対策施設の強度設計として妥当であることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，業務報告書をインプットとし，防護対策施設の強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.3.2(3)a.～d.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【強度に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価 12.4.1 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価に必要な基本方針を以下に示すとおり定めた。 (1)　評価対象施設 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-13　2.　耐津波設計」で定めた津波防護に関する施設及び添付書類「V-1-10-13　3.　溢水防護に関する設計」　で定めた溢水防護に関する施設をインプットとして，強度評価の対象施設と防護する事象を表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」で定めた構造計画をインプットとして，各施設の構造計画を集約し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界 a.　自社の解析による強度評価 (a)　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」で定めた荷重，規格及び規定類や既往の文献をインプットとして，津波防護又は溢水防護に関する施設の強度評価にて考慮すべき荷重を整理したうえで，それらの荷重の算定方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価にて考慮すべき荷重，添付書類「V-1-10-13 2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)構造強度設計」で定めた荷重の組合せの考え方をインプットとして，津波又は溢水の両事象を防護する施設の強度評価において厳しい事象の荷重の組合せを選択する方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　許容限界 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)ハ.　機能維持の方針」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)ハ.　機能維持の方針」で定めた評価方針及び設備図書（試験結果）をインプットとして，評価対象部位の状態を模擬した結果となっていることを確認したうえで，試験による評価対象部位の許容限界を設定し，その結果をアウトプットして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)ハ.　機能維持の方針」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)ハ.　機能維持の方針」で定めた評価方針及び規格，規定類及び既往の文献をインプットとして，評価対象部位の許容限界を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)ハ.　機能維持の方針」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)ハ.　機能維持の方針」で定めた評価方針，規格，規定類，既往の文献及び設備図書（試験結果）により設定した評価対象部位の許容限界をインプットとして，津波防護及び溢水防護に関する施設ごとに，評価対象部位ごとの許容限界を表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　委託の解析による強度評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，津波又は溢水への配慮が必要な施設のうち，委託の解析による強度評価を行うために必要な調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，荷重及び荷重の組合せ，許		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							容限界の設定を要求し，供給者は，荷重及び荷重の組合せ，許容限界を以下に示すとおり設定した。 (a)　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」　で定めた各施設の荷重，規格，規定類及び既往の文献をインプットとして，津波防護及び溢水防護に関する施設の強度評価にて考慮すべき荷重を整理したうえで，それらの荷重の算定方法を定め，その結果をアウトプットとして設計結果に取りまとめた。 供給者は，強度評価にて考慮すべき荷重，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」で定めた荷重の組合せについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーにより設計方針のとおりの評価対象部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (b)　許容限界 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，添付書類「V-1-10-13　2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」及び添付書類「V-1-10-13　3.4.2(1)a.(b)　構造強度設計」で定めた各施設の機能維持の方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，設計結果に取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果の設計資料について，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						制御グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界について表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (3)　使用する評価方法 a.　委託の解析による強度評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，使用する評価方法の選定の実施を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を選定し，設計結果に取りまとめた。 供給者は，評価方法の選定結果の設計資料について，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価方法の選定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，津波防護及び溢水防護に関する施設の強度評価に用いる基本的な評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 12.4.2 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度設計 (1)　津波 a.　防潮堤 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，防潮堤の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						(b)　強度評価方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，防潮堤の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，防潮堤の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)a.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　防潮扉 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，防潮扉の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，防潮扉の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，防潮扉の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)b.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.2(1)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定める評価方針，「12.4.2(1)a.(b)　強度評価方法の設定」で定める強度評価方法，「12.4.2(1)a.(c)　評価条件」で設定する評価条件及び「12.4.2(1)a.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとして，防潮扉の強度計算書として取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，これらの取りまとめた設		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								計資料をレビューし，承認した。 c.　放水路ゲート （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，放水路ゲートの強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で，供給者に対し，放水路ゲートの強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び当社から提供した設備図書や供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，放水路ゲートの強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ.　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)c.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.2(1)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(1)c.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(1)c.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(1)c.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，放水路ゲートの強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 d.　構内排水路逆流防止設備 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，構内排水路逆流防止設備の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，構内排水路逆流防止設備の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)d.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.2(1)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(1)d.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(1)d.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(1)d.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，構内排水路逆流防止設備の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 e.　浸水防止蓋 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，浸水防止蓋の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャ		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									ーは，浸水防止蓋の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，浸水防止蓋の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャー及びによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)e.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「12.4.2(1)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(1)e.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(1)e.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(1)e.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，浸水防止蓋の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 f.　逆止弁 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で行った調達の中で供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，逆止弁の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，逆止弁の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，逆止弁の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ.　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									理室）設備耐震グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)f.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グルー		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								プマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.2(1)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(1)f.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(1)f.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(1)f.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，逆止弁の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 g.　潮位計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 保守総括グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，潮位計の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 保守総括グループマネージャーは，潮位計の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，潮位計の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)g.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ.　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							受けて，「12.4.2(1)g.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ.　許容限界 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)g.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ.　評価方法 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)g.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(1)g.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								けて，「12.4.2(1)g.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが確認した業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「12.4.2(1)g.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(1)g.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(1)g.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(1)g.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，潮位計の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （その他設備） 保守総括グループマネージャーは，取水ピット水位計について「12.4.2(1)g.潮位計」と同様のプロセスにより強度評価を実施し，設計資料を取りまとめレビューし，承認した。 (2)　溢水 a.　貫通部止水処置 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，貫通部止水処置の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，貫通部止水処置の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							び評価条件の設定を実施し，貫通部止水処置の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)a.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「12.4.2(2)a.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(2)a.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(2)a.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(2)a.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，貫通部止水処置の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　水密扉 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で，定めた耐震設計方針をインプットとして，水密扉の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，水密扉の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，貫通部止水処置の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)b.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.4.2(2)b.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(2)b.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(2)b.(c)　評価条件」で設定した		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	

評価条件及び「12.4.2(2)b.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，水密扉の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。

c.　溢水拡大防止堰及び止水板

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。

(a)　強度評価の基本方針の設定

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，溢水拡大防止堰及び止水板の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

(b)　強度評価方法の設定

（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，溢水拡大防止堰及び止水板の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，溢水拡大防止堰及び止水板の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。

イ．　評価対象部位

供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。

供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。

ロ．　荷重及び荷重の組合せ

供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。

供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプット

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						として業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)c.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.4.2(2)c.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(2)c.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(2)c.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(2)c.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，溢水拡大防止堰及び止水板の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，管理区域外伝播防止堰について「12.4.2(2)c.　溢水拡大防止堰及び止水板」と同様のプロセスにより強度評価を実施し，設計資料を取りまとめレビューし，承認した。 d.　防護カバー （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，防護カバーの強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，防護カバーの強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，防護カバーの強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ.　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)d.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.4.2(2)d.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(2)d.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(2)d.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(2)d.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，防護カバーの強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 e.　逆流防止装置 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，逆流防止装置の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，逆流防止装置の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，逆流防止装置の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)e.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「12.4.2(2)e.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(2)e.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(2)e.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(2)e.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，逆流防止装置の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 f.　貯留堰 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「12.4.1(2)　荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」における調達の中で，供給者に対し，以下の強度評価		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							の実施を要求した。 (a)　強度評価の基本方針の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「12.4.1　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算の方針」で定めた基本方針，設備図書及び「4.5　耐震設計方針の明確化」で定めた耐震設計方針をインプットとして，貯留堰の強度評価を行うための評価方針及び適用規格を検討して，評価方針を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　強度評価方法の設定 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，貯留堰の強度評価を行うための評価対象部位，荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法及び評価条件の設定を実施し，貯留堰の強度評価方法を以下に示すとおり設定した。 イ．　評価対象部位 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象部位を特定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価対象部位の特定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる強度評価を行う対象部位として基本方針に適合している結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，荷重及び荷重の組合せを設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，荷重及び荷重の組合せの設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーにより評価部位に対する荷重及び荷重の組合せとなっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ハ．　許容限界 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，許容限界を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，許容限界の設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる許容限界の設定方針を満たした結果となっ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						ていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 ニ．　評価方法 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価方法を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価方法の設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる評価方法の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (c)　評価条件 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価条件を設定し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，評価条件の設定結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる評価条件の設定方針を満たした結果となっていることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 (d)　強度評価の実施 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「12.4.2(2)f.(b)　強度評価方法の設定」で定めた評価方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，強度評価を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 供給者は，強度評価結果のリストについて，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーによる強度評価方法に基づく強度評価を実施し評価対象部位の発生応力又は荷重が許容限界以下であることの確認を受け，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，強度評価結果をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「12.4.2(2)f.(a)　強度評価の基本方針の設定」で定めた評価方針，「12.4.2(2)f.(b)　強度評価方法の設定」で定めた強度評価方法，「12.4.2(2)f.(c)　評価条件」で設定した評価条件及び「12.4.2(2)f.(d)　強度評価の実施」で実施した評価結果をインプットとし，貯留堰の強度計算書として取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価 a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 に示された評価対象機器に対して，基本設計方針，「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（以下「発電用火力設備の技術基準」という。）」及び消防法をインプットとして，水圧試験の実績に応じて，発電用火力設備の技術基準に基づき水圧試験又は強度計算による強度評価を実施する方針を定め，その結果をアウトプットとして，強度評価の基本方針として取りまとめた。 また，開放型タンクについては，消防法に準じた水圧試験を実施していることを確認することとした。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 b.　発電用火力設備の技術基準による強度評価方法 保守総括グループマネージャーは，内燃機関のうち水圧試験により評価を実施するものに対して，「a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針」で取りまとめた強度評価の基本方針及び評価方法の選定の方針をインプットとして，発電用火力設備の技術基準に規定されている水圧試験にて強度評価を実施する方法及び試験条件を整理し，その結果をアウトプットとして，水圧試験の方法に取りまとめた。 また，開放型タンクについては，消防法に準じた水圧試験を実施していることの確認を実施した。 保守総括グループマネージャーは，内燃機関のうち水圧試験により評価を実施するものに対して，「a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針」で取りまとめた強度評価の基本方針及び評価方法の選定の方針をインプットとして，発電用火力設備の技術基準に規定されている水圧試験にて強度評価を実施する方法及び試験条件を整理し，その結果をアウトプットとして，内燃機関ケーシングの水圧試験の方法に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，内燃機関のうち強度計算を実施するものに対して，「a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針」で取りまとめた強度評価の基本方針及び評価方法の選定の方針をインプットとして，発電用火力設備の技術基準に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる，設備の材料，形状，寸法及び設計条件を整理し，その結果をアウトプットとして，強度計算方法に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					保守総括グループマネージャーは，水圧試験の方法，内燃機関ケーシングの水圧試験の方法，強度計算方法をインプットとして，強度評価に必要な条件及びその結果を記載するフォーマットを定め，アウトプットとして，強度評価書のフォーマットに取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 c.　発電用火力設備の技術基準による強度評価書 (a)　委託による解析業務により強度評価を実施した発電用火力設備の技術基準による強度評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で，評価対象機器の材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，供給者が所有する適用可能な図書，「a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針」で取りまとめた強度評価の基本方針及び評価方法の選定の方針，「b.　発電用火力設備の技術基準による強度評価方法」で取りまとめた強度計算方法をインプットとして，解析に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで，評価対象機器ごとに強度評価に用いる解析を実施し，保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーに「b.　発電用火力設備の技術基準による強度評価方法」で取りまとめた強度計算方法に従った解析結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書のうち強度評価に関する内容を確認した。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針」で取りまとめた強度評価の基本方針及び評価方法の選定の方針，「b.　発電用火力設備の技術基準による強度評価方法」で取りまとめた強度計算方法及び強度評価書のフォーマット並びに業務報告書をインプットとして，評価対象機器ごとに強度評価書のフォーマットにまとめ，アウトプットとして，設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(b)　耐圧試験の記録を確認することによる強度評価を実施した発電用火力設備の技術基準による強度評価 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「a.　発電用火力設備の技術基準による強度評価の基本方針」で取りまとめた強度評価の基本方針及び評価方法の選定の方針，「b.　発電用火力設備の技術基準による強度評価方法」で取りまとめた水圧試験の方法並びに内燃機関ケーシングの水圧試験の方法，評価対象機器の設備図書をインプットとして，評価対象機器が発電用火力設備の技術基準に適合することを確認することにより，評価対象機器が設計条件に対して十分な強度を有する設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，上記 a.～c. で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【強度に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	12.6 非常用発電装置（可搬型）の強度評価 保守総括グループマネージャーは，様式－5 に示された評価対象機器のうち，可搬型の非常用発電装置の内燃機関に対し，基本設計方針，一般産業品の規格及び基準をインプットとして，評価対象機器が一般産業品の規格及び基準に適合することを確認することによる強度評価を実施することが妥当であることを確認したうえで，非常用発電装置（可搬型）の内燃機関の強度評価の基本方針及び強度評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書，非常用発電装置（可搬型）の内燃機関の強度評価の基本方針及び非常用発電装置（可搬型）の強度評価方法をインプットとして，評価対象機器が一般産業品の規格及び基準に適合することを確認することにより，使用条件に対して十分な強度を有した設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【強度に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	12.7 炉心支持構造物の強度評価 (1)　炉心支持構造物の強度評価の基本方針 保守総括グループマネージャーは，様式－5 に示された評価対象設備である炉心支持構造物の材料及び構造に係る設計に関する評価について，基本設計方針及び「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む））〈第Ⅰ編軽水炉規格〉　ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣＩ－2005/2007」（日本機械学会）をインプットとして，技術基準規則の炉心支持構造物に対する要求を整理し，強度評価を実施する方針を検討し，アウトプットとして，炉心支持構造物の強度評価の基本方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－5 に示された評価対象設備である炉心支持構造物の材料及び構造に係る設計に関する評価について，炉心支持構造物の強度評価の基本方針をインプットとして，運転状態Ⅴの強度評価結果を用いて，炉心支持構造物の強度評価を実施する方針を定め，その結果をアウトプットとして，炉心支持構造物の構造及び強度の評価方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設計資料に取りまとめた。 (2)　炉心支持構造物の強度評価方法 保守総括グループマネージャーは，「(1)　炉心支持構造物の強度評価の基本方針」で取りまとめた炉心支持構造物の構造及び強度の評価方針をインプットとして，既に実施された評価結果を本工事計画の強度評価に用いることの妥当性を確認したうえで，既に実施された強度評価に用いた評価方法を整理し，炉心支持構造物の強度評価方法として整理し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　炉心支持構造物の強度評価書 保守総括グループマネージャーは，「(1)　炉心支持構造物の強度評価の基本方針」で取りまとめた炉心支持構造物の強度評価の基本方針及び「(2)　炉心支持構造物の強度評価方法」で取りまとめた炉心支持構造物の強度評価方法をインプットとして，炉心支持構造物が設計条件に対して十分な強度を有する設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，上記(1)～(3)で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【強度に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	13. 安全避難通路等に係る設計 安全・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した非常灯及び誘導灯にてその位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路の設計を以下に示すとおり実施した。 安全・防災グループマネージャーは，基本設計方針，建築基準法及び消防法をインプットとして，安全避難通路を明確かつ恒久的に表示するため，非常灯及び誘導灯を必要箇所に設置することを定め，その結果をアウトプットとして，安全避難通路に関する詳細設計方針に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，安全避難通路に関する詳細設計方針及び現場配置状況をインプットとして，非常灯及び誘導灯が詳細設計方針に示すとおり設置されていることを確認し，その結果をアウトプットとして，配置図に取りまとめた。 安全・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめたこれらの結果についてアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 安全・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【安全避難通路に関する説明書】【安全避難通路を明示した図面】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	14. 非常用照明に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，非常用照明に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，様式－2 で抽出した非常灯及び誘導灯に関する設計について，基本設計方針，設備図書，建築基準法及び消防法をインプットとして，照明用の電源が喪失した場合においても電源が確保される設計とし，その結果をアウトプットとして，非常用照明に関する詳細設計方針に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，「13.　安全避難通路等に係る設計」において取りまとめた非常灯及び誘導灯の設置に関する詳細設計方針及び現場配置状況をインプットとして，安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示するため，非常灯及び誘導灯が詳細設計方針に示すとおり設置されていることを確認し，その結果をアウトプットとして，非常用照明に関する詳細設計方針及び配置図に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，様式－2 で抽出した作業用照明に関する設計について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，設計基準事故が発生した場合に用いる照明は，非常用低圧母線に接続し，非常用ディーゼル発電機から電力を供給できる設計又は蓄電池に接続する直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計，重大事故等が発生した場合は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし，その結果をアウトプットとして非常用照明に関する詳細設計	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎：主担当　○：関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									方針に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとし，設計基準事故が発生した場合に操作が必要となる箇所に作業用照明を設置する設計とし，その結果をアウトプットとして，非常用照明に関する詳細設計方針に取りまとめた。 また，保守総括グループマネージャーは，非常用照明に関する詳細設計方針及び現場位置状況をインプットとして，作業用照明が詳細設計方針に示すとおり設置されていることを確認し，その結果をアウトプットとして，配置図に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，可搬型照明について，基本設計方針をインプットとして，準備に時間的余裕がある場合に活用できる可搬型照明を配備することとし，その結果をアウトプットとして非常用照明に関する詳細設計方針及び配置図に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめたこれらの結果についてアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【非常用照明に関する説明書】【非常用照明の取付箇所を明示した図面】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施		－	◎	○	○	15. 安全弁等の設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した系統の圧力変動による過圧破損等の防止のために必要な安全弁等の設計を以下に示すとおり実施した。 (1) 設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，供給者に対し，系統の圧力変動による過圧破損等の防止のために必要な安全弁等に関する設計の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設備図書，既工認，設置変更許可申請書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，仕様に関する設計を実施して設定根拠にまとめ，既に設置されている機器が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，設備仕様及び設定根拠に取りまとめた。 供給者は，安全弁等の構造及び配置に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，取りまとめられたこれらの結果について，保守総括グループマネージャーにより設備仕様及び構造が基本設計方針を満たしていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，系統の圧力変動による過圧破損等の防止のために必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を「11.　健全性に係る設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，設備図書，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，安全弁等の設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を「4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　安全弁等の吹出量に関する計算 保守総括グループマネージャーは，「(1)　設備仕様に係る設計」で行った，仕様に関する設計のうち，安全弁等の吹出量に関する計算を以下に示すとおり実施した。 (a)　基本方針及び計算方法の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び「発電用原子力設備規格（設計・建設規格）」等の規格類をインプットとして，原子炉冷却系統施設，計測制御系統施設，原子炉格納施設及び非常用電源設備に属する安全弁等の吹出量に関する計算の基本方針及び計算方法を取りまとめた。 (b)　計算の実施 保守総括グループマネージャーは，「(1)　設備仕様に係る設計」で行った委託の中で供給者に対し，安全弁等の吹出量に係る設計の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した安全弁の吹出量に関する基本方針及び計算方法，設備図書並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，安全弁等の吹出量に関する計算を実施し，保守総括グループマネージャーにより，基本方針及び計算方法を満たす計算内容となっていることの確認を受け，アウトプットとして安全弁及び逃がし弁の吹出量に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，その結果を確認することにより安全弁等が必要な吹出量以上の容量を有することを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書】		
設計	3.3.3 (2)					◎	○	－	○	16. 内燃機関の設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，内燃機関の設計を以下に示すとおり実施した。 (1) 常設の内燃機関の設計 a. 設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，発電用火力設備の技術基準及び設備図書をインプットとして，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置等の常設の内燃機関の調速装置及び非常調速装置の設置等の火力設備の技術基準の各条文の要求事項に対する設計が実施されていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b. 各機器固有の設計 (a) 強度評価 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，強度設計を「12. 材料及び構造に係る設計」で実施した。 【火災防護に関する説明書】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】 (2) 可搬型の内燃機関の設計 a. 設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「発電用火力設備の技術基準」及び「可搬型発電設備技術基準」をインプットとして，「発電用火力設備の技術基準」に対する，「可搬型発電設備技術基準」の比較を実施して適合性を確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，「可搬型発電設備技術基準」及び設備図書をインプットとして，可搬型代替低圧電源車及	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									び窒素供給装置用電源車の内燃機関に流入する燃料を自動的に調整する調速装置の設置，内燃機関の回転速度が著しく上昇した場合に自動的に停止する設計等の「可搬型発電設備技術基準」の各条文への要求事項に対する設計が実施されていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度設計を「12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	○	－	○	17.　電気設備の設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，電気設備の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　常設の電気設備の設計 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準（以下「電気設備の技術基準」という。）」及び設備図書をインプットとして，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置等の常設の電気設備の感電防止のため接地する設計，異常の予防及び保護対策のため，過電流を過電流継電器にて検出し，遮断器を開放する設計等の電気設備の技術基準の各条文の要求事項に対する設計が実施されていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度設計を「12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【常用電源設備の健全性に関する説明書】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】【三相短絡容量計算書】 (2)　可搬型の電気設備の設計 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「電気設備の技術基準」，「電気設備に関する技術基準を定める省令」及び「可搬型発電設備技術基準」をインプットとして，「電気設備に関する技術基準を定める省令」の各条文との対応性を確認した「電気設備の技術基準」に対する「可搬型発電設備技術基準」の	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									比較を実施して適合性を確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，「可搬型発電設備技術基準」及び設備図書をインプットとして，可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車の可搬型の非常用発電装置への発電機の通常の使用状態において発生する熱に耐える設計，定格出力のもとで１時間運転し，安定した運転が維持される設計等の「可搬型発電設備技術基準」の各条文への要求事項に対する設計が実施されていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計結果をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度設計を「12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	18.　原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，原子炉冷却系統施設の設備の設計に当たって，18.1 及び 18.2 により施設・設備区分を整理し，兼用する機能を確認したうえで，原子炉冷却系統施設の設備設計を「18.3　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計」で実施した。 18.1 機能単位の系統の明確化 保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　図 3－6　主要な設備の設計」の「系統構成の明確化」に従い，様式－2，設置変更許可申請書及び基本設計方針をインプットとして，原子炉冷却系統施設で設計を行う設備について，系統構成をそれぞれ明確にし，その結果をアウトプットとして設備ごとに必要な機能単位の系統図に取りまとめた。 18.2 兼用する機能の確認 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　図 3－6　主要な設備の設計」の「兼用する機能の確認」に従い，様式－5 をインプットとして，原子炉冷却系統施設が主登録となる機器及び重大事故等時に原子炉冷却系統施設の流路として使用する原子炉本体の機器について兼用する施設・設備区分及び関連する技術基準規則の条番号を確認したうえで，様式－2 及び様式－5 をインプットとして関係する技術基準規則の条文及び兼用する機能を確認し，その結果をアウトプットとして機器ごとに必要な設定根拠の「（概要）」部分に取りまとめた。 18.3 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，複数の機能を兼用する機器を含む以下の系統又は設備について，18.4 及び 18.5 に示すとおり設計を実施した。 ①　原子炉冷却材再循環設備 ・原子炉冷却材再循環系 ②　原子炉冷却材の循環設備 ・主蒸気系 ③　残留熱除去設備 ・残留熱除去系 ・耐圧強化ベント系 ④　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 ・代替循環冷却系 ⑤　原子炉冷却材補給設備 ・原子炉隔離時冷却系 ⑥　原子炉補機冷却設備	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					・残留熱除去系海水系 18.4 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，機能を兼用する機器を含む設備のうち，調達にて設計が必要な機器の仕様等に関する設計の実施を要求した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャー又は供給者は，添付書類「V-1-10-1　図3－6　主要な設備の設計」の「機器の仕様等に関する設計」に従い，「18.1　機能単位の系統の明確化」で取りまとめた「機能単位の系統図」，「18.2　兼用する機能の確認」で取りまとめた設定根拠の「（概要）」部分及び設備図書等をインプットとして，原子炉冷却系統施設が主登録となる機器及び重大事故等時に原子炉冷却系統施設の流路として使用する原子炉本体の機器について兼用する機能ごとの使用条件を集約したうえで，仕様等に関する設計を実施し，設定根拠に取りまとめた。その結果が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして機器ごとに必要な設備仕様，設定根拠，構造図及び配置図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 供給者が取りまとめた結果について，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーに設定根拠を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書，基本設計方針及び供給者が提出した業務報告書をインプットとして，機能を兼用する機器を含む設備の仕様を決定するための設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉冷却系統施設の設備に係る設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を「11. 健全性に係る設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【構造図】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） (3.5 調達)設備設計に係る調達管理の実施		◎	◎	○	○	18.5 各機器固有の設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，固有の設計が必要な機器の設計を以下に示すとおり実施した。 (1) 設備共通の設計 a. 耐震評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，原子炉冷却系統施設が主登録となる機器及び重大事故等時に原子炉冷却系統施設の流路として使用する原子炉本体の機器の耐震評価を「4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b. 強度評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，原子炉冷却系統施設が主登録となる機器及び重大事故等時に原子炉冷却系統施設の流路として使用する原子炉本体の機器の強度評価を「12. 材料及び構造に係る設計」で実施した。 c. 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計 (a) 基本方針の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計についての基本方針を定めた。 (b) 評価方針の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1 3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者に対し，非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に係る評価の実施を要求した。 イ. サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針及び「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（以下「内規」という。）が適用可能であることを確認したうえで，これらの資料をインプットとして，非常用炉心冷却設備のサプレッション・プールを水源とするポンプの有効吸込水頭に係る評価方針を定めた。 ロ. サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針をインプットとして，非常用炉心冷却設備	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									のサプレッション・プールを水源としないポンプの有効吸込水頭に係る評価方針を定めた。 (c)　評価対象ポンプの選定 イ．　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，当社から提供した設置変更許可申請書及び評価方針をインプットとして，サプレッション・プールを水源とする評価対象ポンプを選定した。 ロ．　サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，当社から提供した設置変更許可申請書及び評価方針をインプットとして，サプレッション・プールを水源としない評価対象ポンプを選定した。 (d)　評価方法の設定 イ．　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方針，評価対象ポンプ，当社から提供した設置変更許可時の設計結果，設備図書，内規及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方法を定めた。 ロ．　サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方針，評価対象ポンプ，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，サプレッション・プールを水源としないポンプの評価方法を定めた。 (e)　評価の実施 イ．　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方法，当社から提供した設置変更許可時の設計結果，設備図書，既工認，内規及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象ポンプのうち，サプレッション・プールを水源とするポンプが評価方針を満たしていることを確認し，非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に係る評価結果に取りまとめた。 ロ．　サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方法，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象ポンプのうち，サプレッション・プールを水源としないポンプの有効吸込水頭に係る評		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									価を実施し，非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に係る評価結果に取りまとめた。 (f)　評価内容の確認 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーから基本方針を満たす評価内容となっていることの確認を受け，アウトプットとして非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び業務報告書をインプットとして，非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	(2)　その他各設備固有の設計 a.　原子炉冷却材の循環設備 (a)　応力腐食割れ対策に係る設計 イ．　基本方針の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣＩ－2001）及び（ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣＩ－2005）［事例規格］発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（ＮＣ－ＣＣ－002）」をインプットとして，原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の設備に対して，応力腐食割れの発生に対する抑制策として基本方針を定めた。 ロ．　応力腐食割れの抑制策の実施 保守総括グループマネージャーは，基本方針及び設備図書をインプットとして，原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の設備に対して応力腐食割れに対する抑制策を講じていることを確認し，その結果をアウトプットとしてクラス１機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する設計結果並びに設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【クラス１機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	－	◎	○	○	(b)　原子炉冷却材の漏えい監視装置の構成等に係る設計 イ．　基本方針の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管からの原子炉冷却材の漏えいを検出する監視装置の構成，漏えい検出時間並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する基本方針を定めた。 ロ．　漏えい監視装置の構成に係る設計 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，供給者に対し，原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい監視装置の構成等に係る設計の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，漏えい監視装置である格納容器床ドレン流量計の構成に係る設計を実施した。 ハ．　漏えい検出時間の評価 供給者は，「ロ．　漏えい監視装置の構成に係る設計」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で，当社から提供した基本方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，漏えい検出時間の評価方法を設定した。 供給者は，漏えい検出時間の評価方法及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，漏えい検出時間の評価を実施し，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管からの原子炉冷却材の漏えい開始より１時間以内に，基本方針で定めた一定量の漏えいを検出できる設計となっていることを確認した。 ニ．　漏えい監視装置の計測範囲及び警報動作範囲に係る設計 供給者は，「ロ．　漏えい監視装置の構成に係る設計」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で，当社から提供した基本方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，漏えい監視装置である格納容器機器ドレン流量計の計測範囲及び警報動作範囲に係る設計を実施した。 ホ．　設計内容の確認 供給者は，「ロ．　漏えい監視装置の構成に係る設計」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で，「ロ．　漏えい監視装置の構成に係る設計」から「ニ．　漏えい監視装置の計測範囲及び警報動作範囲に係る設計」の設計内容について，基本方針の要求を満たしていることの確認を受け，アウトプットとして原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する設計並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び業務報告書をインプットとして，原子炉冷却材の漏えい監視装置の構成等に係る設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	(c)　流体振動又は温度変動による損傷防止に係る設計 イ．　基本方針の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲の配管に対して，流体振動又は温度変動による損傷を防止するための基本方針を定めた。 ロ．　流体振動又は温度変動による損傷防止の評価方法に係る設定 保守総括グループマネージャーは，基本方針，日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１２－1998）及び「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（ＪＳＭＥ　Ｓ　０１７－2003）をインプットとして，各指針に規定された評価方法を確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　流体振動又は温度変動による損傷防止の評価 保守総括グループマネージャーは，設備図書及び「ロ．　流体振動又は温度変動による損傷防止の評価方法」で確認した評価方法をインプットとして，原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲に流体振動又は温度変動の影響評価の対象となる部位がないことを確認し，その結果をアウトプットとして流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する設計結果及び設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	○	○	(d)　原子炉圧力容器の脆性破壊防止に係る設計 イ．　基本方針及び評価方針の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をインプットとして，原	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する設計及び評価について基本方針，原子炉圧力容器の材料に関する設計並びに評価方針を定めた。 ロ．　評価方法の設定 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達のうち解析について，「1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，解析業務の調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，供給者に対し，原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する評価を行う解析の実施を要求した。 供給者は，当社から提供した基本方針，原子炉圧力容器の材料に関する設計，評価方針，設備図書並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象を抽出し，その評価対象に対して，当社から提供した基本方針，原子炉圧力容器の材料に関する設計，評価方針，設備図書，「発電用原子力設備規格設計・建設規格」，「ＪＥＡＣ４２０１－2007」，「ＪＥＡＣ４２０１－2007（2010 追補版）」，「ＪＥＡＣ４２０１－2007（2013 追補版）」，「ＪＥＡＣ４２０６－2007」並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，供用状態Ａ及び供用状態Ｂ，試験状態，供用状態Ｃ及び供用状態Ｄ並びに重大事故等時における具体的な評価方法を定めた。 ハ．　評価の実施 供給者は，「ロ．　評価方法の設定」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で定めた具体的な評価方法，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，各供用状態，試験状態及び重大事故等時における原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する評価を行い，保守総括グループマネージャーにより評価方針を満たす評価結果となっていることの確認を受けたうえで，アウトプットとして原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，原子炉圧力容器に使用する材料が通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時における使用条件に対して適切な破壊靭性を有することを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施	◎	－	○	○	(e)　原子炉本体の基礎に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，原子炉本体の基礎に係る設計の実施を要求した。 イ．　基本方針の設定 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして原子炉本体の基礎に関する設計について基本方針を定めた。 ロ．　原子炉本体の基礎の評価 供給者は，基本方針及び設備図書をインプットとして，原子炉本体の基礎に関して，設計上定める条件において要求される強度を確保していることの評価を行い，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーにより評価方針を満たす評価結果となっていることの確認を受けたうえで，その結果をアウトプットとして業務報告書に取りまとめ，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される強度を確保していることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉本体の基礎に関する説明書】	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施	－	◎	○	○	(f)　逃がし安全弁に係る設計 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，逃がし安全弁に係る設計の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，様式－2 で抽出した逃がし安全弁について設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，構造図及び配置図に取りま	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										とめ，業務報告書として当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書をインプットとして，逃がし安全弁に係る設計結果を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【構造図】		
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	b.　残留熱除去設備 (a)　残留熱除去系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，残留熱除去系の電源について，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (b)　耐圧強化ベント系隔離弁への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，耐圧強化ベント系隔離弁の電源について，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (c)　耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量の評価 保守総括グループマネージャーは，耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量について，設置変更許可申請書において行った敷地境界での線量評価をインプットとして，敷地境界での実効線量が5 mSv以下であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【単線結線図】【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	c.　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (a)　低圧炉心スプレイ系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，低圧炉心スプレイ系の電源について，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(b)　低圧代替注水系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-92.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，低圧代替注水系の電源について，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (c)　高圧代替注水系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-92.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，高圧代替注水系の電源について，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (d)　水源に係る設備 イ．　移送ルートの確保，ホース及びポンプの分散保管に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，代替水源からの移送ルートが確保されていること並びにホース及びポンプを複数箇所に分散して保管する設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (e)　代替循環冷却系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-92.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，代替循環冷却系の電源について，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【単線結線図】【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	d.　原子炉冷却材補給設備 (a)　原子炉隔離時冷却系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-92.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，原子炉隔離時冷却系の電源について，常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (b)　代替循環冷却系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-92.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，原子炉隔離時冷却系の電源について，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【単線結線図】		
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	e.　原子炉補機冷却設備 (a)　緊急用海水系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，緊急用海水系の電源について，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【単線結線図】		
設計	3.3.3 (2)					◎	◎	－	○	18.6 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認」で取りまとめた機能単位の系統図，様式－2，様式－5 をインプットとして，機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統構成及び兼用する施設・設備区分を明確にし，その結果をアウトプットとして原子炉冷却系統施設の系統図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【系統図】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	19.　インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の系統隔離及び原子炉冷却材の漏えい量抑制に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可時の設計結果をインプットとして，インターフェイスシステムＬＯＣＡ時に注入弁を現場操作できる設計であること及び逃がし安全弁を中央制御室からの手動操作によって作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (2)					◎	－	－	○	20.　原子炉建屋地下排水設備の設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，原子炉本体等を支持する原子炉建屋の耐震性を確保するため，原子炉建屋周囲の地下水を排水できる原子炉建屋地下排水設備（排水ポンプ，集水ピット水位計）の設計を実施した。	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								(1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書をインプットとして，原子炉建屋地下排水設備（排水ポンプ，集水ピット水位計）に関する設計を実施し，設定根拠にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （開発計画室）建築グループマネージャーは，耐震評価を「4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（原子炉冷却系統施設）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・検査計画	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理 適合性確認検査の実施	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	－ －	◎ ◎	－ －	△ △	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付資料「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・調達文書 ・検査要領書 ・検査記録	

--------► ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材再循環設備	原子炉冷却材再循環系	ポンプ	－*	再循環系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉圧力容器　～　再循環系ポンプ吸込管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再循環系ポンプ吸込管分岐点　～弁 B35-F023A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器　～　弁 B35-F023B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B35-F023A,B　～　再循環系ポンプ A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再循環系ポンプ A,B　～　弁 B35-F067A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B35-F067A,B　～　再循環系ポンプ A,B 吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再循環系ポンプ A,B 吐出管合流点　～　マニホールド管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	マニホールド管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	マニホールド管　～　ジェットポンプへの供給管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	容器	－	自動減圧機能用アキュムレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	逃がし安全弁制御用アキュムレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主蒸気流量制限器	－	流出制限器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	B22-F013D, E, J, M, N, P, U	A	○	－	
				－	B22-F013A, G, S, V	A	○	－	
				－	B22-F013B, C, F, H, K, L, R	A	○	－	
			主要弁	－	B22-F022A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B22-F028A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉圧力容器　～　A 系統逃がし安全弁分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器　～　原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点　～　B 系統逃がし安全弁分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器　～　C 系統逃がし安全弁分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器　～　C 系統逃がし安全弁分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器　～　D 系統逃がし安全弁分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A,B,C,D 系統逃がし安全弁分岐点　～　弁 B22-F028	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管　～　弁 B22-F013D, E, J, M, N, P, U	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管　～　弁 B22-F013B, C, F, H, K, L, R	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管　～　弁 B22-F013A, G, S, V	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F013D, E, J, M, N, P, U　～　クエンチャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F013B, C, F, H, K, L, R　～　クエンチャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F013A, G, S, V　～　クエンチャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	クエンチャ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F036 及び逃がし安全弁制御用アキュムレータ　～　弁 B22-F013D, E, J, M, N, P, U, B, C, F, H, K, L, R, A, G, S, V	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F040　～　アキュムレータ窒素供給配管分岐点	A	○	－	
				－	自動減圧機能用アキュムレータ　～　アキュムレータ窒素供給配管分岐点	A	○	－	
				－	アキュムレータ窒素供給配管分岐点　～　弁 B22-F013B, C, F, H, K, L, R	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	－	弁 B22-F028　～　弁 B22-F098	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F098　～　主蒸気ヘッダ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気ヘッダ　～　高圧タービン主塞止弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気ヘッダ　～　蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点　～　バイパスチェスト	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	蒸気式空気抽出器駆動蒸気分岐点　～　弁 6-7V31A，B 及び弁 6-7V32A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	バイパスチェスト　～　タービンバイパス減圧管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水給水系	主要弁	－	B22-F010A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B22-F032A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	復水脱塩塔出口弁　～　復水器水位制御配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水器水位制御配管分岐点　～　制御棒駆動水配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	制御棒駆動水配管分岐点　～　弁 7-18V562	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水器水位制御配管分岐点　～　高圧復水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	高圧復水ポンプ　～　タービン及び電動機駆動原子炉給水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	タービン駆動原子炉給水ポンプ　～　原子炉給水ポンプ出口ヘッダ合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	電動機駆動原子炉給水ポンプ　～　原子炉給水ポンプ出口ヘッダ合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉給水ポンプ出口ヘッダ　～　第 1 給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 1 給水加熱器　～　弁 B22-F065A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F065A,B　～　弁 B22-F032A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F032A,B　～　弁 B22-F010A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F010A,B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水脱塩系	ろ過装置	－	復水脱塩系脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水脱塩系陽イオン樹脂再生塔	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水脱塩系陰イオン樹脂再生塔	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水脱塩系樹脂貯槽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	復水脱塩塔入口弁　～　復水脱塩系脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水脱塩系脱塩器　～　復水脱塩塔出口弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		給水加熱器ドレン系	主配管	－	第 1 給水加熱器　～　第 2 給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 1 給水加熱器ドレン管　～　弁 LCV-5-11.54A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 2 給水加熱器　～　第 3 給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 2 給水加熱器ドレン管　～　弁 LCV-5-12.54A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 3 給水加熱器　～　第 4 給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 3 給水加熱器ドレン管　～　弁 LCV-5-13.54A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 4 給水加熱器　～　第 5 給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 4 給水加熱器ドレン管　～　弁 LCV-5-14.54A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 5 給水加熱器　～　ドレンポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第 5 給水加熱器ドレン管　～　弁 LCV-5-15.54A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	給水加熱器ドレン系	主配管	－	ドレンポンプ　～　第6給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第6給水加熱器　～　弁 LCV-5-16.53A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	第6給水加熱器　～　弁 LCV-5-16.54A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	湿分分離器ドレンタンク出口第３給水加熱器側逆止弁　～　第３給水加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		抽気系	主配管	－	弁 RCV 6-2-11-50A,B,C　～　第1給水加熱器（3系列）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 RCV 6-2-12-50A,B,C　～　第2給水加熱器（3系列）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 RCV 6-2-13-50A,B,C　～　第3給水加熱器（3系列）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 RCV 6-2-14-50A,B,C　～　第4給水加熱器（3系列）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 RCV 6-2-15-50A,B,C　～　第5給水加熱器（3系列）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧タービン　～　第6給水加熱器（主復水器内抽気管）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 6-2V21　～　原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		主蒸気隔離弁漏えい抑制系	主配管	－	弁 B22-F028　～　低圧マニホールドB入口配管分岐点　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧マニホールド B 入口配管分岐点　～　弁 E32-F002E,F,G,H	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁B22-F028と弁B22-F098間の主蒸気管　～　低圧マニホールド A 入口配管分岐点　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧マニホールド A 入口配管分岐点　～　弁 E32-F002A,B,C,D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	残留熱除去設備	残留熱除去系	熱交換器	－	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	－	残留熱除去系ポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	残留熱除去系ストレーナ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	E12-F005	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F025A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F025B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F025C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-FF028	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	－	E12-F008	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F009	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F050A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F050B	A	○	－	
				－	E12-F053A,B	A	○	－	
				－	E12-F041A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F042A,B,C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F023	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F027A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F024A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主要弁	－	E12-F048A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	残留熱除去系ストレーナ A　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ B　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ C　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004B　～　残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再循環系ポンプ吸込管分岐点　～　弁 E12-F009	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F009　～　弁 E12-F008	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F008　～　原子炉停止時冷却系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C 吸込管分岐点　～　残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ A　～　残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B　～　残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 A　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	A	○	－	
				－	A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点　～　A 系統テスト配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統テスト配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点　～　A 系統原子炉注水管分岐点	A	○	－	
				－	A 系統原子炉注水管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 B　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　B 系統テスト配管分岐点	A	○	－	
				－	B 系統テスト配管分岐点　～　B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点　～　格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	－	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004C　～　残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点　～　C 系統低圧注水系配管分岐点	A	○	－	
				－	C 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統テスト配管分岐点　～　A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統代替循環冷却系テスト配管合流点　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統テスト配管分岐点　～　B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点　～　B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	A	○	－	
				－	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　B 系統低圧注水系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統低圧注水系配管分岐点　～　B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点　～　サプレッション・チェンバ	A	○	－	
				－	C 系統低圧注水系配管分岐点　～　C 系統低圧注水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点　～　A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点　～　弁 E12-F042A	A	○	－	
				－	B 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　弁 E12-F053A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　弁 E12-F053B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	A	○	－	
				－	B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042A　～　弁 E12-F041A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041A　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042B　～　弁 E12-F041B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042C　～　弁 E12-F041C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041C　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F053A　～　弁 E12-F050A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F050A　～　再循環系ポンプ A 吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F053B　～　弁 E12-F050B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F050B　～　再循環系ポンプ B 吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 G41-F016　～　燃料プール冷却浄化系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	残留熱除去系	主配管	－	B系統燃料プール冷却浄化系配管分岐点及びA系統燃料プール冷却浄化系配管分岐点　～　弁G41-F036	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A系統原子炉注水管分岐点　～　残留熱除去系原子炉注水管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器　～　再循環系ポンプ吸込管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再循環系ポンプA，B吐出管合流点　～　マニホールド管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	マニホールド管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	マニホールド管　～　ジェットポンプへの供給管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	格納容器スプレイヘッダB（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-11A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-11B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-19A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-19B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-20	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-25A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-25B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-47	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-48	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		格納容器圧力逃がし装置	ポンプ	－	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
				－	可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			主要弁	－	2-26B-12	A	○	－	
				－	2-26B-10	A	○	－	
				－	SA14-F001A,B	A	○	－	
			主配管	－	原子炉格納容器　～　弁 2-26B-12	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器　～　弁 2-26B-10	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 2-26B-12　～　ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
				－	弁 2-26B-10　～　サプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点　～　窒素排気管合流点	A	○	－	
				－	窒素排気管合流点　～　原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	A	○	－	
				－	原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点～　耐圧強化ベント系配管分岐点	A	○	－	
				－	耐圧強化ベント系配管分岐点　～　格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	A	○	－	
				－	格納容器圧力逃がし装置配管分岐点　～　フィルタ装置	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	残留熱除去設備	格納容器圧力逃がし装置	主配管	－	フィルタ装置　～　排気管	A	○	－	
				－	フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口　～　フィルタ装置	A	○	－	
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-3	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-79	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	格納容器圧力逃がし装置送水用 20m ホース	C	－	○	
				－	取水用 5m ホース	C	－	○	
				－	送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
		耐圧強化ベント系	主配管	－	耐圧強化ベント系配管分岐点　～　格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	A	○	－	
				－	格納容器圧力逃がし装置配管分岐点　～　耐圧強化ベント系配管合流点	A	○	－	
				－	原子炉格納容器　～　弁 2-26B-12	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器　～　弁 2-26B-10	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 2-26B-12　～　ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
				－	弁 2-26B-10　～　サプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点　～　窒素排気管合流点	A	○	－	
				－	窒素排気管合流点　～　原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	A	○	－	
				－	原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点～　耐圧強化ベント系配管分岐点	A	○	－	
				－	耐圧強化ベント系配管合流点　～　非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点～　非常用ガス処理系排気筒接続部	A	○	－	
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-3	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-79	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		代替水源供給設備	ポンプ	－	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
				－	可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			主配管	－	取水用 5m ホース	C	－	○	
				－	送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	ポンプ	－	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	E22-F014	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E22-F035	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	－	E22-F004	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E22-F005	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	高圧炉心スプレイ系ストレーナ　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点　～　補給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	補給水系配管合流点　～　高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧炉心スプレイ系	主配管	－	高圧炉心スプレイ系ポンプ　～　弁 E22-F004	A	○	－	
				－	弁 E22-F004　～　弁 E22-F005	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E22-F005　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E22-F001　～　補給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-6	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-31	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		低圧炉心スプレイ系	ポンプ	－	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	低圧炉心スプレイ系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	E21-F018	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	－	E21-F005	A	○	－	
				－	E21-F006	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	低圧炉心スプレイ系ストレーナ　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧炉心スプレイ系ポンプ　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点　～　弁 E21-F005	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E21-F005　～　弁 E21-F006	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E21-F006　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-8	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-34	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		原子炉隔離時冷却系	ポンプ	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	原子炉隔離時冷却系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	E51-F017	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉圧力容器　～　原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点　～　弁 E51-F063	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F063　～　弁 E51-F064	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F064　～　原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	A	○	－	
				－	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点　～　弁 E51-F045	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F045　～　原子炉隔離時冷却系タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系タービン　～　原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点　～　弁 E51-F068	A	○	－	
				－	弁 E51-F068　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ストレーナ　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　補給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	補給水系配管合流点　～　原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ポンプ　～　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点　～　残留熱除去系原子炉注水管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系原子炉注水管合流点　～　弁 E51-F065	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	－	弁 E51-F065　～　弁 E51-F066	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F066　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-2	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-4	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-21	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-33	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		低圧注水系	ポンプ	－	残留熱除去系ポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	残留熱除去系ストレーナ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	E12-F025A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F025B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E12-F025C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	残留熱除去系ストレーナ A　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ B　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ C　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004B　～　残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ A　～　残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B　～　残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 A　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器 B　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　B 系統テスト配管分岐点	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧注水系	主配管	－	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004C　～　残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ C　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点～C 系統低圧注水系配管分岐点	A	○	－	
				－	C 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統テスト配管分岐点　～　B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	A	○	－	
				－	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　B 系統低圧注水系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点　～　A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～弁 E12-F042A	A	○	－	
				－	B 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042A　～　弁 E12-F041A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041A　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042B　～　弁 E12-F041B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042C　～　弁 E12-F041C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041C　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-36	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-12A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-12B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-12C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	－	ほう酸水注入ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		ほう酸水注入系	容器	－	ほう酸水貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	C41-F029A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	ほう酸水貯蔵タンク　～　ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		ほう酸水注入系		－	ほう酸水注入ポンプ　～　弁 C41-F004A,B（連絡配管含む）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 C41-F004A,B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-13	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	－	常設高圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
		高圧代替注水系	ろ過装置	－	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点～　常設高圧代替注水系タービン	A	○	－	
				－	常設高圧代替注水系タービン　～　原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	高圧代替注水系	主配管	－	高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点　～　常設高圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
				－	常設高圧代替注水系ポンプ　～　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	A	○	－	
				－	原子炉圧力容器　～　原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点　～　弁 E51-F063	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F063　～　弁 E51-F064	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F064　～　原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	A	○	－	
				－	原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点　～　弁 E51-F068	A	○	－	
				－	弁 E51-F068　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点　～　残留熱除去系原子炉注水管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系原子炉注水管合流点　～　弁 E51-F065	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F065　～　弁 E51-F066	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F066　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	高圧炉心スプレイ系ストレーナ　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-2	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-4	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-21	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-31	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		低圧代替注水系	ポンプ	－	常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
				－	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
				－	可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			貯蔵槽	－	代替淡水貯槽	A	○	－	
				－	西側淡水貯水設備	A	○	－	
			安全弁及び逃がし弁	－	E21-F018	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している			
				－	E12-F025C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	代替淡水貯槽　～　常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
				－	常設低圧代替注水系ポンプ　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
				－	低圧代替注水系配管合流点　～　代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点	A	○	－	
				－	代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点～格納容器下部注水系配管分岐点	A	○	－	
				－	格納容器下部注水系配管分岐点　～　代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	A	○	－	
				－	代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点	A	○	－	
				－	原子炉建屋西側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
				－	高所接続口配管合流点　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
				－	原子炉建屋東側接続口　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	低圧代替注水系	主配管	－	低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	A	○	－	
				－	高所西側接続口及び高所東側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
				－	低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点　～　C 系統低圧注水系配管分岐点	A	○	－	
				－	C 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042C　～　弁 E12-F041C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041C　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点　～　弁 E21-F005	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E21-F005　～　弁 E21-F006	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E21-F006　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-8	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-12C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	取水用 5m ホース	C	－	○	
				－	送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
		代替循環冷却系	ポンプ	－	代替循環冷却系ポンプ	A	○	－	
			ろ過装置	－	残留熱除去系ストレーナ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	E12-F025A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している			
				－	E12-F025B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している			
			主配管	－	A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　代替循環冷却系ポンプ A	A	○	－	
				－	代替循環冷却系ポンプ A　～　代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 A 系分岐点	A	○	－	
				－	代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 A 系分岐点　～　代替循環冷却系テスト配管 A 系分岐点	A	○	－	
				－	代替循環冷却系テスト配管 A 系分岐点　～　A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	A	○	－	
				－	B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　代替循環冷却系ポンプ B	A	○	－	
				－	代替循環冷却系ポンプ B　～　代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 B 系分岐点	A	○	－	
				－	代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 B 系分岐点　～　代替循環冷却系テスト配管 B 系分岐点	A	○	－	
				－	代替循環冷却系テスト配管 B 系分岐点　～　B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系ストレーナ A　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ストレーナ B　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F004B　～　残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系ポンプ A　～　残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	代替循環冷却系	主配管	－	残留熱除去系ポンプ B　～　残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器 A　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器 B　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	A	○	－	
				－	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　B 系統低圧注水系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点～弁 E12-F042A	A	○	－	
				－	B 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042A　～　弁 E12-F041A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041A　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F042B　～　弁 E12-F041B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E12-F041B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-12A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-12B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		代替水源供給設備	ポンプ	－	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
				－	可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			貯蔵槽	－	代替淡水貯槽	A	○	－	
				－	西側淡水貯水設備	A	○	－	
			主配管	－	取水用 5m ホース	C	－	○	
				－	送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材補給設備	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	－	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	－	E51-F063	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E51-F064	A	○	－	
				－	E51-F065	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	E51-F066	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点　～　弁 E51-F063	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F063　～　弁 E51-F064	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F064　～　原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	A	○	－	
				－	原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点　～　弁 E51-F045	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F045　～　原子炉隔離時冷却系タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系タービン　～　原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点　～　弁 E51-F068	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材補給設備	原子炉隔離時冷却系	主配管	－	弁 E51-F068　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ストレーナ　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ　～　補給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	補給水系配管合流点　～　原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ポンプ　～　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点　～　残留熱除去系原子炉注水管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系原子炉注水管合流点　～　弁 E51-F065	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F065　～　弁 E51-F066	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F066　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 E51-F010　～　補給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		補給水系	ポンプ	－	復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			容器	－	復水貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	復水貯蔵タンク　～　復水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水貯蔵タンク　～　弁 E22-F001 及び弁 E51-F010	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	制御棒駆動水配管分岐点　～　復水貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	放射性廃棄物処理系配管取合点（機器ドレン処理系）　～　復水貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水移送ポンプ　～　弁 7-18V25B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 7-18V562　～　復水給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水貯蔵タンク　～　復水給水系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水給水系配管合流点　～　制御棒駆動水配管取合点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却系	熱交換器	－	原子炉補機冷却系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ポンプ	－	原子炉補機冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			容器	－	サージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉補機冷却系ポンプ　～　燃料プール冷却浄化系熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	燃料プール冷却浄化系熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器　～　原子炉補機冷却系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サージタンク　～　原子炉補機冷却系熱交換器入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉補機冷却系ポンプ出口管分岐点　～　排ガス復水器及び廃液濃縮器復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	排ガス復水器及び廃液濃縮器復水器　～　原子炉補機冷却系熱交換器入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉補機冷却系熱交換器　～　原子炉補機冷却系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		補機冷却系海水系	ポンプ	－	補機冷却系海水系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	補機冷却系海水ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	補機冷却系海水系ポンプ　～　補機冷却系海水ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	補機冷却系海水ストレーナ　～　弁 7-11W1A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		残留熱除去系海水系	ポンプ	－	残留熱除去系海水系ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	残量熱除去系海水系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	残留熱除去系海水系ポンプ A 及び C　～　残留熱除去系海水ストレーナ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉補機冷却設備	残留熱除去系海水系	主配管	－	残留熱除去系海水ストレーナA　～　A系統緊急用海水系配管合流点	A	○	－	
				－	残留熱除去系海水系ポンプB及びD　～　残留熱除去系海水ストレーナB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系海水ストレーナB　～　B系統緊急用海水系配管合流点	A	○	－	
				－	A系統緊急用海水系配管合流点　～　残留熱除去系熱交換器A	A	○	－	
				－	B系統緊急用海水系配管合流点　～　残留熱除去系熱交換器B	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器A　～　A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器B　～　B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点　～　A系統非常用放出配管分岐点	A	○	－	
				－	A系統非常用放出配管分岐点　～　弁7-12V82A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点　～　B系統非常用放出配管分岐点	A	○	－	
				－	B系統非常用放出配管分岐点　～　弁7-12V82B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A系統非常用放出配管分岐点　～　A系統放水先	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B系統非常用放出配管分岐点　～　B系統放水先	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		緊急用海水系	ポンプ	－	緊急用海水ポンプ	A	○	－	
			ろ過装置	－	緊急用海水系ストレーナ	A	○	－	
			主配管	－	緊急用海水ポンプ　～　緊急用海水系ストレーナ	A	○	－	
				－	緊急用海水系ストレーナ　～　代替燃料プール冷却系配管分岐点	A	○	－	
				－	代替燃料プール冷却系配管分岐点　～　緊急用海水系配管分岐点	A	○	－	
				－	緊急用海水系配管分岐点　～　A系統緊急用海水系配管合流点	A	○	－	
				－	緊急用海水系配管分岐点　～　B系統緊急用海水系配管合流点	A	○	－	
				－	代替燃料プール冷却系配管分岐点　～　代替燃料プール冷却系熱交換器	A	○	－	
				－	代替燃料プール冷却系熱交換器　～　A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点及びB系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	A	○	－	
				－	A系統緊急用海水系配管合流点　～　残留熱除去系熱交換器A	A	○	－	
				－	B系統緊急用海水系配管合流点　～　残留熱除去系熱交換器B	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器A　～　A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系熱交換器B　～　B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	A系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点　～　A系統非常用放出配管分岐点	A	○	－	
				－	B系統代替燃料プール冷却系緊急用海水配管合流点　～　B系統非常用放出配管分岐点	A	○	－	
				－	A系統非常用放出配管分岐点　～　A系統放水先	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	B系統非常用放出配管分岐点　～　B系統放水先	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	熱交換器	－	再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	非再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ろ過装置	－	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主要弁	－	G33-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	G33-F004	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	原子炉再循環系及び原子炉圧力容器底部ドレン　～　弁G33-F001	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材浄化設備	原子炉冷却材浄化系	主配管	－	弁 G33-F001　～　弁 G33-F004	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 G33-F004　～　循環ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	循環ポンプ　～　再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再生熱交換器連結管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再生熱交換器　～　非再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	非再生熱交換器連結管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	非再生熱交換器　～　弁 G33-32A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 G33-32A，B　～　原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器　～　弁 G33-31A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 G33-31A，B　～　再生熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	再生熱交換器　～　弁 G33-F040	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 G33-F040　～　給水系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	蒸気タービン本体	－	車室，円板，隔板，噴口，翼，車軸，及び管	－	主塞止弁　～　高圧タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	高圧タービン　～　湿分分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	湿分分離器　～　中間塞止加減弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	中間塞止加減弁　～　低圧タービン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	高圧タービン（第 5 段）　～　弁 RCV 6-2-11-50A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	クロスアラウンド管分岐点　～　弁 RCV 6-2-12-50A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧タービン（第 10 段）　～　弁 RCV 6-2-13-50A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧タービン（第 11 段）　～　弁 RCV 6-2-14-50A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧タービン（第 13 段）　～　弁 RCV 6-2-15-50A，B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		－	復水器	－	主復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	蒸気タービンの附属設備	－	熱交換器	－	湿分分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		抽気系	管等	主配管	クロスアラウンド管分岐点　～　6-2V21	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 6-2B16A，B　～　主復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		給水加熱器ドレン系	管等	主配管	湿分分離器ドレンタンク　～　湿分分離器ドレンタンク出口第３給水加熱器側逆止弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 LCV-5-16.53A，B，C　～　主復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 LCV-5-16.54A，B，C　～　主復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水系	管等	主配管	主復水器　～　低圧復水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧復水ポンプ　～　弁 6-3V67	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 6-3V67　～　復水脱塩塔入口弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		復水器空気抽出系	管等	主配管	主復水器　～　蒸気式空気抽出器出口弁	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 6-7V31A，B 及び弁 6-7V32A，B　～　蒸気式空気抽出器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		－	管等	蒸気だめ，ドレンタンク	湿分分離器ドレンタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-5　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
計測制御系統施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「計測制御系統施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「計測制御系統施設」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「計測制御系統施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9 により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【計測制御系統施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「計測制御系統施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして，工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)				「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤），第 49 条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 57 条（安全弁等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　15.　安全弁等の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 78 条（重大事故等対処施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　17.　電気設備の設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)			－	◎	－	○	2.　計測制御系統施設の兼用に関する設計 保守総括グループマネージャーは，計測制御系統施設の設計に当たって，2.1 及び 2.2 により施設・設備区分を整理し，兼用する機能を確認したうえで，計測制御系統施設の設備設計を「2.3　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計」で実施した。 2.1　機能単位の系統の明確化 保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「系統構成の明確化」に従い，様式－2，設置変更許可申請書及び基本設計方針をインプットとして，計測制御系統施設で設計を行う設備について，系統構成をそれぞれ明確にし，その結果をアウトプットとして設備ごとに必要な機能単位の系統図に取りまとめた。 2.2　兼用する機能の確認 保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「兼用する機能の確認」に従い，様式－5 をインプットとして，計測制御系統施設が主登録となる機器について兼用する施設・設備区分及び関連する技術基準規則の条番号を確認したうえで，様式－2 及び様式－5 をインプットとして関係する技術基準規則の条文及び兼用する機能を確認し，その結果をアウトプットとして機器ごとに必要な設定根拠の「（概要）」部分に取りまとめた。 2.3　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 保守総括グループマネージャーは，複数の機能を兼用する機器を含む以下の系統又は設備について，2.4 及び 2.5 のとおり設計を実施した。 ①　ほう酸水注入系 ②　原子炉非常停止信号 ③　工学的安全施設等の起動信号 ・主蒸気隔離弁 ・低圧炉心スプレイ系 ・ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） ④　制御用空気設備 ・窒素供給系 2.4　兼用を含む計測制御系統施設の機器の仕様等に関する設計 保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「機器の仕様等に関する設計」に従い，「2.1　機能単位の系統の明確化」で取りまとめた「機能単位の系統図」，「2.2　兼用する機能の確認」で取りまとめた設定根拠の「（概要）」部分及び設備図書等をインプットとして，計測制御系統施設が主登録となる機器について兼用する機能ごとの使用条件を集約したうえで，仕様等に関する設計を実施し，設定根拠に取りまとめた。その結果を基に，既に設置されている機器及び設置する機器が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして機器ごとに必要な設備仕様，設定根拠，構造図及び配置図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。	・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，計測制御系統施設に係る設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【構造図】 2.5　各機器固有の設計 (1)　設備共通の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，計測制御系統施設が主登録となる機器の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，計測制御系統施設が主登録となる機器の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 (2)　ほう酸水注入系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-9　2.1 非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，ほう酸水注入系の電源について，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【単線結線図】 2.6　機能を兼用する機器を含む計測制御系統施設の系統図に関する取りまとめ 保守総括グループマネージャーは，「設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認」で取りまとめた機能単位の系統図，様式－2，様式－5 をインプットとして，機能を兼用する機器を含む計測制御系統施設の系統構成及び兼用する施設・設備区分を明確にし，その結果をアウトプットとして計測制御系統施設の系統図に取りまとめレビューし，承認した。 【系統図】		
設計	3.3.3 (2)					○	◎	－	○	3.　計測装置の設計 3.1　重大事故等対処設備に関する計測装置の設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための	・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							パラメータ（以下「パラメータ」という。）の計測装置について，以下に示すとおり設計を実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 a.　計測装置の計測範囲に関する設計 (a)　計測装置の計測範囲に係る基本的な考え方の作成 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設置変更許可時の設計資料をインプットとして，計測装置の計測範囲に係る基本的な考え方を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　計測装置（可搬型計測器を除く）の計測範囲 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，計測装置の計測範囲に係る基本的な考え方，設置変更許可時の設計資料及び設備図書をインプットとして，計測装置（可搬型計測器を除く）の計測範囲を定めるため，プラントの状態と予想変動範囲を踏まえ，パラメータごとの計測範囲の考え方を表にまとめた。 保守総括グループマネージャーは，パラメータごとの計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，各計測装置（可搬型計測器を除く）が，計測範囲の考え方を満たす計測範囲であることを確認し，その結果を設備仕様及び計測装置の計測範囲に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　可搬型計測器の測定範囲 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，計測装置の計測範囲に係る基本的な考え方，「(b)　計測装置（可搬型計測器を除く）の計測範囲」の設計結果及び設置変更許可時の設計資料をインプットとして，重大事故等が発生し，「(b)　計測装置（可搬型計測器を除く）の計測範囲」で設計した計測装置のうち原子炉圧力容器内の温度のパラメータが計測範囲を超えた場合又は直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲をパラメータごとに明確にし，表にまとめた。 保守総括グループマネージャーは，可搬型計測器の測定範囲をパラメータごとにまとめた表及び設備図書をインプットとして，可搬型計測器が，表にまとめた測定範囲を満たすことを確認し，その結果を計測装置の計測範囲に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　計測結果の表示，記録及び保存に関する設計 (a)　計測結果の指示又は表示 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「a.(b)　計測装置（可搬型計測器を除く）の計測範囲」の設計結果及び設備図書をインプットとして，計測装置（可搬型計測器を除く）の計測結果の指示又は表示に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，計測装置（可搬型計測器を除く）の計測結果の指示又は表示に関する		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								構成が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を計測装置の計測結果の指示又は表示に関する設計結果として表にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　計測結果の記録及び保存 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可時の設計資料，「a.　計測装置の計測範囲に関する設計」の設計結果及び設備図書をインプットとして，計測装置（重大事故等対処設備）の計測結果の記録及び保存に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針，「a.　計測装置の計測範囲に関する設計」の設計結果及び設備図書をインプットとして，計測装置（重大事故等対処設備）の計測結果の記録及び保存の仕様が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を計測装置の計測結果の記録及び保存に関する設計結果として表にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　計測装置の構成の設計 (a)　計測装置（可搬型計測器を除く）の構成 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「a.(b)　計測装置（可搬型計測器を除く）の計測範囲」の設計結果，「b.　計測結果の表示，記録及び保存に関する設計」の設計結果及び設備図書をインプットとして，計測装置（可搬型計測器を除く）の検出器から計測結果の指示又は表示及び記録に至るシステム構成が基本設計方針の要求を満たしていることを確認したうえで，システム構成を設計基準対象施設も含めブロック図で明確にした。その結果を概略構成図，系統図，配置図及び計測装置の構成に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　可搬型計測器の構成 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「a.(c)　可搬型計測器の測定範囲」の設計結果，「b.(b)　計測結果の記録及び保存」の設計結果及び設備図書をインプットとして，可搬型計測器が測定対象パラメータの検出器に接続できるシステム構成であることを確認した。その結果を計測装置の構成に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，a.～c.で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等対処設備に関する計測装置の設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」及び「環境条件等」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								(2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　電源給電に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ），原子炉建屋水素濃度及びフィルタ装置入口水素濃度に，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び添付書類「V-1-10-9 2.1　非常用発電装置の設計」において実施した設計結果をインプットとして，格納容器内水素濃度（ＳＡ），格納容器内酸素濃度（ＳＡ），原子炉建屋水素濃度及びフィルタ装置入口水素濃度の電源が詳細設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 3.2　設計基準対象施設に関する計測装置の設計 保守総括グループマネージャーは，設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存について，以下のとおり設計を実施した。 (1)　計測結果の記録及び保存 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，設計基準対象施設の計測結果の記録及び保存に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，計測装置（設計基準対象施設）の記録及び保存の仕様が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を計測装置の計測結果の記録及び保存に関する設計結果として表にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【計測制御系統図】【計測装置の検出器の取付位置を明示した図面】【計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	4.　格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置に関する設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した格納容器水素濃度及び酸素濃度を計測する場合に使用する原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングする設備に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングする設備の系統構成及び設計範囲を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を実施して設定根拠にまとめ，設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングする設備に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（計測制御系統施設）	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	5.　安全保護装置の不正アクセス防止の設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した安全保護装置の不正アクセス防止の設計を以下のとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ・外部ネットワークと物理的な分離 ・外部ネットワークと機能的な分離 ・物理的及び電気的アクセスの制限 ・有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止 保守総括グループマネージャーは，安全保護装置が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】	・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） (3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施		－	◎	○	○	6.　原子炉非常停止信号及び工学的安全施設等の設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した原子炉非常停止信号，工学的安全施設の作動信号，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 a.　原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号に関する設計 電気・制御グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 電気・制御グループマネージャーは，行った調達の中で供給者に対し，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号である「原子炉水位低」及び「原子炉水位異常低下」の設定値についての設計の実施を要求した。 供給者は，電気・制御グループマネージャーから要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号の設定値に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号の設定値が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を論理回路図，設備仕様，制御装置に係る制御方法，制御能力，原子炉非常停止信号の設定値の根拠，工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について電気・制御グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可時の設計資料及び業務報告書をインプットとして，原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号の設定値を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 b.　ＡＴＷＳ緩和設備に関する設計 保守総括グループマネージャーは，設置変更許可時の設計資料及び設備図書をインプットとして，ＡＴＷＳ緩和設備である代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，ＡＴＷＳ緩和設備における緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための論理回路が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を論理回路図，設備仕様，工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する設計結果及び発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　過渡時自動減圧機能に関する設計 保守総括グループマネージャーは，設置変更許可時の設計資料及び設備図書をインプットとして，過渡時自動減圧機能に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，過渡時自動減圧機能における原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための論理回路が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を論理回路図，設備仕様及び工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する設計結果及び発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　自動減圧機能作動阻止に関する設計 保守総括グループマネージャーは，設置変更許可時の設計資料及び設備図書をインプットとして，自動減圧機能作動阻止に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止するための論理回路が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を論理回路図，設備仕様及び工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する設計結果及び発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，a.～d.で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉非常停止信号，工学的安全施設の作動信号，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で　実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書】【発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書】【発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書】【工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	7.　通信連絡設備に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等時に必要な通信連絡設備（発電所内・外）に関する設計を以下のとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 a.　通信連絡設備（発電所内）に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，「9.(2)d.　通信連絡」において実施した詳細設計方針，添付書類「V-1-10-16 3.(2)　情報の把握に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，中央制御室等から原子炉建屋等の建屋内外各所の人へ連絡できる設備及び緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備としての通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針，添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」及び添付書類「V-1-10-9　2.2　電力貯蔵装置」において実施した設計結果をインプットとして，通信連絡設備(発電所内)に非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）から給電できる設計であること，及び重大事故等時に必要な通信連絡設備（発電所内）に代替電源設備から給電できる設計であることを確認した。その結果をアウトプットとして通信連絡設備の電源概略構成図にまとめ，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針をインプットとして，通信連絡設備（発電所内）のうち警報装置，通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）に関する各設備の具体的な設計を以下に示すとおり実施した。 (a)　警報装置 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，警報装置としての送受話器（ページング）の仕様及	・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									び現場の配置状況が通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針を満足することを確認した。その結果を警報装置の詳細設計方針，取付箇所を明示した図面及び通信連絡設備に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　通信設備（発電所内） （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，通信設備（発電所内）としての送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置及び衛星電話設備の仕様並びに現場の配置状況が通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針を満足することを確認した。その結果を通信連絡設備（発電所内）の詳細設計方針，取り付け箇所を明示した図面及び通信連絡設備に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　データ伝送設備（発電所内） （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，データ伝送設備（発電所内）としての安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）の仕様及び現場の配置状況が通信連絡設備（発電所内）の設置に関する詳細設計方針を満足することを確認した。その結果をデータ伝送設備（発電所内）の詳細設計方針，取付箇所を明示した図面及び通信連絡設備に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等時に必要な通信連絡設備に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。 b.　通信連絡設備（発電所外）に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，添付書類「Ⅴ-1-10-16　3.(2)　情報の把握に関する設計」及び添付書類「Ⅴ-1-10-16　3.(3)　通信連絡に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，発電所外の本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等の必要箇所へ通信連絡できる設備及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送できる設備として，通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針，添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」及び添付書類「V-1-10-9　2.2　電力貯蔵装置」において実施した設計結果をインプットとして，通信連絡設備（発電所外）に非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）から給電できる設計であること，及び重大事故等時に必要な，通信連絡設備（発電所外）に代替電源設備から給電できる設計であることを確認した。その結果をアウトプットとして通信連絡設備の電源概略構成図にまとめ，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針をインプットとして，通信連絡設備（発電所外）のうち通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）に関する各設備の具体的な設計を以下に示すとおり実施した。 (a)　通信設備（発電所外） （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，通信設備（発電所外）としての電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内），加入電話設備，専用電話設備，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の仕様が通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針を満足することを確認した。その結果を通信設備（発電所外）の詳細設計方針，取り付け箇所を明示した図面及び通信連絡設備に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　データ伝送設備（発電所外） （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，データ伝送設備（発電所外）としてのデータ伝送設備の仕様及び現場の配置状況が通信連絡設備（発電所外）の設置に関する詳細設計方針を満足していることを確認した。その結果をデータ伝送設備（発電所外）の詳細設計方針，取付箇所を明示した図面及び通信連絡設備に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等時に必要な通信連絡設備に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を，添付書類「V-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								(2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4 4. 地震による損傷防止に関する設計」で　実施した。 【通信連絡設備に関する説明書】【通信連絡設備の取付箇所を明示した図面】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施		◎	◎	○	○	8.　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の設計 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，様式－2 で抽出した原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な逃がし安全弁（自動減圧機能）に高圧窒素ボンベから窒素を供給し，弁を作動させる設備の設計を以下のとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，行った調達の中で供給者に対し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備として，逃がし安全弁（自動減圧機能）に高圧窒素ボンベから窒素を供給し，弁を作動させるための設備の仕様に関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーから要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，原子炉冷却材バウンダリを減圧するための設備の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を実施して設定根拠にまとめ，設置する設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認した。その結果をアウトプットとして，系統図，設備仕様及び設定根拠に取りまとめた。 供給者は，機器の構造，配置に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして，機器の配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について（発電管理室）機械設備グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書，設置変更許可申請書及び業務報告書をインプットとして，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に必要な設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 c.　逃がし安全弁への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーに対し，逃がし安全弁に給電するために必要な負荷容量を提供し，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量が負荷容量を満たす設計であることの確認を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，設備図書及び添付書類「V-1-10-9　2.2 電力貯蔵装置」において実施した設計結果をインプットとして，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量が負荷容量を満たす設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして単線結線図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【系統図】【構造図】【機器の配置を明示した図面】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【単線結線図】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	9.　中央制御室の機能の設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出した中央制御室に関して中央制御盤等の設計，外部状況把握の設計，居住性の確保の設計及び通信連絡の設計を以下のとおり実施した。	・設計資料（計測制御系統施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(1)　中央制御室機能仕様の作成 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，様式－7 をインプットとして，中央制御室に必要な機能の基本方針を整理し，その結果をアウトプットとして，中央制御室機能仕様として取りまとめた。 (2)　中央制御室の機能の設計 a.　中央制御盤等 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御盤等に必要な機能の設計について，以下のとおり設計した。 (a)　中央制御盤の構成 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，中央制御盤の構成に関する設計に係る詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，中央制御盤の構成を設備図書で明確にしたうえで，プラント起動／停止やトリップ等に関する監視及び操作に必要となる機能を整理し，中央制御盤を構成する盤の仕様が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を中央制御盤の機能に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　誤操作防止 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，誤操作防止に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，誤操作防止に必要な対策を整理し，中央制御盤等の誤操作防止措置が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，中央制御盤の機能に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (c)　試験及び検査 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，試験及び検査に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，試験及び検査に関する中央制御盤等の設備が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認し，中央制御盤の機能に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，中央制御盤等に関する設計のうち健全性に係る「操作性及び試験・検査」の添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (d)　信頼性 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，信頼性に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，信頼性に関する中央制御盤等に必要な警報機能を整理し，詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を中央制御盤の機能に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　外部状況把握 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，外部状況把握に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，原子炉施設の外部状況を把握するために必要な機能を整理して表にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，外部状況の把握に必要な機能を整理した表及び設備図書をインプットとして，外部状況の把握に必要な監視カメラ，気象観測装置及び公的機関から地震等の情報を入手する設備が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を中央制御室の機能に関する設計結果にまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　居住性の確保 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，居住性の確保の設計に必要な方針の策定又は設備の設計を以下のとおり実施した。 (a)　換気設備 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様をインプットとして，運転員を被ばくから防護する中央制御室及び中央制御室待避室の換気設備に必要な詳細設計方針を定め，その結果を中央制御室の機能に関する設計結果としてまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針をインプットとして，中央制御室の換気設備に係る設計を添付書類「Ⅴ-1-10-7　10.(1)　中央制御室」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-7 10.(1)　中央制御室」及び添付書類「V-1-10-7　11.　中央制御室待避室に関する設計」において取りまとめた設計資料をインプットとして，詳細設計方針の要求を満たしていることを確認したうえで，中央制御室の機能に関する設計結果を取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　生体遮蔽装置 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，中央制御室機能仕様をインプットとして，設計基準事故時及び重大事故等時において中央制御室にとどまるために必要な遮蔽の詳細設計方針を定めた。その結果を中央制御室の機能に関する設計結果としてまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，中央制御室の居住性を確保するための生体遮蔽装置に必要な設計を添付書類「V-1-10-7　10.(1)b.(b)　生体遮蔽装置」で実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-7　10.(1)b.(b)　生体遮蔽装置」において取りまとめた設計資料をインプットとして，中央制御室の生体遮蔽装置が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認したうえで，中央制御室の機能に関する設計結果を取りまとめ，アウトプットとして設計資料にとりまとめた。 (c)　照明 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，照明に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，中央制御室の照明に係る設計を添付書類「V-1-10－4　14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，添付書類「V-1-10－4　14.　非常用照明に係る設計」において取りまとめた設計資料をインプットとして，中央制御室の照明設備が詳細設計方針の要求を満たしていることを確認したうえで，中央制御室の機能に関する設計結果及び非常用照明に関する設計結果としてまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者	業務実績又は業務計画	記録等	
									(d)　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について，活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう設備に要求される仕様を定めた。その結果を中央制御室の機能に関する設計結果としてまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備に要求される仕様をインプットとして，詳細設計方針の要求のとおり汎用品の仕様が酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計測できることを確認しアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (e)　チェンジングエリア （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，中央制御室へ汚染の持込を防止する詳細設計方針を定めた。その結果を中央制御室の機能に関する設計結果としてまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 放射線・化学管理グループマネージャーは，チェンジングエリアに係る設計を添付書類「V-1-10-7　8.　出入管理設備に関する設計」で実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-7　8.　出入管理設備に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，チェンジングエリアが詳細設計方針の要求を満たしていることを確認した。その結果を中央制御室の機能に関する設計結果に取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (f)　データ表示装置（待避室） （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，中央制御室待避室に待避した運転員が，中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができるデータ表示装置（待避室）に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」をインプットとして，全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							電できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (g)　衛星電話設備（可搬型）（待避室） （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様及び設備図書をインプットとして，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，運転員がとどまるために，中央制御室待避室に避難した運転員が，緊急時対策所と通信連絡できる衛星電話設備（可搬型）（待避室）に関する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-9　2.1　非常用発電装置」をインプットとして，全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　通信連絡 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室機能仕様をインプットとして，中央制御室から原子炉建屋等の建屋内外各所の人へ連絡するための詳細設計方針を定め，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室の機能に関する通信連絡設備について，詳細設計方針を踏まえた設計を（発電管理室）電気・制御グループマネージャーに依頼した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが「7.　通信連絡設備に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，詳細設計方針を満たしていることを確認した。その結果を中央制御室の機能に関する設計結果に取りまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，(1)及び(2)で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (3)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【中央制御室の機能に関する説明書】【非常用照明に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（計測制御系統施設）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・検査計画 ・調達文書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1 3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

--------▶　：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
計測制御系統施設	制御方式及び制御方法	－*	発電用原子炉の制御方式	－	発電用原子炉の反応度の制御方式，ほう酸水注入の制御方式，発電用原子炉の圧力の制御方式，発電用原子炉の水位の制御方式及び安全保護系等の制御方式	A	○	－	
			発電用原子炉の制御方法	－	制御棒の位置の制御方法，原子炉再循環流量の制御方法，ほう酸水注入設備の制御方法，発電用原子炉の圧力の制御方法，給水の制御方法及び安全保護系等の制御方法	A	○	－	
	制御材	－	制御棒	－	制御棒	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ほう酸水	－	ほう酸水	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	制御材駆動装置	－	制御棒駆動機構	－	制御棒駆動機構	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）	容器	水圧制御ユニットアキュムレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					水圧制御ユニット窒素容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					スクラム水排出容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主要弁	C12-126	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					C12-127	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	復水補給水系配管（制御棒駆動水配管取合点）～　弁 C12-F013A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 C12-F013A，B　～　駆動水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					駆動水ポンプ　～　駆動水フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					駆動水フィルタ　～　排出水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					マスターコントロール内配管　～　マニホールド（駆動水配管）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					マスターコントロール内配管　～　マニホールド（冷却水配管）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					マスターコントロール内配管　～　弁 C12-115	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 C12-115　～　制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					水圧制御ユニットアキュムレータ　～　制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御ユニット内アキュムレータ充填水配管合流点　～　制御ユニット内挿入配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					マニホールド　～　制御ユニット内挿入配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御ユニット内挿入配管合流点　～　挿入配管制御ユニット出口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					挿入配管制御ユニット出口　～　制御棒駆動機構ハウジング	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御棒駆動機構ハウジング　～　引抜配管制御ユニット入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					引抜配管制御ユニット入口　～　制御ユニット内引抜配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御ユニット内引抜配管合流点　～　マニホールド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					マニホールド　～　弁 C12-105	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 C12-105　～　排出水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					制御ユニット内引抜配管合流点　～　弁 C12-127	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 C12-127　～　排出水配管制御ユニット出口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排出水配管制御ユニット出口　～　スクラム水排出容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
計測制御系統施設	制御材駆動装置	－	制御棒駆動水圧設備（制御棒駆動水圧系）	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 X-9A，B，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-10A，B，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	ほう酸水注入設備	ほう酸水注入系	ポンプ	－	ほう酸水注入ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			容器	－	ほう酸水貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			安全弁及び逃がし弁	－	C41-F029A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主配管	－	ほう酸水貯蔵タンク　～　ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	ほう酸水注入ポンプ　～　弁 C41-F004A，B（連絡配管含む）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 C41-F004A，B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-13	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	計測装置	－	起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置	－	起動領域計装	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	出力領域計装	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量を計測する装置	－	主蒸気流量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力容器温度	A	○	－	
				－	高圧代替注水系系統流量	A	○	－	
				－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	A	○	－	
				－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	A	○	－	
				－	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	A	○	－	
				－	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	A	○	－	
				－	代替循環冷却系原子炉注水流量	A	○	－	
				－	代替循環冷却系ポンプ入口温度	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器入口温度	A	○	－	
				－	残留熱除去系熱交換器出口温度	A	○	－	
				－	原子炉隔離時冷却系系統流量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	高圧炉心スプレイ系系統流量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	低圧炉心スプレイ系系統流量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	残留熱除去系系統流量	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置	－	原子炉圧力	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉圧力（ＳＡ）	A	○	－	
				－	原子炉水位	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉水位（広帯域）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉水位（燃料域）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	A	○	－	
				－	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	A	○	－	
			原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	－	ドライウェル圧力	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・チェンバ圧力	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	サプレッション・プール水温度	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
計測制御系統施設	計測装置	－	原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置	－	ドライウェル雰囲気温度	A	○	－	
				－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	A	○	－	
				－	格納容器内水素濃度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	A	○	－	
				－	格納容器内酸素濃度	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	A	○	－	
				－	格納容器下部水温	A	○	－	
			非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	－	代替淡水貯槽水位	A	○	－	
				－	西側淡水貯水設備水位	A	○	－	
			原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	A	○	－	
				－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	A	○	－	
				－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	A	○	－	
				－	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	A	○	－	
			原子炉格納容器本体の水位を計測する装置	－	サプレッション・プール水位	A	○	－	
				－	格納容器下部水位	A	○	－	
			原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置	－	原子炉建屋水素濃度	A	○	－	
	原子炉非常停止信号	－	－	－	原子炉圧力高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉水位低	A	○	－	
				－	ドライウェル圧力高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管放射能高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉モード・スイッチ「停止」	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	手動	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	地震加速度大	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	工学的安全施設等の起動信号	主蒸気隔離弁	－	－	原子炉水位異常低下（レベル２）	A	○	－	
				－	主蒸気管圧力低	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管放射能高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管トンネル温度高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	主蒸気管流量大	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	復水器真空度低	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		その他の原子炉格納容器隔離弁	－	－	(1) ドライウェル圧力高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	(1) 原子炉水位低	A	○	－	
				－	(2) 原子炉水位低	A	○	－	
				－	(3) 原子炉水位異常低下（レベル２）	A	○	－	
		原子炉建屋ガス処理系	－	－	原子炉建屋放射能高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	ドライウェル圧力高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名		重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
計測制御系統施設	工学的安全施設等の起動信号	原子炉建屋ガス処理系	－	－	原子炉水位低		A	○	－	
		高圧炉心スプレイ系	－	－	ドライウェル圧力高		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉水位異常低下（レベル２）		A	○	－	
		低圧炉心スプレイ系	－	－	ドライウェル圧力高		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉水位異常低下（レベル１）		A	○	－	
		残留熱除去系	－	－	低圧注水系	ドライウェル圧力高	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－		原子炉水位異常低下（レベル１）	A	○	－	
				－	格納容器スプレイ冷却系	手動	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		自動減圧系	－	－	原子炉水位異常低下（レベル１）とドライウェル圧力高の同時信号		A	○	－	
		ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	－	－	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）		A	○	－	
				－	原子炉水位異常低下（レベル２）		A	○	－	
				－	手動スイッチ		A	○	－	
		ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	－	－	原子炉圧力高（ＡＴＷＳ）		A	○	－	
				－	原子炉水位異常低下（レベル２）		A	○	－	
				－	再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ		A	○	－	
				－	低速度用電源装置遮断器手動スイッチ		A	○	－	
		過渡時自動減圧機能	－	－	原子炉水位異常低下（レベル１）		A	○	－	
	制御用空気設備	窒素供給系	主配管	－	弁2-16V12　～　非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点　～　弁B22-F040		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		非常用窒素供給系	容器	－	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ		C	－	○	
			主配管	－	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ　～　非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点		A	○	－	
				－	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ出口配管合流点　～　弁B22-F040		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	弁 B22-F040　～　アキュムレータ窒素供給配管分岐点		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	自動減圧機能用アキュムレータ　～　アキュムレータ窒素供給配管分岐点		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	アキュムレータ窒素供給配管分岐点　～　弁B22-F013B，C，F，H，K，L，R		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-55		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-57		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		非常用逃がし安全弁駆動系	容器	－	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ		C	－	○	
			主配管	－	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ　～　弁B22-F013A，G，S，V		A	○	－	
				－	原子炉格納容器配管貫通部 X-57		A	○	－	
	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置	－	中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能	－	中央制御室機能（津波・構内監視カメラ，気象観測設備，取水ピット水位計，潮位計，衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型照明（ＳＡ），給電含む）		A	○	－	
				－	中央制御室機能（盤面器具のグループ化，操作器具，操作方法の統一性，制御盤の手すり，天井照明設備の落下防止措置，識別管理，公的機関からの気象情報の入手含む）		A	○	－	
				－	中央制御室外原子炉停止機能		既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-6　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
放射性廃棄物の廃棄施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「放射性廃棄物の廃棄施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「放射性廃棄物の廃棄施設」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「放射性廃棄物の廃棄施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【放射性廃棄物の廃棄施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「放射性廃棄物の廃棄施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式-2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして，工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 各条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)				「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 14 条（安全設備）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 15 条（設計基準対象施設の機能）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）		(3.5調達) 設備設計に係る調達管理の実施	－	◎	○	○	2.　放射性廃棄物の廃棄施設の設計 機械グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，放射性廃棄物の廃棄施設に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　気体，液体又は固体廃棄物処理設備の一部撤去並びに撤去に伴う追設に関する設計 a.　設備仕様に係る設計 機械グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 機械グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，添付書類「Ⅴ-1-10-8　2.6(2)b.　格納容器圧力逃し装置」の設計結果により発生する，気体，液体又は固体廃棄物処理設備の一部撤去並びに撤去に伴う追設に関する設計の実施を要求した。 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書，格納容器圧力逃し装置の設計結果及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，気体，液体又は固体廃棄物処理設備の撤去範囲を明確にしたうえで，設備仕様，設定根拠，系統図及び配置図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，機械グループマネージャーに格納容器圧力逃し装置の配置に干渉しない設計となっていること及び一部撤去に伴う設備への影響がないことの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 機械グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 機械グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，格納容器圧力逃し装置の設計結果及び業務報告書をインプットとして，気体，液体又は固体廃棄物処理設備の一部撤去並びに撤去に伴う追設に関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 機械グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 機械グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 機械グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（放射性廃棄物の廃棄施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									【要目表】【機器の配置を明示した図面】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【系統図】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	－	○	○	3.　格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプの系統構成を明確にしたうえで，放射性廃棄物の廃棄施設及び原子炉格納施設を兼用する場合においても必要な機能を満足できることを確認し，設備仕様，設定根拠，構造図及び配置図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）機械設備グループマネージャーに基本設計方針の要求事項を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプの設計結果及び業務報告書をインプットとして，格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプに関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）機械グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（放射性廃棄物の廃棄施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										b.　強度評価 （発電管理室）機械グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【機器の配置を明示した図面】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【構造図】		
						◎	－	－	○	4.　廃棄物処理建屋の堰に関する設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，廃棄物処理建屋の堰に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　廃棄物処理建屋の堰に関する設計 a. 設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書をインプットとして，廃棄物処理建屋の堰に関する設計を実施し，放射性廃棄物の廃棄施設及び浸水防護施設を兼用する場合においても必要な機能を満足できることを確認したうえで，その結果をアウトプットとして設備仕様，配置図及び構造図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2)　廃棄物処理建屋の堰の撤去に関する設計 a. 設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書をインプットとして，廃棄物処理建屋の堰の撤去に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【機器の配置を明示した図面】【構造図】	・設計資料（放射性廃棄物の廃棄施設）	
設計	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証				◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（放射性廃棄物の廃棄施設）	
設計	3.3.3(4)	工事計画認可申請書の作成				◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。	・工事計画認可申請書案	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。		
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・検査計画 ・調達文書	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項	・検査要領書 ・検査記録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。		

--------►　：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物貯蔵系	－*	容器	使用済樹脂貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済粉末樹脂貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		気体廃棄物処理系	－	熱交換器	排ガス復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス前置除湿器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再生ガス加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				容器	排ガス再結合器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	排ガス気水分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス前置フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					気水分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス後置除湿器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガスメッシュフィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス活性炭ベッド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再生ガスメッシュフィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再生ガス気水分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再生ガス油分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガスフィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	排ガス空気抽出器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス消音器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再生ガス消音器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					蒸気式空気抽出器出口弁及び弁 6-23V33　～　排ガス予熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス予熱器　～　排ガス再結合器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス再結合器　～　排ガス復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス復水器　～　排ガス気水分離器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス気水分離器　～　排ガス前置フィルタ（排ガス減衰管を除く）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス減衰管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス前置フィルタ　～　排ガス後置フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス後置フィルタ　～　排気筒	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス後置除湿器入口管分岐点　～　再生ガスブロワ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再生ガスブロワ　～　排ガス後置除湿器出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	ポンプ	廃棄物処理棟機器ドレンサンプポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液フィルタ保持ポンプ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					プリコートポンプ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
				容器	廃液収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					凝集装置供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	容器	凝縮水サンプルタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋機器ドレンサンプタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					機器ドレン処理水タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					プリコートタンク	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					格納容器機器ドレンサンプ	A	○	－	
				ろ過装置	電磁ろ過器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液フィルタ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
				主要弁	G13-F132	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					G13-F133	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	格納容器機器ドレンサンプ　～　格納容器機器ドレンサンプ出口配管分岐点	A	○	－	
					格納容器機器ドレンサンプ出口配管分岐点　～　格納容器機器ドレンサンプスリット	A	○	－	
					格納容器機器ドレンサンプスリット　～　格納容器機器ドレン配管分岐点	A	○	－	
					格納容器機器ドレン配管分岐点　～　原子炉格納容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器　～　弁 G13-F132	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 G13-F132　～　原子炉棟機器ドレンサンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉棟機器ドレンサンプポンプ　～　廃液収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン建屋機器ドレンサンプポンプ　～　廃液収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理棟機器ドレンサンプポンプ　～　廃液収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液収集タンク　～　廃液収集ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液収集ポンプ　～　廃液収集ポンプ吐出管合流点	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					サージタンク A　～　サージポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サージポンプ A　～　廃液収集ポンプ吐出管合流点（サージポンプ A 側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サージタンク B　～　サージポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サージポンプ B　～　床ドレン収集ポンプ吐出管合流点（サージポンプ B 側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液脱塩器入口管合流点　～　廃液脱塩器	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					廃液脱塩器入口管合流点　～　床ドレン収集ポンプ吐出管合流点	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					廃液脱塩器　～　廃液サンプルタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液サンプルタンク　～　廃液サンプルポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液サンプルポンプ　～　放射性廃棄物処理系配管取合点（補給水系）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					凝縮水収集タンク　～　凝縮水収集ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					凝縮水収集ポンプ　～　廃液収集ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					凝集装置供給タンク　～　凝集装置供給ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					凝集装置供給ポンプ　～　凝集沈澱装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					凝集沈澱装置　～　廃液収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液収集ポンプ吐出管合流点　～　電磁ろ過器供給タンク入口管	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	電磁ろ過器供給タンク入口管分岐点　～　廃液フィルタB入口管	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					廃棄物処理建屋機器ドレンサンプポンプ A　～　電磁ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋機器ドレンサンプポンプ B　～　廃棄物処理建屋機器ドレンサンプポンプA出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 NR24-F007A　～　電磁ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 NR24-F007B　～　使用済樹脂貯蔵タンクBデカント水出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器供給タンク　～　機器ドレン樹脂分離器A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					機器ドレン樹脂分離器A　～　電磁ろ過器A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器供給タンク出口管分岐点　～　機器ドレン樹脂分離器B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					機器ドレン樹脂分離器B　～　電磁ろ過器B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器A　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器B　～　電磁ろ過器A出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給タンク　～　超ろ過器A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給ポンプA入口管分岐点　～　超ろ過器B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給ポンプA入口管分岐点　～　超ろ過器C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給ポンプA入口管分岐点　～　超ろ過器D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給ポンプD入口管分岐点　～　超ろ過器E	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給ポンプE入口管分岐点　～　超ろ過器F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器A　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器B　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器C　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器D　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器E　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器F　～　超ろ過器供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器A　～　超ろ過器出口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器B　～　超ろ過器出口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器C　～　超ろ過器出口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器D　～　超ろ過器出口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器E　～　超ろ過器出口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器F　～　超ろ過器出口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器出口集合管　～　機器ドレン処理水タンクA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 NR21-F021　～　機器ドレン処理水タンクB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					機器ドレン処理水タンクA　～　廃液脱塩器入口管合流点	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					廃液フィルタB出口管　～　機器ドレン処理水ポンプ出口管合流点	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					機器ドレン処理水タンクB　～　機器ドレン処理水タンクA出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					機器ドレン樹脂分離器A　～　使用済樹脂貯蔵タンクB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					機器ドレン樹脂分離器B　～　機器ドレン樹脂分離器A出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂貯蔵タンクB入口管分岐点　～　使用済樹脂貯蔵タンクC（機器ドレン樹脂分離器側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	機器ドレン処理系	主配管	電磁ろ過器A入口管分岐点　～　クラッドスラリタンクA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器B入口管分岐点　～　クラッドスラリタンクA入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリタンクA入口管分岐点　～　クラッドスラリタンクB（電磁ろ過器側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給タンク出口管分岐点　～　クラッドスラリタンクA入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					超ろ過器供給ポンプA入口管分岐点　～　電磁ろ過器A入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電磁ろ過器循環供給ポンプ出口管分岐点　～　電磁ろ過器B入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリタンクA　～　クラッドスラリ上澄水受タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリタンクB　～　クラッドスラリタンクA出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ上澄水受タンク　～　クラッドスラリ濃縮器加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ濃縮器加熱器　～　クラッドスラリ濃縮器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ濃縮器　～　クラッドスラリ濃縮器デミスタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ濃縮器デミスタ　～　クラッドスラリ濃縮器復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ濃縮器復水器　～　機器ドレン処理水タンクA入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ濃縮器　～　クラッドスラリ濃縮器循環ポンプ入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリ濃縮器循環ポンプ入口管分岐点　～　クラッドスラリタンクA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					クラッドスラリタンクA入口管分岐点　～　クラッドスラリタンクB（クラッドスラリ濃縮器側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			床ドレン処理系	ポンプ	廃棄物処理棟床ドレンサンプポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンフィルタ保持ポンプ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
				容器	床ドレン収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンサンプルタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				貯蔵槽	格納容器床ドレンサンプ	A	○	－	
				ろ過装置	床ドレンフィルタ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
				主要弁	G13-F129	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					G13-F130	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	格納容器床ドレンサンプ導入管	A	○	－	
					格納容器床ドレンサンプスリット　～　格納容器床ドレン配管分岐点	A	○	－	
					格納容器床ドレン配管分岐点　～　原子炉格納容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器　～　弁G13-F129	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁G13-F129　～　原子炉棟床ドレンサンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉棟床ドレンサンプポンプ　～　床ドレン収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タービン建屋床ドレンサンプポンプ　～　床ドレン収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理棟床ドレンサンプポンプ　～　床ドレン収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレン収集タンク　～　床ドレン収集ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレン収集ポンプ　～　床ドレン収集ポンプ吐出管合流点	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					床ドレン収集ポンプ吐出管分岐点　～　廃液収集ポンプ吐出管合流点	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					床ドレン収集ポンプ吐出管合流点　～　床ドレンサンプルタンク	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					床ドレンサンプルタンク　～　床ドレンサンプルポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系	床ドレン処理系	主配管	床ドレンサンプルポンプ　～　廃液中和タンク入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンサンプルポンプ出口分岐点（床ドレン収集タンク戻り）　～　床ドレン収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋床ドレンサンプポンプ A　～　床ドレン収集タンク入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋床ドレンサンプポンプ B　～　廃棄物処理建屋床ドレンサンプポンプ A 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			再生廃液処理系	熱交換器	廃液濃縮器加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				容器	廃液中和タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	廃液濃縮器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ A　～　廃液中和タンク入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ B　～　廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ A 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理棟高電導度ドレンサンプポンプ　～　廃液中和タンク入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液中和タンク入口管　～　廃液中和タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液中和タンク　～　廃液濃縮器供給ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器供給ポンプ　～　弁 G13-F1612A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 G13-F1612A　～　廃液濃縮器循環ポンプ A 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 G13-F1612B　～　廃液濃縮器循環ポンプ B 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器 A　～　廃液濃縮器循環ポンプ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器 B　～　廃液濃縮器循環ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器循環ポンプ A　～　廃液濃縮器加熱器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器循環ポンプ B　～　廃液濃縮器加熱器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器加熱器 A　～　廃液濃縮器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器加熱器 B　～　廃液濃縮器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器 A　～　廃液濃縮器復水器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器 B　～　廃液濃縮器復水器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器復水器 A　～　凝縮水収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器復水器 B　～　凝縮水収集タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液濃縮器循環ポンプ　～　濃縮廃液貯蔵タンクヘッダ合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					濃縮廃液貯蔵タンクヘッダ　～　濃縮廃液貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		固体廃棄物処理系	固体廃棄物処理系	熱交換器	蒸気加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					タンクベント冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ポンプ	廃液中和スラッジ受ポンプ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					ミキサー洗浄ポンプ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
				容器	廃液フィルタ逆洗水受タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンフィルタ逆洗水受タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器逆洗水受タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液スラッジ貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	固体廃棄物処理系	容器	床ドレンスラッジ貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					濃縮廃液貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液中和スラッジ受タンク	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					濃縮廃液計量タンク	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					ミキサー洗浄タンク B	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					バッチタンク	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					スラッジ計量ホッパー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					チャージホッパー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					苛性溶液タンク	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					セメントサイロ	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					セメント計量ホッパー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
				主配管	廃液フィルタ逆洗水受タンク　～　廃液フィルタ逆洗水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液フィルタ逆洗水ポンプ　～　廃液スラッジ貯蔵タンク入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液スラッジ貯蔵タンク入口管　～　廃液スラッジ貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンフィルタ逆洗水受タンク　～　床ドレンフィルタ逆洗水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンフィルタ逆洗水ポンプ　～　床ドレンスラッジ貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器逆洗水受タンク　～　原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器逆洗水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器逆洗水移送ポンプ　～　燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器逆洗水移送配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器逆洗水移送配管合流点　～　使用済粉末樹脂貯蔵タンク入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					フィルタ脱塩器逆洗水受タンク　～　フィルタ脱塩器逆洗水移送ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					フィルタ脱塩器逆洗水移送ポンプ　～　原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器逆洗水移送配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済粉末樹脂貯蔵タンク入口管　～　使用済粉末樹脂貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂貯蔵タンク　～　使用済樹脂ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃液スラッジ貯蔵タンク　～　廃液スラッジポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンスラッジ貯蔵タンク　～　床ドレンスラッジポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済粉末樹脂貯蔵タンク　～　使用済粉末樹脂ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂ポンプ　～　廃液スラッジ貯蔵タンク入口管合流点	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					廃液スラッジポンプ　～　使用済樹脂ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					床ドレンスラッジポンプ　～　使用済樹脂ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済粉末樹脂ポンプ　～　使用済粉末樹脂貯蔵タンク入口管合流点	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					濃縮廃液貯蔵タンク　～　濃縮廃液ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					濃縮廃液ポンプ　～　濃縮廃液ポンプ出口管分岐部	本工事計画にて一部撤去を実施する。			一部撤去対象
					濃縮廃液ポンプ出口管分岐部　～　濃縮廃液計量タンク	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					濃縮廃液計量タンク　～　アウトドラムミキサー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	固体廃棄物処理系	減容・固化設備に係る焼却装置，溶融装置，圧縮装置，アスファルト固化装置，セメント固化装置，ガラス固化装置又はプラスチック固化装置に係る主要機器のうち(1)から(13)までに掲げるもの以外の主要機器	減容機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					遠心分離機	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					スラッジコンベヤー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					アウトドラムミキサー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					セメントコンベヤー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					ドラムコンベヤー	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					ミキサー洗浄タンクA	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
			使用済樹脂移送系	主配管	使用済樹脂貯蔵タンク入口管分岐点　～　使用済樹脂貯蔵タンクB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂貯蔵タンクB入口管分岐点　～　使用済樹脂貯蔵タンクC	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂貯蔵タンクB　～　弁 NR24-F007A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済樹脂貯蔵タンクC　～　弁 NR24-F007B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			濃縮廃液減容固化系	主配管	濃縮廃液ポンプ出口管分岐部　～　濃縮廃液受タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					濃縮廃液受タンク　～　減容固化系移送ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系移送ポンプA　～　減容固化系供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					濃縮廃液受タンク出口管分岐点　～　減容固化系移送ポンプB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系移送ポンプB　～　減容固化系移送ポンプA出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系供給タンク　～　減容固化系乾燥機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系供給タンク出口管分岐点　～　減容固化系循環ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系循環ポンプA　～　減容固化系供給タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系循環ポンプA入口管分岐点　～　減容固化系循環ポンプB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系循環ポンプB　～　減容固化系循環ポンプA出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系乾燥機　～　減容固化系ミストセパレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系ミストセパレータ　～　減容固化系デミスタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系デミスタ　～　減容固化系乾燥機復水器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系乾燥機復水器　～　減容固化系乾燥機排気ブロワ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系乾燥機復水器　～　減容固化系ミストセパレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系ミストセパレータ　～　減容固化系溶解タンク入口集合管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系溶解タンク入口集合管　～　減容固化系溶解タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系溶解タンク　～　廃棄物処理建屋高電導度ドレンサンプポンプ出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系乾燥機　～　減容固化系水分計ホッパ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系水分計ホッパ　～　弁 NR23-F018	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 NR23-F018　～　減容固化系造粒機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系造粒機　～　減容固化系トロンメル	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系トロンメル　～　減容固化系ペレットホッパ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系ペレットホッパ　～　減容固化系ペレット充填装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系造粒機　～　減容固化系粒子フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系ペレットホッパ　～　減容固化系粒子フィルタ入口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分		系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体，液体又は固体廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	濃縮廃液減容固化系	主配管	減容固化系トロンメル　～　減容固化系ペレットホッパ出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系粒子フィルタ　～　減容固化系高性能粒子フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系高性能粒子フィルタ　～　減容固化系粒子ブロワ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				減容・固化設備に係る焼却装置，溶融装置，圧縮装置，アスファルト固化装置，セメント固化装置，ガラス固化装置又はプラスチック固化装置に係る主要機器のうち(1)から(13)までに掲げるもの以外の主要機器	減容固化系乾燥機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					減容固化系ミストセパレータ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			雑固体廃棄物焼却設備	容器	廃油タンク（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	廃油タンク　～　廃油バーナ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			雑固体減容処理設備	主配管	高周波溶融炉　～　溶融炉２次燃焼器（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					溶融炉２次燃焼器燃焼室　～　溶融炉２次燃焼器（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					溶融炉２次燃焼器　～　溶融炉排ガス冷却器（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					溶融炉排ガス冷却器　～　空気混合部（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					空気混合部　～　溶融炉セラミックフィルタ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					溶融炉セラミックフィルタ　～　溶融炉排ガスフィルタ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			サイトバンカプール水浄化系	ろ過装置	プール水脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	サイトバンカプール　～　スキマサージタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					スキマサージタンク　～　プール水浄化フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					スキマサージタンク出口管分岐点　～　プール水浄化ポンプA出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					プール水浄化フィルタ　～　サイトバンカプール	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					プール水浄化フィルタ出口管分岐点　～　プール水脱塩器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					プール水脱塩器　～　プール水浄化フィルタ出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		その他	その他（排気筒）	排気筒	主排気筒	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系排気筒	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	堰その他の設備	－	その他（堰）	原子炉格納容器本体外に設置される流体状の放射性廃棄物を内包する容器からの流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止するために施設する堰	キャスク搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サイトバンカトラックエリア出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋機器搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					雑固体ドラム搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ドラム搬入室出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					廃棄物処理建屋出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					焼却設備機器搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					連絡配管路出入口（中廊下（二階））	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					サイトバンカ非常用出入口	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象
					連絡配管路出入口（廃棄物処理棟ハッチ室（二階））	本工事計画にて撤去を実施する。			撤去対象

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-7　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
放射線管理施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「放射線管理施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「放射線管理施設」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「放射線管理施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9 により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【放射線管理施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「放射線管理施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)				「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤），第 49 条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 78 条（重大事故等対処施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　17.　電気設備の設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				○	◎	－	○	2.　プロセスモニタリング設備に関する設計 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び様式－2 をインプットとして，プロセスモニタリング設備として設計が必要な以下の「2.1」，「2.2」の設備について，プロセスモニタリング設備に関する設計を行った。 2.1　原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 (1)　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C） a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C）について，外部電源が使用できない場合においても計測できる装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，既工認及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」並びに添付書類「V-1-10-9　2.2　電力貯蔵装置」において（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，外部電源が使用できない場合においても代替電源設備から給電できる電源構成について，単線結線図として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，単線結線図及び設備図書をインプットとして，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C）が代替電源設備から給電できることを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，装置の構成に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C）について，原子炉格納容器本体内の線量当量率を計測するための装置の構成及び計測範囲に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，放射線を検出し計測値を記録するために必要な装置の構成を，構成図として取りまとめた。また，設計基準事故時及び重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W，S／C）が構成図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，取付箇所を明示した図，設定根拠，装置の構成，計測範囲に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。	・設計資料（放射線管理施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャーは，原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4 の「4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【単線結線図】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】 2.2　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 (1)　フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ，高レンジ） a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出したフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）について，外部電源が使用できない場合においても計測できる装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，既工認及び添付書類「Ⅴ-1-10-9　2.1　非常用発電装置」並びに添付書類「Ⅴ-1-10-9　2.2　電力貯蔵装置」において（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，外部電源が使用できない場合においても常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる電源構成について，電源系統図として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，電源系統図及び設備図書をインプットとして，フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）が常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できることを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，装置の構成に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出したフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）について，格納容器圧力逃がし装置出口の線量当量率を計測するための装置の構成，計測範囲に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，放射線を検出し計測値を記録するために必要な装置		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							の構成を，構成図として取りまとめた。また，重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）が構成図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，取付箇所を明示した図，設定根拠，装置の構成，計測範囲に関する設計結果まとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 電気・制御グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】 (2)　耐圧強化ベント系放射線モニタ a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した耐圧強化ベント系放射線モニタについて，外部電源が使用できない場合においても計測できる装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，既工認及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」並びに添付書類「V-1-10-9　2.2　電力貯蔵装置」において（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，外部電源が使用できない場合においても代替電源設備から給電できる電源構成について，単線結線図として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，単線結線図及び設備図書をインプットとして，耐圧強化ベント系放射線モニタが代替電源設備から給電できることを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，装置の構成に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出した耐圧強化ベント系放射線モニタについて，重大事故等時における放射性物質排出時の排出経路の線量当量率を測定するための装置の構成及び計測範囲に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，放射線を検出し計測値を記録するために必要な装置の構成を，構成図として取りまとめた。また，重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，耐圧強化ベント系放射線モニタが構成図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，取付箇所を明示した図，設定根拠，装置の構成，計測範囲に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，耐圧強化ベント系放射線モニタに関する設計のうち健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 電気・制御グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【単線結線図】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	3.　エリアモニタリング設備に関する設計 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び様式－2 をインプットとして，エリアモニタリング設備として設計が必要な以下の「3.1」，「3.2」の設備について，エリアモニタリング設備に関する設計を行った。 3.1　緊急時対策所の線量当量率を計測する装置 (1)　緊急時対策所エリアモニタ a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出した緊急時対策所エリアモニタについて，放射線を検出し計	・設計資料（放射線管理施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							測値を記録するために必要な装置の構成及び計測範囲に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，放射線を検出し計測値を記録するために必要な装置の構成を，構成図として取りまとめた。また，重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，緊急時対策所エリアモニタが構成図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，取付箇所を明示した図，設定根拠，装置の構成，計測範囲に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，緊急時対策所付近の線量当量率を計測する装置に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】 3.2　使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 (1)　原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール） a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）について，外部電源が使用できない場合においても計測できる装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，既工認及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」において（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，外部電源が使用できない場合においても非常用所内電気設備から給電できる電源構成について，電源系統図として取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャーは，電源系統図及び設備図書をインプットとして，原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）が非常用所内電源から給電できることを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，装置の構成に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】 (2)　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ，高レンジ） a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）について，使用済燃料プールエリアの線量当量率の計測に関する設計として，外部電源が使用できない場合においても計測できる装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，既工認及び添付書類「Ⅴ-1-10-9　2.1　非常用発電装置」，「2.2　電力貯蔵装置」及び「2.3　無停電電源装置」において（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，外部電源が使用できない場合においても常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる電源構成について，電源系統図として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，電源系統図及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）が常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できることを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，装置の構成に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）について，放射線を検出し計測値を記録		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									するために必要な装置の構成及び計測範囲に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，放射線を検出し計測値を記録するために必要な装置の構成を，構成図として取りまとめた。また，重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ，高レンジ）が構成図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，取付箇所を明示した図，設定根拠，装置の構成，計測範囲に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 電気・制御グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	4.　固定式周辺モニタリング設備に関する設計 (1)　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出したモニタリング・ポスト（東海第二発電所設備，東海，東海第二発電所共用）について，設備の共用，データ伝送系は多様性を有すること，電源は非常用所内電気設備，専用の無停電電源装置，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電するための装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，既工認及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」において（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，データ伝送系は多様性を有する伝送，無停電電源装置からの給電，重大事故等時における常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に必要な装置の構成を，構成図として取りまとめた。	・設計資料（放射線管理施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，構成図，設備図書及び既工認をインプットとして，モニタリング・ポスト（東海第二発電所設備，東海，東海第二発電所共用）が構成図でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，装置の構成に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，発電所及びその周辺における放射線量を測定する固定式周辺モニタリング設備に関する設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 【要目表】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	5.　移動式周辺モニタリング設備に関する設計 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び様式－2 をインプットとして移動式周辺モニタリング設備として設計が必要な以下の(1)，(2)の設備について，移動式周辺モニタリング設備に関する設計を行った。 (1)　可搬型モニタリング・ポスト a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出した可搬型モニタリング・ポストについて，放射線量を測定するための装置の構成及び重大事故等時における放射線量を測定するための計測範囲に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，放射線を検出するために必要な装置の構成を，構成図として取りまとめた。また，重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，可搬型モニタリング・ポストが構成図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，設定根拠，取付箇所を明示した図，装置の構成，計測範囲に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。	・設計資料（放射線管理施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射線量及び放射性物質の濃度を測定する移動式周辺モニタリング設備に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】 (2)　可搬型放射線計測装置 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出したサーベイ・メータ等の移動式周辺モニタリング設備について，重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射線量及び放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定に関する設計（装置の構成，計測範囲）を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，放射線を検出するために必要な装置の構成を構成図として取りまとめた。また，重大事故等時に求められる計測範囲を明確にし，計測範囲の考え方として表にまとめた。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，構成図，計測範囲の考え方をまとめた表及び設備図書をインプットとして，サーベイ・メータ等の移動式周辺モニタリング設備が構造図及び表でまとめた考え方を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，これらの結果を設備仕様，設定根拠，取付箇所を明示した図，装置の構成，計測範囲に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出した小型船舶について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，小型船舶については，発電所の周辺海域における移動方法として，海上モニタリングに使用できる設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャー及び放射線・化学管理グループマネージャーは，取りまとめた設計結果をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射線量及び放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定ができる設備並びに発電所の周辺海域における海上モニタリングができる設備に関する設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面】【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】【管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	6.　放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録の保存に関する設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した設計基準対象施設等の計測結果について，記録の保存が必要な計測装置の計測結果を表示，記録，保存に関する設計（装置の構成）及び重大事故等対処設備の計測結果を表示，記録，保存に関する設計（装置の構成）を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録，保存に関する設計を，詳細設計方針（装置の構成）にまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針（装置の構成）及び設備図書をインプットとして，計測装置が詳細設計方針（装置の構成）を満たすことを確認した。 保守総括グループマネージャーは，これらの結果を装置の構成に関する設計結果に取りまとめレビューし，承認した。 【放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書】	・設計資料（放射線管理施設）	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	7.　重大事故等時の気象観測に関する設計 (1)　設備仕様に係る設計 放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出した可搬型気象観測設備について，風向，風速その他気象条件を測定するための装置の構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。	・設計資料（放射線管理施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，風向，風速その他気象条件を測定するための装置の構成及び配置に関する設計を実施し，構造図，計測範囲，仕様及び取付箇所を明示した図面に関する設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，重大事故等時の風向，風速その他気象条件を測定することができる設備に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【環境測定装置の取付箇所を明示した図面】【構造図】		
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	8.　出入管理設備に関する設計 放射線・化学管理グループマネージャーは，重大事故等時の中央制御室及び緊急時対策所への汚染持ち込みの防止についての設備構成に関する設計を以下に示すとおり実施した。 放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，重大事故等時の中央制御室及び緊急時対策所への汚染の持ち込みの防止に関する設備構成に関する設計として，汚染の持ち込みを防止するためのチェンジングエリアの設置場所及び配置を詳細設計方針にまとめた。 放射線・化学管理グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，出入管理設備が詳細設計方針を満たすことを確認した。 放射線・化学管理グループマネージャーは，これらの結果を出入管理設備の詳細設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書】	・設計資料（放射線管理施設）	
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	9.　可搬型放射能測定装置及び環境試料分析装置に関する設計 放射線・化学管理グループマネージャーは，様式－2 で抽出したサーベイ・メータ等の可搬型放射能測定装置について，放射性物質の濃度を測定するための環境試料の種類（空気中，水中，土壌中）を踏まえた使用する装置の種類の選定，測定方法及び保管に関する設計を以下に示すとおり実施した。 放射線・化学管理グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，使用する装置に関する構成，計測範囲に関する設計を「5.（2）　可搬型放射線計測	・設計資料（放射線管理施設）	

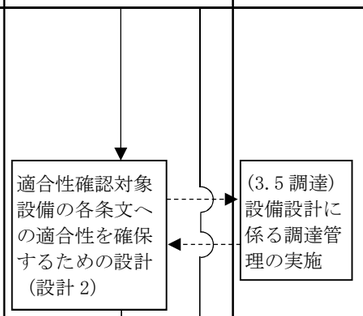
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									装置」に示すとおり実施し，環境試料を踏まえた放射性物質の濃度を測定するための装置の種類の選定，測定方法及び装置の保管について詳細設計方針にまとめた。 放射線・化学管理グループマネージャーは，詳細設計方針及び設備図書をインプットとして，可搬型放射能測定装置及び環境試料分析装置が詳細設計方針を満たすことを確認した。 放射線・化学管理グループマネージャーは，これらの結果を可搬型放射能測定装置及び環境試料分析装置の詳細設計結果にまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び様式－2 をインプットとして中央制御室及び緊急時対策所として設計が必要な以下の(1)，(2)の設備について，中央制御室及び緊急時対策所に関する設計を実施した。 (1)　中央制御室 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，中央制御室の居住性に関する設計として，以下の「a.」～「d.」に示すとおり実施した。 a.　居住性を確保するための防護措置の決定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-5　9.(2)c.　居住性の確保」に示す各設備の詳細設計方針をインプットとして，居住性を確保するための防護措置を決定した。 b.　居住性の確保に関する設備設計 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，居住性の確保に関する設備設計について，以下の「(a)」～「(e)」に示すとおり実施した。 (a)　換気設備 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，中央制御室の居住性を確保するための換気設備に必要な設計を以下に示すとおり実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（放射線管理施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					イ．　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，様式－2 で抽出した中央制御室換気設備に関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，中央制御室換気設備の系統構成を明確にしたうえで，設備仕様，設定根拠，系統図，構造図及び配置図に取りまとめ，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「a.　居住性を確保するための防護措置の決定」の結果及び業務報告書をインプットとして，中央制御室換気設備に関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，中央制御室の居住性を確保するための換気設備に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 ロ．　各機器固有の設計 （イ）　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 （ロ）　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 （ハ）　電源供給に関する設計 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，基本設計方針及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置」において（発電管理室）電気・		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						制御グループマネージャーが実施した設計結果をインプットとして，中央制御室の換気設備の電源について，非常用電源設備からの給電に加えて常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車からの給電が可能な設計であることを確認した。 (b)　生体遮蔽装置 （発電管理室）環境保安グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，中央制御室の居住性を確保するための生体遮蔽装置に必要な設計を以下に示すとおり実施した。 イ．　設備仕様に係る設計 （発電管理室）環境保安グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，生体遮蔽装置に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した生体遮蔽装置について，基本設計方針，「a. 居住性を確保するための防護措置の決定」の結果，既工認及び設備図書をインプットとして，中央制御室の生体遮蔽装置の仕様を整理し，これらの結果をアウトプットとして設備仕様，構造図及び配置図に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，中央制御室の居住性を確保するための生体遮蔽装置に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 ロ．　各機器固有の設計 （イ）　耐震評価 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (c)　照明 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，可搬型照明（ＳＡ）に係る設計を添付書類「V-1-10-5　9.(2)c.(c)　照明」で実施した。 (d)　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計に係る設計を添付書類「V-1-10-5　9.(2)c.(d)　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計」で実施した。 (e)　中央制御室チェンジングエリア 放射線・化学管理グループマネージャーは，チェンジングエリアに係る設計を「8.　出入管理設備に関する設計」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					c.　居住性に関する評価 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「b.　居住性の確保に関する設備設計」を踏まえた居住性に関する評価として，以下の「(a)　被ばく評価並びに放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価」及び「(b)　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価」に示すとおり実施した。 (a)　被ばく評価並びに放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価並びに生体遮蔽装置の放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価に関する解析を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，設計基準事故時については「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき，重大事故等時については設計基準事故時の手法を参考とし，換気設備及び生体遮蔽装置の設備に関する情報を踏まえた解析条件を設定し，解析を行うよう要求した。 供給者は，（発電管理室）環境保安グループマネージャーからの要求を受けて，当社から供給者に提供した解析に必要な情報（発電所で収集している当社が所有する気象データ，試験結果を踏まえ設定した中央制御室内への空気流入率，運転員の交代要員体制及びマスクの着用並びに評価点の位置及び滞在時間）及び供給者が所有する適用可能な図書をインプット情報として整理し，解析条件として表に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者と協議のうえ，インプット情報を基に以下の「イ．　被ばく評価方針及び放射線の遮蔽評価方針」及び「ロ．　熱除去の評価方針」に示すとおり評価方針を定めた。 イ．　被ばく評価方針及び放射線の遮蔽評価方針 （イ）　評価事象の選定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価手法（内規）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び評価の基準に関する規則の解釈」をインプットとして，評価事象の選定に関する方針を定めた。 （ロ）　被ばく経路の選定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価手法（内規），試験結果を踏まえ設定した中央制御室内への空気流入率及び運転員の交代要員体制をインプットとして，中央制御室内及び入退域時の被ばく経路の選定に関する方針を定めた。 （ハ）　原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量並びに原子炉格納容器内の線源強度の計算		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価手法（内規）をインプットとして，原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量並びに原子炉格納容器内の線源強度の計算に関する方針を定めた。 （ニ）　大気拡散の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，発電所で収集している当社が所有する気象データ，運転員の入退域の経路及び評価点の位置をインプットとして，大気拡散の計算に関する方針を定めた。 （ホ）　実効線量の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，運転員の交代要員体制並びに評価点の位置及び滞在時間をインプットとして，被ばく経路ごとの実効線量の計算に関する方針を定めた。 ロ．　熱除去の評価方針 （イ）　遮蔽体の評価点の設定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，配置図をインプットとして，遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所を評価点と設定するよう方針を定めた。 （ロ）　放射線の入射線量の設定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「イ．　被ばく評価方針及び放射線の遮蔽評価方針」と同様の計算方法により放射線の入射線量を設定するよう方針を定めた。 （ハ）　遮蔽体の発熱量及び温度上昇の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「（ロ）　放射線の入射線量の設定」により設定した放射線の入射線量をインプットとして，遮蔽体の発熱量及び温度上昇を計算するよう方針を定めた。 供給者は，表に取りまとめた解析条件及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーが定めた評価方針をインプットとして，被ばく評価並びに放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価に関する解析を実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者が表に取りまとめた解析条件及び解析について，調達文書に従って実施されているとともに，評価方針を満たしていることを確認した。 供給者は，解析条件及び解析結果を取りまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(b)　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，基本設計方針及び公的規格を踏まえて，評価方針，換気設備に関する情報及び運用に関する情報といった解析に必要な情報を供給者に提供し，供給者に対し，解析条件を設定し，解析を行うよう要求した。 供給者は，（発電管理室）環境保安グループマネージャーからの要求を受けて，当社から供給者に提供した解析に必要な情報をインプットとして，当社と協議のうえ，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算し，評価方針を満たしていることを確認した。 供給者は，解析条件及び解析結果を取りまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 d.　設備仕様の確定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，中央制御室の換気設備及び生体遮蔽装置について「c.　居住性に関する評価」の結果をインプットとして，居住性を確保できる設計であることを確認し，「b.　居住性の確保に関する設備設計」の仕様等を設備仕様として確定した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，「a.」～「d.」の結果をインプットとして，居住性を確保できる設計であることを確認し，居住性に関する設計結果にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【構造図】【系統図】【中央制御室の居住性に関する説明書】【生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	(2)　緊急時対策所 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，緊急時対策所の居住性に関する設計として，以下の「a.」～「c.」に示すとおり実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（放射線管理施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5調達）設備設計に係る調達管理の実施					a.　居住性の確保に関する換気設備及び生体遮蔽装置に係る設計 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，居住性の確保に関する換気設備及び生体遮蔽装置に係る設計について，以下の「(a)　換気設備」，「(b)　生体遮蔽装置」に示すとおり実施した。 (a)　換気設備 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，緊急時対策所の居住性を確保するための換気設備に必要な設計を，以下に示すとおり実施した。 イ．　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，様式－2で抽出した緊急時対策所換気設備に関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した基本設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，緊急時対策所換気設備の系統構成を明確にしたうえで，設備仕様，設定根拠，系統図，構造図及び配置図に取りまとめ，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針，添付書類「V-1-10-16　3.(1)　居住性の確保に関する設計」における防護措置，添付書類「V-1-10-16　2.(1)　設置場所等に関する設計」における設計結果及び業務報告書をインプットとして，緊急時対策所換気設備に関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，緊急時対策所の居住性を確保するための換気設備に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。		

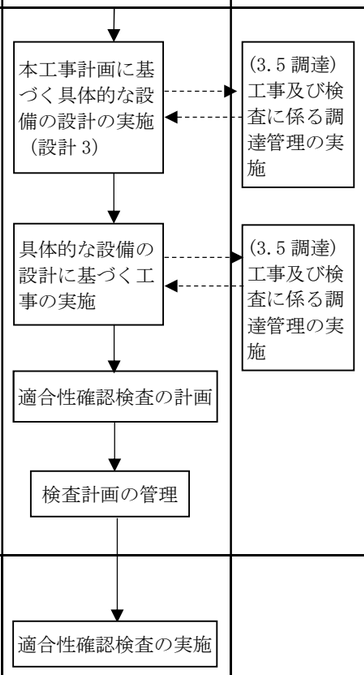
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					ロ．　各機器固有の設計 （イ）　耐震評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 （ロ）　強度評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 (b)　生体遮蔽装置 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，緊急時対策所の居住性を確保するための生体遮蔽装置に必要な設計を，以下に示すとおり実施した。 イ．　設備仕様に係る設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，様式－2 で抽出した緊急時対策所の生体遮蔽装置について，基本設計方針，添付書類「V-1-10-16　3.(1)　居住性の確保に関する設計」における防護措置をインプットとして，様式－2 で抽出した生体遮蔽装置の遮蔽設計方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，様式－2 で抽出した緊急時対策所遮蔽に関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）環境保安グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した遮蔽設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，設備仕様及び構造図に取りまとめ，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，遮蔽設計方針，添付書類「V-1-10-16　3.(1)　居住性の確保に関する設計」における防護措置及び業務報告書をインプットとして，緊急時対策所遮蔽に関する設計が遮蔽設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，緊急時対策所の居住性を確保するための生体遮蔽装置に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 ロ.　各機器固有の設計 （イ）　耐震評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価を添付書類「V-1-10-16　3.(1)c.　居住性に関する評価」で実施した。 c.　設備仕様の確定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，緊急時対策所の換気設備及び生体遮蔽装置について，添付書類「V-1-10-16　3.(1)　居住性の確保に関する設計」の結果をアウトプットとして，居住性を確保できる設計であることを確認し，「a.　居住性の確保に関する換気設備及び生体遮蔽装置に係る設計」の仕様等を設備仕様として確定した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，緊急時対策所の居住性に関する設計について，基本設計方針，遮蔽設計方針及び設備図書をインプットとして，「a.」～「c.」に係る設計結果にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【構造図】【系統図】【機器の配置を明示した図面】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【緊急時対策所の機能に関する説明書】【緊急時対策所の居住性に関する説明書】【生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	○	○	○	11.　中央制御室待避室に関する設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出されるプルームによる運転員の被ばくを低減するために設置する中央制御室待避室に必要な設計を以下のとおり実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（放射線管理施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					(1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，様式－2 で抽出した中央制御室待避室に関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，中央制御室待避室の系統構成を明確にしたうえで，設備仕様，設定根拠，系統図，構造図及び配置図に取りまとめ，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，中央制御室待避室の設計結果及び業務報告書をインプットとして，中央制御室待避室に関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，炉心の著しい損傷後の運転員の被ばくを低減するために必要な，様式－2 で抽出した中央制御室遮蔽（待避室）について，基本設計方針，設備図書をインプットとして，中央制御室遮蔽（待避室）の仕様等を整理し，アウトプットとして，設備仕様，構造図及び配置図に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，中央制御室待避室が正圧を確保できていることを把握するために必要な，様式－2 で抽出した中央制御室待避室差圧計について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，中央制御室待避室差圧計の計測範囲及び個数を整理し，アウトプットとして，中央制御室の居住性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，中央制御室待避室に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								(2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【構造図】【機器の配置を明示した図面】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施		◎	○	○	○	12.　第二弁操作室に関する設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔人力操作機構の操作場所の放射線防護に必要な第二弁操作室に必要な設計を以下のとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，様式－2で抽出した第二弁操作室に関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提出した基本設計方針，既工認，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，第二弁操作室の系統構成を明確にしたうえで，設備仕様，設定根拠，系統図，構造図及び配置図に取りまとめ，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，第二弁操作室の設計結果及び業務報告書をインプットとして，第二弁操作室に関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，第二弁操作室に必要な設計のうち健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（放射線管理施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【構造図】【系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（放射線管理施設）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子力炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4			○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。		
工事及び検査	3.4.5 3.6.2			－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

--------▶　：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射線管理施設	放射線管理用計測装置	－*	プロセスモニタリング設備	主蒸気管中の放射性物質濃度を計測する装置	主蒸気管放射線モニタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	A	○	－	
					格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	A	○	－	
				放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を計測する装置	排ガス放射線モニタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					排ガス線形放射線モニタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					主排気筒放射線モニタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系排気筒放射線モニタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	A	○	－	
					フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	A	○	－	
					耐圧強化ベント系放射線モニタ	A	○	－	
			エリアモニタリング設備	緊急時対策所の線量当量率を計測する装置	緊急時対策所エリアモニタ	C	－	○	
				使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	A	○	－	
					使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	A	○	－	
			固定式周辺モニタリング設備	－	モニタリング・ポスト（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			移動式周辺モニタリング設備	－	可搬型モニタリング・ポスト	C	－	○	
					β線サーベイ・メータ	C	－	○	
					ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	C	－	○	
					ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	C	－	○	
					電離箱サーベイ・メータ	C	－	○	
	換気設備	中央制御室換気系	主配管	－	中央制御室　～　中央制御室換気系フィルタ系ファン	A	○	－	
					中央制御室換気系フィルタ系ファン　～　中央制御室換気系空気調和機ファン	A	○	－	
					中央制御室換気系空気調和機ファン　～　中央制御室	A	○	－	
			送風機	－	中央制御室換気系空気調和機ファン	A	○	－	
			排風機	－	中央制御室換気系フィルタ系ファン	A	○	－	
			フィルター	－	中央制御室換気系フィルタユニット	A	○	－	
		中央制御室待避室	容器	－	中央制御室待避室空気ボンベ	C	－	○	
			主配管	－	中央制御室待避室空気ボンベ　～　１次減圧弁	A	○	－	
					１次減圧弁　～　中央制御室待避室	A	○	－	
		緊急時対策所換気系	容器	－	緊急時対策所加圧設備（東海，東海第二発電所共用）	C	－	○	
			主配管	－	給気口　～　緊急時対策所非常用フィルタ装置（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					緊急時対策所非常用フィルタ装置　～　緊急時対策所非常用送風機（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					緊急時対策所非常用送風機　～　建屋空調機械室，非常用換気設備室及び緊急時対策所（災害対策本部）（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					建屋空調機械室　～　給気ダクト分岐部その１（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射線管理施設	換気設備	緊急時対策所換気系	主配管	―	給気ダクト分岐部その１　～　３階電気品室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その２　～　３階廊下（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その３　～　非常用換気設備室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その４　～　125V 蓄電池室及び 125V 充電器室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その５　～　排煙機械室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 6　～　災害対策本部冷凍機室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 7　～　災害対策本部冷凍機室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 8　～　給気ダクト合流部その１及び災害対策本部空調機械室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト合流部その 1　～　給気ダクト分岐部その 9（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 9　～　災害対策本部空調機械室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト合流部その 1　～　食料庫，緊急時対策所（宿泊・休憩室）及び緊急時対策所（災害対策本部）（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 10　～　２階電気品室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 11　～　除染室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 12　～　ハロン消火設備室及び試料分析エリア（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 13　～　CO_2 消火設備室及び１階廊下(3)（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 14　～　放管資機材保管室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 15　～　１階倉庫及び空気ボンベ室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 16　～　１階廊下(2)（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 17　～　通信機械室及び２階廊下(1)（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 18　～　チェンジングエリア（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					給気ダクト分岐部その 19　～　１階廊下(1)（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					１階倉庫　～　空気ボンベ室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					試料分析エリア　～　試料分析室（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					２階電気品室　～　24V 蓄電池室 2A（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					２階電気品室　～　24V 蓄電池室 2B（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					空気ボンベ室　～　還気ダクト合流部その１（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					ハロン消火設備室及び 1 階廊下(3)　～　還気ダクト合流部その２（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					CO_2 消火設備室　～　還気ダクト合流部その３（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					通信機械室，２階廊下(1)及び１階廊下(2)　～　還気ダクト合流部その４（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					１階廊下(1)　～　還気ダクト合流部その５（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	
					２階電気品室　～　還気ダクト合流部その６（東海，東海第二発電所共用）	A	○	―	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射線管理施設	換気設備	緊急時対策所換気系	主配管	－	緊急時対策所（災害対策本部）　～　還気ダクト合流部その 17 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					食料庫及び緊急時対策所（宿泊・休憩室）　～　還気ダクト合流部その 8 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					災害対策本部空調機械室　～　還気ダクト合流部その 7 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					還気ダクト合流部その 7　～　還気ダクト合流部その 17 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					還気ダクト合流部その 17　～　還気ダクト合流部その 9 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					3 階電気品室　～　還気ダクト合流部その 10 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					還気ダクト合流部その 10　～　建屋空調機械室 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					非常用換気設備室　～　還気ダクト合流部その 11 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					非常用換気設備室　～　還気ダクト合流部その 12 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					災害対策本部冷凍機室及び 125V 充電器室　～　還気ダクト合流部その 13 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					3 階電気品室　～　還気ダクト合流部その 14 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					排煙機械室及び 3 階廊下　～　還気ダクト合流部その 15 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					排気ダクト合流部その 1　～　還気ダクト合流部その 16 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					チェンジングエリア　～　排気ダクト合流部その 2 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					除染室　～　排気ダクト合流部その 3 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					放管資機材保管室及び試料分析室　～　排気ダクト合流部その 4 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					24V 蓄電池室 2B　～　排気ダクト合流部その 5 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					24V 蓄電池室 2A　～　排気ダクト合流部その 6 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					125V 蓄電池室　～　重力式差圧制御ダンパ （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					重力式差圧制御ダンパ　～　排気口 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					緊急時対策所（災害対策本部）　～　２階電気品室 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					非常用換気設備室　～　緊急時対策所非常用フィルタ装置出口配管 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					緊急時対策所加圧設備　～　緊急時対策所（災害対策本部） （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
			送風機	－	緊急時対策所非常用送風機 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
			フィルター	－	緊急時対策所非常用フィルタ装置 （東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
		第二弁操作室	容器	－	第二弁操作室空気ボンベ	C	－	○	
			主配管	－	第二弁操作室空気ボンベ　～　１次減圧弁	A	○	－	
					１次減圧弁　～　第二弁操作室	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
放射線管理施設	生体遮蔽装置	－	－	－	原子炉遮蔽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	二次遮蔽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	中央制御室遮蔽	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	中央制御室遮蔽（待避室）	A	○	－	
			－	－	緊急時対策所遮蔽	A	○	－	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-8　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
原子炉格納施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「原子炉格納施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「原子炉格納施設」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「原子炉格納施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

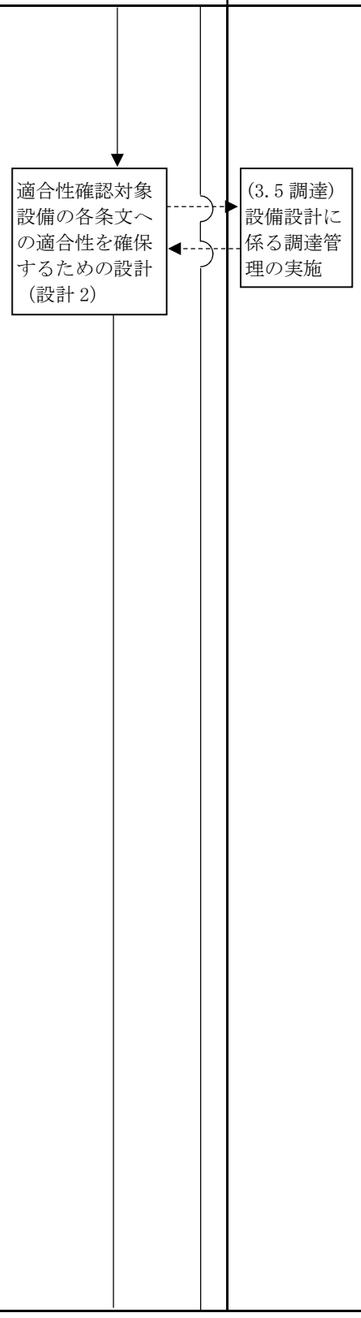
また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【原子炉格納施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「原子炉格納施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤），第 49 条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 57 条（安全弁等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　15.　安全弁等の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 78 条（重大事故等対処施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　17.　電気設備の設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	2.　原子炉格納施設の兼用する設計 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納施設の設備設計に当たって，「2.3　兼用する機能の確認」から「2.5　兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計」により施設・設備区分を整理し，兼用する機能を確認したうえで，原子炉格納施設の設備設計を「2.4　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計」で実施した。 2.1　機能に係る設計条件の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可時の設計結果及び設備図書をインプットとして，原子炉格納施設の機能に係る詳細な設計条件を原子炉格納施設の設計条件として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計条件をインプットとして，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】 2.2　機能単位の系統の明確化 保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「系統構成の明確化」に従い，様式－2，設置変更許可申請書，基本設計方針及び原子炉格納施設の設計条件をインプットとして，原子炉格納施設で設計を行う設備について，系統構成をそれぞれ明確にし，その結果をアウトプットとして設備ごとに必要な機能単位の系統図に取りまとめた。 2.3　兼用する機能の確認 保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　図 3-6　主要な設備の設計」の「兼用する機能の確認」に従い，様式－5 をインプットとして，原子炉格納施設が主登録となる機器及び重大事故等時に原子炉格納施設として使用する非常用ガス処理系排気筒について兼用する施設・設備区分及び関連する技術基準規則の条番号を確認したうえで，様式－2 及び様式－5 をインプットとして，関係する技術基準規則の条文及び兼用する機能を確認し，その結果をアウトプットとして機器ごとに必要な設定根拠の「（概要）」部分に取りまとめた。 2.4　機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 保守総括グループマネージャーは，複数の機能を兼用する機器を含む以下の系統又は設備について，2.5 及び 2.6 に示すとおり設計を実施した。 ①　原子炉格納容器 ②　原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部 ③　原子炉格納容器安全設備 ・格納容器スプレイヘッダ ・原子炉建屋放水設備 ④　放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備 ・原子炉建屋ガス処理系 ⑤　原子炉格納容器調気設備	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	

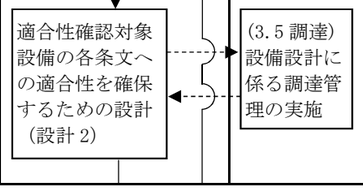
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							・不活性ガス系 ⑥　圧力逃がし装置 ・格納容器圧力逃がし装置 ⑦　汚濁防止膜（可搬型） ⑧　原子炉建屋 2.5　兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，機能を兼用する機器を含む設備のうち，調達にて設計が必要な機器の仕様等に関する設計の実施を要求した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャー又は供給者は，添付書類「V-1-10-1　図3-6　主要な設備の設計」の「機器の仕様等に関する設計」に従い，「2.2　機能単位の系統の明確化」で取りまとめた「機能単位の系統図」，「2.3　兼用する機能の確認」で取りまとめた設定根拠の「（概要）」部分，原子炉格納施設の設計条件及び設備図書等をインプットとして，原子炉格納施設が主登録となる機器について兼用する機能ごとの使用条件を集約したうえで，仕様等に関する設計を実施し，設定根拠に取りまとめた。その結果をもとに，既に設置されている機器及び設置する機器が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして機器ごとに必要な設備仕様，設定根拠，構造図及び配置図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめた結果について，保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーに設定根拠を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして設計結果を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した設計結果を確認した。 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書，基本設計方針及び供給者が提出した設計結果をインプットとして，機能を兼用する機器を含む設備の仕様等を決定するための設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納施設の設備に係る設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【機器の配置を明示した図面】【構造図】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	○	○	○	2.6　各機器固有の設計 (1)　設備共通の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，原子炉格納施設が主登録となる機器の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，原子炉格納施設が主登録となる機器の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 c.　圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計 (a)　基本方針の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計についての基本方針を定めた。 (b)　評価方針の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，行った調達の中で供給者に対し，圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る評価の実施を要求した。 イ.　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針及び「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（以下「内規」という。）が適用可能であることを確認したうえで，これらの資料をインプットとして，圧力低減設備のサプレッション・プールを水源とするポンプの有効吸込水頭に係る評価方針を定めた。 ロ.　サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本方針をインプットとして，圧力低減設備のサプレッション・プールを水源としないポンプの有効吸込水頭に係る評価方針を定めた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(c)　評価対象ポンプの選定 イ．　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の選定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，当社から提供した設置変更許可申請書及び評価方針をインプットとして，サプレッション・プールを水源とする評価対象ポンプを選定した。 ロ．　サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の選定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，当社から提供した設置変更許可申請書及び評価方針をインプットとして，サプレッション・プールを水源としない評価対象ポンプを選定した。 (d)　評価方法の設定 イ．　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方針，評価対象ポンプ，当社から提供した設置変更許可時の設計結果，設備図書，既工認，内規及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方法を定めた。 ロ．　サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の選定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方針，評価対象ポンプ，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，サプレッション・プールを水源としないポンプの評価方法を定めた。 (e)　評価の実施 イ．　サプレッション・プールを水源とするポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の選定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方法，当社から提供した設置変更許可時の設計結果，既工認，内規及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象ポンプのうち，サプレッション・プールを水源とするポンプが評価方針を満たしていることを確認し，圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る評価結果に取りまとめた。 ロ．　サプレッション・プールを水源としないポンプ 供給者は，「(b)　評価方針の選定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，評価方法，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象ポンプのうち，サプレッション・プールを水源としないポンプの有効吸込水頭に係る評価を実施し，圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る評価結果に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(f)　評価内容の確認 供給者は，「(b)　評価方針の設定」で（発電管理室）機械設備グループマネージャーが行った調達の中で，（発電管理室）機械設備グループマネージャーにより基本方針を満たす評価内容となっていることの確認を受け，アウトプットとして圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び業務報告書をインプットとして，圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	(2)　その他各設備固有の設計 a.　原子炉建屋ガス処理系 (a)　原子炉建屋ガス処理系への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，原子炉建屋ガス処理系の電源について，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，詳細設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　格納容器圧力逃がし装置 (a)　排出経路に設置される隔離弁の電動弁への電源供給に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，排出経路に設置される隔離弁の電動弁の電源について，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により中央制御室から操作が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-9 2.1　非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，詳細	・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書】【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	2.7　機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 保守総括グループマネージャー，機械グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.　原子炉格納施設の兼用する設計」で取りまとめた機能単位の系統図，様式－2，様式－5 をインプットとして，機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統構成及び兼用する施設・設備区分を明確にし，原子炉格納施設の系統図に取りまとめレビューし，承認した。 【系統図】	・設計資料（原子炉格納施設）	
設計	3.3.3 (2)				○	◎	○	○	3.　原子炉格納施設の設計 3.1　原子炉格納容器に係る設計 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納容器に係る設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，既工認及び設備図書をインプットとして，設計基準事故時における最高使用温度，最高使用圧力を確認し，その結果をアウトプットとして原子炉格納容器の設計基準事故時における設計条件を取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設置変更許可時の解析結果をインプットとして，重大事故等時の最高使用温度，最高使用圧力を設計条件として設定して設定根拠にまとめ，既に設置されている機器が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠及び原子炉格納容器の重大事故等時における設計条件として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」が適用可能であることを確認したうえで，これらの資料をインプットとして，重大事故等時の最高温度，最高圧力を上回り，かつ，原子炉格納容器の限界温度，限界圧力まで至らない値の中で評価温度及び評価圧力を設定し，重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価に用いる条件として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャーは，原子炉格納容器に係る設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 b.　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 c.　原子炉格納容器隔離弁に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，原子炉格納容器隔離弁に関する詳細な設計条件を，原子炉格納施設の設計条件として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納施設の設計条件及び設備図書をインプットとして，原子炉格納容器隔離弁に係る設計が原子炉格納施設の設計条件を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 d.　重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価 保守総括グループマネージャーは，「(1)　設備仕様に係る設計」で評価を行うこととした原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能について，以下に示すとおり評価を実施した。 (a)　評価方針の設定 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書並びに「(1)　設備仕様に係る設計」で定めた重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価に用いる評価温度及び評価圧力をインプットとして，その環境下における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能を評価するための評価方針を定めた。 (b)　評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因の抽出 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，調達のうち解析について，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，解析業務の調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価の実施を要求した。 供給者は，当社から提供した評価方針，設備図書，重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価に用いる評価温度及び評価圧力並びに供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，放射性物質の閉じ込め機能を評価するための考え方を取りまとめた。 供給者は，その考え方をインプットとして，評価対象機器の抽出を行うとともに，評価対象機器ごとに放射性物質の閉じ込め機能の喪失要因を抽出した。 (c)　評価方法の設定 供給者は，「d. (b)　評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因の抽出」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で，「発電用原子力設備規格　設計・建設規格」，「電気ペネ共研等での試験結果」等が適用可能であることを確認したうえで，これらの資料の評価基準，抽出結果並びに当社から提供した既工認及び設備図書をインプットとして，評価手法を「設計・建設規格等に準拠した評価」，「設計・建設規格の準用等による評価」及び「既往研究又は解析結果等を活用した評価」の３手法に分類し，評価手法ごとに評価対象機器と適用する評価方法を定めて表にまとめた。また，その評価方法をインプットとして評価対象機器ごとに具体的な評価方法を定めた。 (d)　評価の実施 供給者は，「d. (b)　評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因の抽出」で保守総括グループマネージャーが行った調達の中で，「d. (c)　評価方法の設定」で定めた具体的な評価方法，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，評価対象機器ごとに構造健全性評価又は機能維持評価を行うことにより，原子炉格納容器本体，開口部及び貫通部の放射性物質の閉じ込め機能について評価を行い，保守総括グループマネージャーにより評価方針を満たしていることの確認を受け，アウトプットとして原子炉格納施設の設計条件に関する設計結果にまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，評価温度及び評価圧力における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれないことを確認するとともに，重大事故等時に原子炉格納容器限界圧力，限界温度までに至らない設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施		－	◎	○	○	3.2　原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 保守総括グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，様式－2 で抽出した水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　窒素供給装置の設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書及び様式－2 をインプットとして，窒素供給装置の設計を以下に示すとおり実施した。 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように，原子炉格納容器内を不活性化するための設備に関する設計の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，原子炉格納施設の設計条件，設備図書，設置変更許可申請書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，窒素供給装置の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を実施して設定根拠にまとめ，窒素供給装置が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして系統図，設備仕様及び設定根拠に取りまとめた。 供給者は，機器の構造，配置に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして機器の配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，保守総括グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び業務報告書をインプットとして，原子炉格納容器内を不活性化するために必要な窒素供給装置の設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計資料に取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納容器内を不活性化するために必要な可搬型窒素供給装置の設計のうち，健全性に係る「多重性，多様性及び位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-1　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (2)　格納容器圧力逃がし装置による水素排出に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための格納容器圧力逃がし装置による水素排出についての設計を実施し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【要目表】【機器の配置を明示した図面】【系統図】【構造図】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	－	◎	○	○	3.3　原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計 機械グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2で抽出した水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するために必要な静的触媒式水素再結合器及び原子炉建屋ガス処理系の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　静的触媒式水素再結合器の設計 a.　設備仕様に係る設計 機械グループマネージャーは，基本設計方針及び様式－2をインプットとして，静的触媒式水素再結合器の設計を以下に示すとおり実施した。 (a)　静的触媒式水素再結合器の性能 機械グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 機械グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，原子炉建屋等の破損を防止するために必要な水素濃度低減設備である静的触媒式水素再結合器について，静的触媒式水素再結合器に関して実施された実証試験を踏まえた機器の選定に関する設計の実施を要求した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							イ．　性能評価式 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針及び公的機関等が行った実証試験をインプットとして，性能評価式の性能に関する検証結果を確認する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，詳細設計方針，供給者が所有する適用可能な図書及び公的機関が行った実証試験の結果をインプットとして，静的触媒式水素再結合器が詳細設計方針で定めた性能評価式を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 ロ．　環境条件への配慮 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針及び公的機関等が行った実証試験をインプットとして，耐環境性能に関する検証結果を確認する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，詳細設計方針，供給者が所有する適用可能な図書及び公的機関等が行った実証試験の結果をインプットとして，静的触媒式水素再結合器の耐環境性能が，詳細設計方針で定めた耐環境性能を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，これらの結果をインプットとして採用する静的触媒式水素再結合器の型式を基に，アウトプットとして，設備仕様，構造図及び設定根拠に取りまとめた。 供給者は，これらの結果について業務報告書として取りまとめ，当社に提出した。 機械グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，設備仕様，構造図及び設定根拠が基本設計方針を満たしていることを確認したうえで，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (b)　静的触媒式水素再結合器の基数及び配置 機械グループマネージャーは，「3.3(1)a.(a)　静的触媒式水素再結合器の性能」で行った調達の中で供給者に対し，水素濃度低減設備である静的触媒式水素再結合器の基数及び配置に関する設計の実施を要求した。 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設置変更許可申請書及び供給者が所有する適用可能な図書を		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者			
									業務実績又は業務計画	記録等	
									インプットとして，設置変更許可の評価条件を満たす基数及び配置並びに重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響のない配置を詳細設計方針として定め，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，詳細設計方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，静的触媒式水素再結合器の基数及び配置が詳細設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして，配置図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果をインプットとして，保守総括グループマネージャーにより詳細設計方針が基本設計方針を満たしていることの確認を受け，これらの結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 機械グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器の設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，設備図書，設置変更許可申請書，業務報告書及び配置図をインプットとして，原子炉建屋等の破損を防止するための水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器の仕様を決定するための設計が基本設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料にとりまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (c)　静的触媒式水素再結合器の性能確認方法 機械グループマネージャーは，「3.3(1)a.(a)　静的触媒式水素再結合器の性能」で行った調達の中で供給者に対し，原子炉建屋等の破損を防止するために必要な水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器の性能確認方法に関する設計の実施を要求した。 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして静的触媒式水素再結合器の性能を確認するための検査項目と検査方法を定め，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は取りまとめた検査項目と検査方法及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，検査が可能な設計となっていることを確認し，そ		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								の結果をアウトプットとして原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，これらの結果について業務報告書として取りまとめ，当社に提出した。 機械グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，業務報告書を踏まえ，性能確認方法を策定し，その性能確認方法が基本設計方針を満たしていることを確認したうえでその結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (d)　静的触媒式水素再結合器動作監視装置 機械グループマネージャーは，様式－2 で抽出した静的触媒式水素再結合器動作監視装置のシステム構成，温度計取付位置及び計測範囲についての設備設計を以下に示すとおり実施した。 機械グループマネージャーは，「3.3(1)a.　設備仕様に係る設計」で行った調達の中で供給者に対し，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計取付位置，計測範囲及びシステム構成に関する設計の実施を要求した。 イ．　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計取付位置の検討 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針及び公的機関等にて行った実証試験をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計の取付位置を確認する詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，詳細設計方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計取付位置が詳細設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 ロ．　静的触媒式水素再結合器動作監視に必要となる計測範囲の検討 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，水素燃焼の動作監視に必要となる計測範囲を確認し，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果にまとめた。 供給者は，取りまとめた計測範囲及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作時の水素再結合反応による温度の上昇を有意な温度上昇として計測でき，重大事故等時において計測可能な耐環境性を有した熱電対を使用した静的触媒式水素再結合器動作監視		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									装置の詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 ハ.　静的触媒式水素再結合器動作監視装置のシステム構成の設計 供給者は，機械グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，静的触媒式水素再結合器動作監視に必要となる計測範囲及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出器（温度計）から計測結果の中央制御室指示に至るシステムを構成する設備に関する設計を実施し，その結果をアウトプットとして，原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果をインプットとして，機械グループマネージャーにより詳細設計方針が基本設計方針を満たしていることの確認を受け，これらの結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 機械グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作時の水素再結合反応による温度の上昇を有意な温度上昇として検知できる設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する設計結果に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を決定するための設計が基本設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計料をレビューし，承認した。 (e)　静的触媒式水素再結合器動作監視装置への電源給電に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源について，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする詳細設計方針を定め，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び添付書類「V-1-10-92.1　非常用発電装置，2.2　電力貯蔵装置」において実施した設計結果をインプットとして，詳細設計方針を満たしていることを確認し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 機械グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (2)　原子炉建屋ガス処理系による水素排出に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉棟内の水素等を含む気体を排出し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減し，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに，放射性物質を低減するための原子炉建屋ガス処理系の設計を実施し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	3.4　真空破壊装置の設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，真空破壊装置に関する詳細な設計条件を，原子炉格納施設の設計条件として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納施設の設計条件及び設備図書をインプットとして，真空破壊装置に係る設計が原子炉格納施設の設計条件を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】	・設計資料（原子炉格納施設）	
設計	3.3.3 (2)					－	◎	－	○	3.5　原子炉建屋原子炉棟に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，原子炉建屋原子炉棟に関する詳細な設計条件を，原子炉格納施設の設計条件として取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，原子炉格納施設の設計条件及び設備図書をインプットとして，原子炉建屋原子炉棟に係る設計が原子炉格納施設の設計条件を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】	・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)			－	◎	－	○	3.6　機能を兼用する機器を含まない原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 保守総括グループマネージャーは，「2.2　機能単位の系統の明確化，2.3　兼用する機能の確認」で取りまとめた機能単位の系統図をインプットとして，機能を兼用する機器を含まない原子炉格納施設の系統構成を明確にし，その結果をアウトプットとして原子炉格納施設の系統図に取りまとめレビューし，承認した。 【系統図】	・設計資料（原子炉格納施設）	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	4.　その他原子炉格納施設に係る設計 4.1　放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備 保守総括グループマネージャーは，放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計　(1)　多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	○	○	○	4.2　非常用ガス処理系排風機の設計 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，非常用ガス処理系排風機の設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，様式－2 で抽出した非常用ガス処理系排風機について設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計結果に取りまとめ，業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，その結果をアウトプットとして設備仕様，系統図，設定根拠，構造図及び配置図の設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用ガス処理系排風機の設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。	・調達文書 ・設計資料（原子炉格納施設） ・業務報告書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								【要目表】【機器の配置を明示した図面】【系統図】【構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施	◎	◎	○	○	4.3 ブローアウトパネル閉止装置の設計 (1) 設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-1 3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，ブローアウトパネル閉止装置の設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，様式－2 で抽出したブローアウトパネル閉止装置について設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計結果に取りまとめ，業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，ブローアウトパネル閉止装置の電源について，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計であることを設計結果にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，詳細設計方針及び添付書類「Ⅴ-1-10-9 2.1 非常用発電装置」において実施した設計結果をインプットとして，詳細設計方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (2) 各機器固有の設計 a. 耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4 4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】	・調達文書 ・設計資料（原子炉格納施設） ・業務報告書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	◎	○	○	4.4　コリウムシールドの設計 (1)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，コリウムシールドの設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書及び基本設計方針をインプットとして，コリウムシールドの設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計条件に取りまとめ，業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 保守総括グループマネージャーは，業務報告書をインプットとして，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【原子炉格納施設の設計条件に関する説明書】	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	○	○	4.5　原子炉格納容器の電気配線貫通部の設計 (1)　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 保守総括グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，電気配線貫通部の設計の実施を要求した。 供給者は，保守総括グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，高経年評価結果をインプットとして，交換が必要となる電気配線貫通部について設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠及び構造図に取りまとめ，業務報告書として当社に提出した。 保守総括グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 電気・制御グループマネージャーは，保守総括グループマネージャーが確認した業務報告書をインプットとして，設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (2)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（原子炉格納施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								b.　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（原子炉格納施設）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書案の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4) d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	(3.5 調達)工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達)工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめるとともに，レビューし，承認する。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
		適合性確認検査の計画 ↓ 検査計画の管理						検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.3(1) 適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。		
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「Ⅴ-1-10-1 3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

----------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器本体	－*	－	原子炉格納容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		機器搬出入口	－	－	機器搬入用ハッチ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		エアロック	－	－	所員用エアロック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	－	－	X-18A，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-18B，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-17A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-20	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-6	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-8	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-12A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-12B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-12C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-19A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-21	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-2	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-14	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-22	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-31	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-34	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-36	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-3	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-53	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-79	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-80	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-11A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-26	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-47	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-48	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-59	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-4	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-7	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-49	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-63	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	－	－	X-5	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-33	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-46	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-25A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-200A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-23	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-24	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-78	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-201A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-202A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-77	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-203	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-81	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-56	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-52A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-52B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-57	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-58	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-60	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-62	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-107B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-13	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-55	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-76	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-43	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-9A，B，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-10A，B，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-67	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-29A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-29C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-29D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-30	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-38	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-39	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-44A，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-44B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-54C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	－	－	X-54D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-66B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-40	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-41A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-41B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-42	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-54A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-54B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-66A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-87	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-88	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-89	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-90	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-69A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-71A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-71B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-37A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-37B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-64A，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-64B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-70	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-65	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-68	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-82	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-83	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-73	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-74	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-75	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-27A，B，C，D，E，F	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-84A，B，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-85A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-86A，B，C，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-101A	A	○	－	
			－	－	X-101B，C	A	○	－	
			－	－	X-101D	A	○	－	
			－	－	X-100A，C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-103	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	－	－	X-100B，D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-102A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-102B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-104A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-104C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-105A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-104B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-104D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-105B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-105D	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-105C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-106B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-107A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-106A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	X-230	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	原子炉建屋	原子炉建屋原子炉棟	－	－	原子炉建屋原子炉棟	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		機器搬出入口	－	－	原子炉建屋大物搬入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		エアロック	－	－	原子炉建屋エアロック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		原子炉建屋基礎スラブ	－	－	原子炉建屋基礎盤	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	－	－	真空破壊装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	ダイヤフラム・フロア	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	ベント管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			格納容器スプレイヘッダ	主配管	格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダB（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			格納容器スプレイ冷却系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ポンプ	残留熱除去系ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	残留熱除去系ストレーナA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ストレーナB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	E12-F025A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					E12-F025B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	残留熱除去系ストレーナA　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ストレーナB　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サプレッション・チェンバ　～　弁E12-F004A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプA吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	格納容器スプレイ冷却系	主配管	サプレッション・チェンバ　～　弁 E12-F004B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E12-F004B　～　残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプ B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプ A　～　残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプ B　～　残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 A　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
					A 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	A	○	－	
					残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点　～　A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	A	○	－	
					A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点　～　A 系統テスト配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A 系統テスト配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点　～　A 系統原子炉注水管分岐点	A	○	－	
					A 系統原子炉注水管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 B　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
					B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点　～　B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　B 系統テスト配管分岐点	A	○	－	
					B 系統テスト配管分岐点　～　B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点　～　格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）	A	○	－	
					A 系統テスト配管分岐点　～　A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	A	○	－	
					B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-11A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-11B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-25A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-25B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			サプレッション・プール冷却系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	サプレッション・プール冷却系	ポンプ	残留熱除去系ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ろ過装置	残留熱除去系ストレーナA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ストレーナB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	残留熱除去系ストレーナA　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ストレーナB　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サプレッション・チェンバ　～　弁E12-F004A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプA吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サプレッション・チェンバ　～　弁E12-F004B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F004B　～　残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプB吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプA　～　残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプB　～　残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器A　～　A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
					A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	A	○	－	
					残留熱除去系熱交換器A出口管合流点　～　A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	A	○	－	
					A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点　～　A系統テスト配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器B　～　B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
					B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器B出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器B出口管合流点　～　B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　B系統テスト配管分岐点	A	○	－	
					A系統テスト配管分岐点　～　A系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　A系統代替循環冷却系テスト配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A系統代替循環冷却系テスト配管合流点　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統テスト配管分岐点　～　B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点　～　B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	A	○	－	
					B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　B系統低圧注水系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統低圧注水系配管分岐点　～　B系統代替循環冷却系テスト配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統代替循環冷却系テスト配管合流点　～　サプレッション・チェンバ	A	○	－	
					原子炉格納容器配管貫通部X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部X-48	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	サプレッション・プール冷却系	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 X-47	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			ほう酸水注入系	ポンプ	ほう酸水注入ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				容器	ほう酸水貯蔵タンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	C41-F029A,B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	ほう酸水貯蔵タンク　～　ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ほう酸水注入ポンプ　～　弁 C41-F004A,B（連絡配管含む）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 C41-F004A，B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-13	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			代替格納容器スプレイ冷却系	ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
					可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
					可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
				貯蔵槽	代替淡水貯槽	A	○	－	
					西側淡水貯水設備	A	○	－	
				主配管	代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	A	○	－	
					代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点	A	○	－	
				主配管	代替淡水貯槽　～　常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
					常設低圧代替注水系ポンプ　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
					低圧代替注水系配管合流点　～　代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点	A	○	－	
					原子炉建屋東側接続口　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	A	○	－	
					原子炉建屋西側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
					高所西側接続口及び高所東側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
					高所接続口配管合流点　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
					格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダ B（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点　～　代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点	A	○	－	
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点　～　A 系統原子炉注水管分岐点	A	○	－	
					A 系統原子炉注水管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダ A（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点　～　格納容器スプレイヘッダ B(ドライウェル側)	A	○	－	
					原子炉格納容器配管貫通部 X-11A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-11B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					取水用 5m ホース	C	－	○	
					送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
			代替循環冷却系	熱交換器	残留熱除去系熱交換器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	代替循環冷却系	ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	A	○	－	
				ろ過装置	残留熱除去系ストレーナA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ストレーナB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	E12-F025A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					E12-F025B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 A 系分岐点　～　A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	A	○	－	
					代替循環冷却系テスト配管A系分岐点　～　A系統代替循環冷却系テスト配管合流点	A	○	－	
					代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管 B 系分岐点　～　B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	A	○	－	
					代替循環冷却系テスト配管B系分岐点　～　B系統代替循環冷却系テスト配管合流点	A	○	－	
					残留熱除去系ストレーナ A　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ストレーナ B　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サプレッション・チェンバ　～　弁E12-F004A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F004A　～　残留熱除去系ポンプA吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプ A 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サプレッション・チェンバ　～　弁E12-F004B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F004B　～　残留熱除去系ポンプB吸込管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプ B 吸込管合流点　～　残留熱除去系ポンプB	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプA　～　残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 A バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系ポンプB　～　残留熱除去系熱交換器Bバイパス管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点　～　残留熱除去系熱交換器B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器A　～　A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　A系統ドライウェルスプレイ配管分岐点	A	○	－	
					A 系統ドライウェルスプレイ配管分岐点　～　A系統テスト配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A系統テスト配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管A系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 A 系合流点　～　A系統原子炉注水管分岐点	A	○	－	
					A系統原子炉注水管分岐点　～　格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					残留熱除去系熱交換器 B　～　B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
					B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点　～　B系統テスト配管分岐点	A	○	－	
					B系統テスト配管分岐点　～　B系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 B 系合流点　～　格納容器スプレイヘッダB(ドライウェル側)	A	○	－	
					A系統代替循環冷却系テスト配管合流点　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統代替循環冷却系テスト配管合流点　～　サプレッション・チェンバ	A	○	－	
					A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点　～　弁E12-F042A	A	○	－	
					B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点　～　B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	代替循環冷却系	主配管	B系統原子炉停止時冷却系配管分岐点　～　B系統低圧注水系配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					B系統低圧注水系配管分岐点　～　弁E12-F042B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F042A　～　弁E12-F041A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F041A　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F042B　～　弁E12-F041B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁E12-F041B　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　代替循環冷却系ポンプA	A	○	－	
					代替循環冷却系ポンプA　～　代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点	A	○	－	
					代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管A系分岐点　～　代替循環冷却系テスト配管A系分岐点	A	○	－	
					代替循環冷却系テスト配管A系分岐点　～　A系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	A	○	－	
					B系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点　～　代替循環冷却系ポンプB	A	○	－	
					代替循環冷却系ポンプB　～　代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点	A	○	－	
					代替循環冷却系代替格納容器スプレイ配管B系分岐点　～　代替循環冷却系テスト配管B系分岐点	A	○	－	
					代替循環冷却系テスト配管B系分岐点　～　B系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点	A	○	－	
					格納容器スプレイヘッダA（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器スプレイヘッダB（ドライウェル側）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-35	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-32	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-47	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-48	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-12A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-12B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-11A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-11B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			格納容器下部注水系	ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
					可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
					可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
				貯蔵槽	代替淡水貯槽	A	○	－	
					西側淡水貯水設備	A	○	－	
				主配管	格納容器下部注水系配管分岐点　～　格納容器下部注水系配管合流点	A	○	－	
					格納容器下部注水系配管合流点　～　原子炉格納容器貫通部 X-57	A	○	－	
					原子炉格納容器貫通部 X-57　～　格納容器下部注水口	A	○	－	
					代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点　～　格納容器下部注水系配管合流点	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	格納容器下部注水系	主配管	代替淡水貯槽　～　常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
					常設低圧代替注水系ポンプ　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
					低圧代替注水系配管合流点　～　代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点	A	○	－	
					代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点～　格納容器下部注水系配管分岐点	A	○	－	
					高所西側接続口及び高所東側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
					原子炉建屋西側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
					高所接続口配管合流点　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
					原子炉建屋東側接続口　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	A	○	－	
					低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点～　代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点	A	○	－	
					代替格納容器スプレイ冷却系配管 A 系分岐点～　代替燃料プール注水系及び格納容器下部注水系配管分岐点	A	○	－	
					原子炉格納容器配管貫通部 X-57	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					取水用 5m ホース	C	－	○	
					送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
			ペデスタル排水系	貯蔵槽	格納容器床ドレンサンプ	A	○	－	
				主配管	格納容器床ドレン配管分岐点　～　ベント管	A	○	－	
					格納容器機器ドレンサンプ導入管入口　～　格納容器機器ドレンサンプ出口配管分岐点	A	○	－	
					格納容器機器ドレン配管分岐点　～　ベント管	A	○	－	
					格納容器機器ドレンサンプ出口配管分岐点　～　格納容器機器ドレンサンプスリット	A	○	－	
					格納容器機器ドレンサンプスリット　～　格納容器機器ドレン配管分岐点	A	○	－	
					格納容器床ドレンサンプ導入管	A	○	－	
					格納容器床ドレンサンプスリット　～　格納容器床ドレン配管分岐点	A	○	－	
			高圧代替注水系	ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
				ろ過装置	高圧炉心スプレイ系ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	原子炉圧力容器　～　原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉隔離時冷却系主蒸気管分岐点　～　弁 E51-F063	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E51-F063　～　弁 E51-F064	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E51-F064　～　原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点	A	○	－	
					原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点　～　弁 E51-F068	A	○	－	
					弁 E51-F068　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点　～　残留熱除去系原子炉注水管合流点	A	○	－	
					残留熱除去系原子炉注水管合流点　～　弁 E51-F065	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E51-F065　～　弁 E51-F066	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E51-F066　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉隔離時冷却系タービン入口蒸気管分岐点～　常設高圧代替注水系タービン	A	○	－	
					常設高圧代替注水系タービン　～　原子炉隔離時冷却系タービン排気管合流点	A	○	－	
					高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点　～　常設高圧代替注水系ポンプ	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	高圧代替注水系	主配管	常設高圧代替注水系ポンプ　～　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出管合流点	A	○	－	
					高圧炉心スプレイ系ストレーナ　～　サプレッション・チェンバ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					サプレッション・チェンバ　～　高圧炉心スプレイ系ポンプ吸込管分岐点	A	○	－	
					原子炉格納容器配管貫通部 X-2	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-4	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-21	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-31	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			低圧代替注水系	ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
					可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
					可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
				貯蔵槽	代替淡水貯槽	A	○	－	
					西側淡水貯水設備	A	○	－	
				安全弁及び逃がし弁	E12-F025C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					E21-F018	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	代替淡水貯槽　～　常設低圧代替注水系ポンプ	A	○	－	
					常設低圧代替注水系ポンプ　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
					低圧代替注水系配管合流点　～　代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点	A	○	－	
					代替格納容器スプレイ冷却系配管 B 系分岐点　～　格納容器下部注水系配管分岐点	A	○	－	
					格納容器下部注水系配管分岐点　～　代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点	A	○	－	
					代替燃料プール注水系及び低圧代替注水系配管分岐点　～　低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点	A	○	－	
					原子炉建屋西側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
					高所接続口配管合流点　～　低圧代替注水系配管合流点	A	○	－	
					原子炉建屋東側接続口　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点	A	○	－	
					低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管分岐点　～　低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点	A	○	－	
					高所西側接続口及び高所東側接続口　～　高所接続口配管合流点	A	○	－	
					取水用 5m ホース	C	－	○	
					送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
					低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点　～　C 系統低圧注水系配管分岐点	A	○	－	
					C 系統低圧注水系配管分岐点　～　弁 E12-F042C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E12-F042C　～　弁 E12-F041C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E12-F041C　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧代替注水系低圧炉心スプレイ系配管合流点　～　弁 E21-F005	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E21-F005　～　弁 E21-F006	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E21-F006　～　原子炉圧力容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器安全設備	低圧代替注水系	主配管	原子炉格納容器配管貫通部 X-8	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-12C	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉建屋放水設備	ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
				主配管	放水砲用 5m，50m ホース	C	－	○	
					放水砲	C	－	○	
					取水用 5m ホース	C	－	○	
			代替水源供給設備	ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ	C	－	○	
					可搬型代替注水中型ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
				貯蔵槽	代替淡水貯槽	A	○	－	
					西側淡水貯水設備	A	○	－	
				主配管	取水用 5m ホース	C	－	○	
					送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
		放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス再循環系	主要弁	SB2-4A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					SB2-5A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					SB2-7A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					SB2-12A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					SB2-13A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	原子炉建屋空気取入口弁　～　非常用ガス再循環系フィルタトレイン	A	○	－	
					不活性ガス系　～　不活性ガス系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉棟換気系　～　原子炉棟換気系合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス再循環系フィルタトレイン　～　非常用ガス処理系分岐点　～　弁 SB2-12A 及び弁 SB2-13A，B	A	○	－	
				排風機	非常用ガス再循環系排風機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				フィルター	非常用ガス再循環系フィルタトレイン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			原子炉建屋ガス処理系 非常用ガス処理系	主要弁	SB2-9A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					SB2-11A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	非常用ガス処理系分岐点　～　非常用ガス処理系フィルタトレイン	A	○	－	
					非常用ガス処理系フィルタトレインA　～　非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系フィルタトレインB　～　耐圧強化ベント系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					耐圧強化ベント系配管合流点　～　非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					非常用ガス処理系フィルタトレイン出口管合流点　～　非常用ガス処理系排気筒接続部	A	○	－	
				排風機	非常用ガス処理系排風機	A	○	－	
				フィルター	非常用ガス処理系フィルタトレイン	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			可燃性ガス濃度制御系	加熱器	可燃性ガス濃度制御系再結合装置加熱器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				安全弁及び逃がし弁	2-43V-6A，B	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	可燃性ガス濃度制御系	主配管	原子炉格納容器（ドライウェル）　～　再結合装置入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					再結合装置出口　～　原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ブロワ	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				再結合装置	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			主蒸気隔離弁漏えい抑制系	容器	低圧マニホールド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	弁 E32-F002E，F，G，H　～　低圧マニホールド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ベントスタック分岐点 B　～　ベントスタック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 E32-F002A，B，C，D　～　低圧マニホールド	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ベントスタック分岐点 A　～　ベントスタック	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					低圧マニホールド　～　主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワ　～　非常用ガス再循環系空気取入母管	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				ブロワ	主蒸気隔離弁漏えい抑制系ブロワ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			水素濃度抑制系	再結合装置	静的触媒式水素再結合器	A	○	－	
			窒素ガス代替注入系	圧縮機	窒素供給装置	C	－	○	
				主配管	格納容器窒素供給ライン西側接続口及び格納容器窒素供給ライン東側接続口　～　東側接続配管合流点（ドライウェル側）	A	○	－	
					東側接続配管合流点（ドライウェル側）　～　原子炉格納容器	A	○	－	
					格納容器窒素供給ライン西側接続口及び格納容器窒素供給ライン東側接続口　～　東側接続配管合流点（サプレッション・チェンバ側）	A	○	－	
					東側接続配管合流点（サプレッション・チェンバ側）　～　窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
					格納容器窒素供給ライン西側接続口連絡配管	A	○	－	
					フィルタベント配管窒素供給ライン接続口　～　ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
					耐圧強化ベント系配管分岐点　～　格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	A	○	－	
					格納容器圧力逃がし装置配管分岐点　～　フィルタ装置	A	○	－	
					フィルタ装置　～　排気管	A	○	－	
					ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点　～　窒素排気管合流点	A	○	－	
					窒素排気管合流点　～　原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点　～　耐圧強化ベント系配管分岐点	A	○	－	
					窒素ガス代替注入系配管合流点　～　サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点	A	○	－	
					サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点　～　原子炉格納容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-56	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-80	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					窒素供給用 5m ホース	C	－	○	
		原子炉格納容器調気設備	不活性ガス系	主要弁	2-26B-2	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					2-26B-9	A	○	－	
					2-26B-12	A	○	－	
					2-26B-5	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	原子炉格納容器調気設備	不活性ガス系	主要弁	2-26B-6	A	○	－	
					2-26B-10	A	○	－	
					2-26B-7	A	○	－	
					2-26B-1	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					2-26B-8	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					2-26B-13	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					2-26B-14	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				主配管	弁 2-26B-1　～　弁 2-26B-2 及びドライウェルパージライン合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ドライウェルパージライン合流点　～　弁 2-26B-5	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26V-1 及び弁 2-26V-2　～　弁 2-26B-3 及び弁 2-26B-4	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-3，弁 2-26B-4 及び弁 2-26B-5　～　サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-6　～　窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
					窒素ガス代替注入系配管合流点　～　サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点	A	○	－	
					サプレッション・チェンバ側窒素供給配管合流点　～　原子炉格納容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-2　～　ドライウェルメイクアップライン合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ドライウェルメイクアップライン合流点　～　原子炉格納容器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					窒素供給設備　～　弁 2-26B-7 及び弁 2-26B-8	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-7　～　弁 2-26B-6 及び弁 2-26B-9	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-9　～　ドライウェルメイクアップライン合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-8　～　ドライウェルパージライン合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器　～　弁 2-26B-12	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-12　～　ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
					原子炉格納容器　～　弁 2-26B-10	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-10　～　サプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点　～　窒素排気管合流点	A	○	－	
					窒素排気管合流点　～　原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	A	○	－	
					原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点　～　耐圧強化ベント系配管分岐点	A	○	－	
					耐圧強化ベント系配管分岐点　～　弁 2-26B-13	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点　～　弁 2-26B-14	A	○	－	
		圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	容器	フィルタ装置	A	○	－	
				主要弁	SA14-F001A，B	A	○	－	
					2-26B-12	A	○	－	
					2-26B-10	A	○	－	
				圧力開放板	圧力開放板	A	○	－	
				主配管	格納容器圧力逃がし装置配管分岐点　～　フィルタ装置	A	○	－	
					フィルタ装置　～　排気管	A	○	－	
					フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口　～　フィルタ装置	A	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	機器区分			機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
原子炉格納施設	圧力低減設備その他の安全設備	圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	主配管	フィルタ装置　～　移送ポンプ	A	○	－	
					移送ポンプ　～　サプレッション・チェンバ	A	○	－	
					原子炉格納容器　～　弁 2-26B-12	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器　～　弁 2-26B-10	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					弁 2-26B-12　～　ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点	A	○	－	
					弁 2-26B-10　～　サプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ドライウェル側窒素ガス代替注入系配管合流点及びサプレッション・チェンバ側窒素ガス代替注入系配管合流点　～　窒素排気管合流点	A	○	－	
					窒素排気管合流点　～　原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点	A	○	－	
					原子炉棟換気系及び原子炉建屋ガス処理系分岐点　～　耐圧強化ベント系配管分岐点	A	○	－	
					耐圧強化ベント系配管分岐点　～　格納容器圧力逃がし装置配管分岐点	A	○	－	
					原子炉格納容器配管貫通部 X-3	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-77	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原子炉格納容器配管貫通部 X-79	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					格納容器圧力逃がし装置 送水用 20m ホース	C	－	○	
					取水用 5m ホース	C	－	○	
					送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	
				フィルター	フィルタ装置	A	○	－	
			代替水源供給設備	主配管	取水用 5m ホース	C	－	○	
					送水用 5m，10m，50m ホース	C	－	○	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-9　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
非常用電源設備

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「非常用電源設備」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「非常用電源設備」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「非常用電源設備」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【非常用電源設備】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「非常用電源設備」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1 3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1 3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1 3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1 3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)				「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤），第 49 条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										・技術基準規則第 57 条（安全弁等）の適合に必要な設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　15. 安全弁等の設計」で実施した。		
設計	3.3.3 (2)					◎	◎	－	○	2.　非常用電源設備の設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備を非常用発電装置，電力貯蔵装置，無停電電源装置，燃料設備及び代替所内電気設備に分類し，設備設計を実施した。 2.1　非常用発電装置 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備の基本設計方針をインプットとして，非常用電源設備について発電機出力の設計，「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」に基づく内燃機関の設計，「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準」に基づく電気設備の設計等に関する設備設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　ディーゼル発電機 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，様式－2 で抽出した非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が設計基準事故時及び重大事故等時の対応において，電力を供給する対象負荷の検討，及び非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が所要負荷に対し給電できる出力を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，非常用発電装置の出力の決定に関する設計結果を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，設置変更許可申請書及び既工認をインプットとして，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様，系統図，安全弁の吹出量計算書及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた非常調速装置等の非常用ディーゼル発電	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の内燃機関の設計を添付書類「V-1-10-4　16.(1)　常設の内燃機関の設計」で実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電気設備の設計を添付書類「V-1-10-4　17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【非常用電源設備の安全弁の吹出量計算書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(2)　常設代替高圧電源装置 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，様式－2 で抽出した常設代替高圧電源装置が，重大事故等が発生した場合において，その対処に必要な負荷の対象，突入電流を考慮した検討及び常設代替高圧電源装置が所要負荷に対して給電できる出力を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，非常用発電装置の出力の決定に関する設計結果を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，常設代替高圧電源装置の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた非常調速装置等の常設代替高圧電源装置の内燃機関の設計を添付書類「V-1-10-4　16.(1)　常設の内燃機関の設計」で実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等の常設代替高圧電源装置の電気設備の設計を添付書類「V-1-10-4　17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(3)　緊急時対策所用発電機 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び緊急時対策所の所要負荷をインプットとして，様式－2 で抽出した緊急時対策所用発電機が緊急時対策所の所要負荷に対し給電できる出力を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，非常用発電装置の出力の決定に関する設計結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，緊急時対策所用発電機の系統構成を系統図で明確	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										にしたうえで，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図及び設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，緊急時対策所用発電機の設備仕様として取りまとめた非常調速装置等についての設計を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　16.(1)　常設の内燃機関の設計」で実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，緊急時対策所用発電機の設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等の緊急時対策所用発電機の電気設備の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)					◎	◎	－	○	(4)　可搬型代替低圧電源車 a.　設備仕様に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，様式－2 で抽出した可搬型代替低圧電源車が重大事故等時の対応に必要とされる負荷の対象，起動電流を考慮した	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							検討及び可搬型代替低圧電源車が所要負荷に対し給電できる出力を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，非常用発電装置の出力の決定に関する設計結果を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，可搬型代替低圧電源車の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，可搬型代替低圧電源車の設備仕様として取りまとめた非常調速装置等についての設計を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　16.(2)　可搬型の内燃機関の設計」で実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，可搬型代替低圧電源車の設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等についての設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　17.(2)　可搬型の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る設計「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(5)　窒素供給装置用電源車 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び窒素供給装置の所要負荷をインプットとして，様式－2 で抽出した窒素供給装置用電源車が，窒素供給装置の所要負荷に対し，給電できる出力を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，非常用発電装置の出力の決定に関する設計結果を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，窒素供給装置用電源車の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，窒素供給装置用電源車の設備仕様として取りまとめた非常用調速装置等についての設計を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　16.(2)　可搬型の内燃機関の設計」で実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，窒素供給装置用電源車の設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等についての設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　17.(2)　可搬型の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【非常用発電装置の出力の決定に関する説明書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	2.2　電力貯蔵装置 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，電力貯蔵装置を125V系蓄電池，中性子モニタ用蓄電池，緊急用125V系蓄電池，緊急時対策所用125V系蓄電池及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池に分類し，電気系統及び容量等に関する設備設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　125V系蓄電池 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2で抽出した125V系蓄電池が全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間に対応が必要な直流負荷について検討，及び125V系蓄電池の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等について，125V系蓄電池の電気設備の設計を添付書類「V-1-10-4　17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
					○	◎	－	○	(2)　中性子モニタ用蓄電池 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，様式－2 で抽出した中性子モニタ用蓄電池が全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間に，対応が必要な直流負荷について検討，及び中性子モニタ用蓄電池の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等について，中性子モニタ用蓄電池の電気設備の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(3)　緊急用 125V 系蓄電池 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2 で抽出した緊急用 125V 系蓄電池が重大事故等時の対応に必要な設備へ電力を供給する直流負荷について検討，及び緊急用 125V 系蓄電池の系統構成を系統図で明確にした	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									うえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた過電流の保護継電装置等について，緊急用 125V 系蓄電池の電気設備の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(4)　緊急時対策所用 125V 系蓄電池 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2 で抽出した緊急時対策所用 125V 系蓄電池が必要な設備へ電力を供給する直流負荷について検討，及び緊急時対策所用 125V 系蓄電池の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備仕様として取りまとめた緊急時対策所用 125V 系蓄電池の電気設備の設計を添付書類「V-1-10-4 17.(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(5)　逃がし安全弁用可搬型蓄電池 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び逃し安全弁用電磁弁の所要負荷をインプットとして，様式－2 で抽出した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の系統構成を系統図で明確にしたうえで，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備図書及び設定根拠をインプットとして，設備が設定根拠を満たす機能を有すること，機器の構造及び配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図，設備仕様及び配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）	備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	2.3　無停電電源装置 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，無停電電源装置を非常用無停電電源装置，緊急用無停電電源装置及び可搬型整流器に分類し，電源系統及び容量に関する設備設計を以下のとおり実施した。 (1)　非常用無停電電源装置 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，非常用無停電電源装置の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用無停電電源装置に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（非常用電源設備）	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(2)　緊急用無停電電源装置 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，緊急用無停電電源装置の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の構造図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，緊急用無停電電源装置に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【構造図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	(3)　可搬型整流器 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，可搬型整流器を使用した直流電源の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図，設備仕様及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の構造，配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の配置図及び構造図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【要目表】【構造図】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施		◎	◎	○	○	2.4　燃料設備 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備の基本設計方針をインプットとして，燃料設備を軽油貯蔵タンク，タンクローリ，可搬型設備用軽油タンク，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプ等に分類し，燃料系統及び容量に関する設備設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプ a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，行った調達の中で供給者に対し，設計基準事故時及び重大事故等時の対応に必要な設備に燃料を補給するための軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプの設計の実施を要求した。 供給者は，添付書類「V-1-10-1　第 3-6 図 主要な設備の設計」の「機器の仕様等に関する設計」に従い，「系統構成の明確化」で取りまとめた「機能単位の系統図」，「兼用する機能の確認」で取りまとめた「設定根拠の「（概要）」部分」，基本設計方針，設置変更許可申請書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，非常用電源設備が主登録となる機器について系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を実施し，兼用する機能ごとに使用条件を集約し設定根拠に取りまとめた。その結果をもとに，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして設備仕様，系統図，設定根拠，機器の構造図及び配置図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）機械設備グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び業務報告書をインプットとして，設計基準事故時及び重大事故等時の対応に必要な設備に燃料を補給するための軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプの仕様を決定するための設計が	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，軽油貯蔵タンクの設計を添付書類「V-1-10-4　16.(1)　常設の内燃機関の設計」で実施した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【系統図】【要目表】【構造図】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(2)　タンクローリ a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，設置変更許可申請書，タンクローリの補機駆動用燃料設備に必要な燃料容量の設計結果及び兼用する非常用電源設備に必要な燃料容量をインプットとして，様式－2 で抽出したタンクローリからの補給系統構成を系統図で明確にしたうえで，重大事故等時の対応に必要な機器への燃料補給に必要な設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，燃料系統図，設定根拠及び設備仕様を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の配置を確認し，その結果をアウトプットとして，機器の配置図を設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【燃料系統図】【要目表】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2） （3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施		◎	◎	○	○	(3)　可搬型設備用軽油タンク a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した，重大事故等時の対応において可搬型設備に燃料を供給するための可搬型設備用軽油タンクの設計を以下のとおり実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，重大事故等時の対応において可搬型設備用軽油タンクに関する設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，可搬型設備用軽油タンクの系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を実施し，設定根拠に取りまとめた。その結果をもとに，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして燃料系統図，設定根拠，機器の構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）機械設備グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び業務報告書をインプットとして，可搬型設備用軽油タンクの仕様を決定するための設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，機器の配置を確認し，その結果をアウトプットとして，設備仕様及び機器の配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【燃料系統図】【要目表】【構造図】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	○	○	○	(4)　緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，様式－2 で抽出した，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプの設計を以下のとおり実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，調達の中で供給者に対し，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプに関する設計の実施を要求した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										供給者は，（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した基本設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプの系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を実施し，設定根拠に取りまとめた。その結果をもとに，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，アウトプットとして設備仕様，燃料系統図，設定根拠，機器の構造図及び配置図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）機械設備グループマネージャーに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書，設備図書及び業務報告書をインプットとして，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプの仕様を決定するための設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【燃料系統図】【要目表】【構造図】【非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)					◎	◎	－	○	2.5　代替所内電気設備 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，非常用電源設備の基本設計方針をインプットとして，2 系統の非常用母線等が機能喪失したことにより発生する重大事故	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								等時の対応に必要な設備に，電力を供給する代替所内電気設備の電源系統に関する設備設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　代替所内電気設備 a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書及び設置変更許可申請書をインプットとして，様式－2 で抽出した代替所内電気設備である緊急用断路器，緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用動力変圧器，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，可搬型代替低圧電源車接続盤，緊急用計装交流主母線盤，緊急用 125V 充電器，可搬型整流器用変圧器，可搬型代替直流電源設備用電源切替盤，緊急用直流 125V 主母線盤，緊急用直流 125V コントロールセンタ，緊急用直流 125V 計装分電盤，緊急用無停電電源装置，緊急用無停電計装分電盤及び緊急用電源切替盤の系統構成を系統図で明確にしたうえで，系統を構成する機器の仕様に関する設計を設定根拠にまとめ，設備が設定根拠を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして，単線結線図及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2 で抽出した重大事故等対処設備の動力回路に使用するケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用し，非常用電源系統へ接続するか，非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，非常用電源設備に必要な設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【単線結線図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（非常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達)工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達)工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1 3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

----------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用ディーゼル発電装置	非常用ディーゼル発電機	－*	－	非常用ディーゼル発電機（常用電源設備との切換方法）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	－	－	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用電源設備との切換方法）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			常設代替高圧電源装置	－	－	常設代替高圧電源装置（常用電源設備との切換方法）	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			緊急時対策所用発電機	－	－	緊急時対策所用発電機（常用電源設備との切換方法）	C	○	－	
			可搬型代替低圧電源車	－	－	可搬型代替低圧電源車（常用電源設備との切換方法）	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			窒素供給装置用電源車	－	－	窒素供給装置用電源車（常用電源設備との切換方法）	C	－	○	
		非常用ディーゼル発電装置	内燃機関		機関並びに過給機	非常用ディーゼル発電機内燃機関	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					調速装置及び非常調速装置	非常用ディーゼル発電機調速装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						非常用ディーゼル発電機非常調速装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					内燃機関に附属する冷却水設備	非常用ディーゼル発電機冷却水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめ）	非常用ディーゼル発電機空気だめA	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめの安全弁）	3-14Z1	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						3-14Z101	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					燃料デイタンク又はサービスタンク	非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			燃料設備		ポンプ	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	A	○	－	
					容器	軽油貯蔵タンク	A	○	－	
					主配管	軽油貯蔵タンク　～　非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	A	○	－	
						非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ　～　非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク	A	○	－	
						非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク　～　燃料油フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						燃料油フィルタ　～　非常用ディーゼル発電機内燃機関	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			発電機		発電機	非常用ディーゼル発電機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					励磁装置	非常用ディーゼル発電機励磁装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					保護継電装置	非常用ディーゼル発電機保護継電装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					原動機との連結方法	非常用ディーゼル発電機（原動機との連結方法）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			冷却設備		ポンプ	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					ろ過装置	非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					主配管	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ　～　非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ　～　空気冷却器及び潤滑油冷却器　～　非常用ディーゼル発電機清水冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						非常用ディーゼル発電機清水冷却器　～　放出配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用発電装置	非常用ディーゼル発電装置	冷却設備	主配管	空気冷却器分岐点　～　燃料弁冷却器　～　空気冷却器合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						放出配管分岐点　～　弁 7-13V91，弁 7-13V89	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						放出配管分岐点　～　放水先	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電装置	内燃機関	機関並びに過給機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					調速装置及び非常調速装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機調速装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機非常調速装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					内燃機関に附属する冷却水設備	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機冷却水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめ）	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機空気だめ A	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					内燃機関に附属する空気圧縮設備（空気だめの安全弁）	3-14Z201	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					燃料デイタンク又はサービスタンク	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
				燃料設備	ポンプ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	A	○	－
					容器	軽油貯蔵タンク B	A	○	－
					主配管	軽油貯蔵タンク　～　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	A	○	－
						高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ　～　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク	A	○	－
						高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク　～　燃料油フィルタ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						燃料油フィルタ　～　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機内燃機関	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
				発電機	発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					励磁装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機励磁装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					保護継電装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機保護継電装置	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					原動機との連結方法	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（原動機との連結方法）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
				冷却設備	ポンプ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					ろ過装置	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					主配管	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ　～　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ストレーナ　～　空気冷却器及び潤滑油冷却器　～　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機清水冷却器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機清水冷却器　～　放出配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						空気冷却器分岐点　～　燃料弁冷却器　～　空気冷却器合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						補機冷却器分岐点　～　高圧炉心スプレイ系ポンプ室空調機，高圧炉心スプレイ系ポンプポンプモータ軸受冷却器及びメカニカルシール冷却器　～　補機冷却器合流点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						放出配管分岐点　～　弁 7-13V90	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
						放出配管分岐点　～　放水先	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
			常設代替高圧電源装置	内燃機関	機関並びに過給機	常設代替高圧電源装置内燃機関	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用発電装置	常設代替高圧電源装置	内燃機関	調速装置及び非常調速装置	常設代替高圧電源装置調速装置	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
						常設代替高圧電源装置非常調速装置	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					内燃機関に附属する冷却水設備	常設代替高圧電源装置冷却水ポンプ	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					燃料デイタンク又はサービスタンク	常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
				燃料設備	ポンプ	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	A	○	－	
					容器	軽油貯蔵タンク	A	○	－	
					主配管	軽油貯蔵タンク A　～　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ A	A	○	－	
						常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ A　～　常設代替高圧電源装置燃料油サービスタンク	A	○	－	
						軽油貯蔵タンク B　～　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ B	A	○	－	
						常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ B　～　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ B 出口配管合流点	A	○	－	
				発電機	発電機	常設代替高圧電源装置	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					励磁装置	常設代替高圧電源装置励磁装置	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					保護継電装置	常設代替高圧電源装置保護継電装置	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					原動機との連結方法	常設代替高圧電源装置（原動機との連結方法）	C	○	－	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			緊急時対策所用発電機	内燃機関	機関並びに過給機	緊急時対策所用発電機内燃機関（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
					調速装置及び非常調速装置	緊急時対策所用発電機調速装置（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
						緊急時対策所用発電機非常調速装置（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
					内燃機関に附属する冷却水設備	緊急時対策所用発電機冷却水ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用発電装置	緊急時対策所用発電機	内燃機関	燃料デイタンク又はサービスタンク	緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
				燃料設備	ポンプ	緊急時対策所用発電機給油ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					容器	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
					主配管	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 2A　～　緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2A（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
						緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2A　～　緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク 2A（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
						緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク 2A　～　緊急時対策所用発電機内燃機関 2A（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
						緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 2B　～　緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2B（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
						緊急時対策所用発電機給油ポンプ 2B　～　緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク 2B（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
						緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク 2B　～　緊急時対策所用発電機内燃機関 2B（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
				発電機	発電機	緊急時対策所用発電機（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
					励磁装置	緊急時対策所用発電機励磁装置（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
					保護継電装置	緊急時対策所用発電機保護継電装置（東海，東海第二発電所共用）	C	○	－	
					原動機との連結方法	緊急時対策所用発電機（原動機との連結方法）	C	○	－	
			可搬型代替低圧電源車	内燃機関	機関並びに過給機	可搬型代替低圧電源車内燃機関	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					調速装置及び非常調速装置	可搬型代替低圧電源車調速装置	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
						可搬型代替低圧電源車非常調速装置	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					内燃機関に附属する冷却水設備	可搬型代替低圧電源車冷却水ポンプ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					燃料デイタンク又はサービスタンク	可搬型代替低圧電源車燃料タンク	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
				燃料設備	容器	可搬型設備用軽油タンク	A	○	－	
						タンクローリ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用発電装置	可搬型代替低圧電源車	燃料設備	主配管	タンクローリ給油用 10m ホース	C	－	○	
						タンクローリ送油用 19.5m ホース	C	－	○	
				発電機	発電機	可搬型代替低圧電源車	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					励磁装置	可搬型代替低圧電源車励磁装置	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					保護継電装置	可搬型代替低圧電源車保護継電装置	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					原動機との連結方法	可搬型代替低圧電源車（原動機との連結方法）	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			窒素供給装置用電源車	内燃機関	機関並びに過給機	窒素供給装置用電源車内燃機関	C	－	○	
					調速装置及び非常調速装置	窒素供給装置用電源車調速装置	C	－	○	
					調速装置及び非常調速装置	窒素供給装置用電源車非常調速装置	C	－	○	
					内燃機関に附属する冷却水設備	窒素供給装置用電源車冷却水ポンプ	C	－	○	
					燃料デイタンク又はサービスタンク	窒素供給装置用電源車燃料タンク	C	－	○	
				燃料設備	容器	可搬型設備用軽油タンク	A	○	－	
						タンクローリ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					主配管	タンクローリ給油用 10m ホース	C	－	○	
						タンクローリ送油用 19.5m ホース	C	－	○	
				発電機	発電機	窒素供給装置用電源車	C	－	○	
					励磁装置	窒素供給装置用電源車励磁装置	C	－	○	
					保護継電装置	窒素供給装置用電源車保護継電装置	C	－	○	
					原動機との連結方法	窒素供給装置用電源車（原動機との連結方法）	C	－	○	
		その他の電源装置	－	無停電電源装置	－	非常用無停電電源装置	A	○	－	
						緊急用無停電電源装置	A	○	－	
						可搬型整流器	C	－	○	
				電力貯蔵装置	－	125V 系蓄電池　A 系/B 系	A	○	－	
						125V 系蓄電池　HPCS 系	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						中性子モニタ用蓄電池 A 系/B 系	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

発電用原子炉施設の種類		設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備	その他の電源装置	－	電力貯蔵装置	－	緊急用 125V 系蓄電池	A	○	－	
						緊急時対策所用 125V 系蓄電池（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	
						逃がし安全弁用可搬型蓄電池	C	－	○	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合に示す。

Ⅴ-1-10-10　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
常用電源設備

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「常用電源設備」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「常用電源設備」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「常用電源設備」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

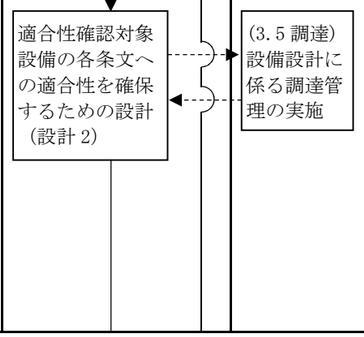
本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【常用電源設備】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「常用電源設備」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)				「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 14 条（安全設備）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 15 条（設計基準対象施設の機能）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	2.　発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，常用電源設備の基本設計方針をインプットとして，発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計 a.　設備仕様に関する設計	・設計資料（常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，電源設備への保護継電装置及び遮断器の設置に関する外部電源，発電機，ガス絶縁開閉装置，変圧器及び所内電源設備等の各々の設備設計について，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，様式－2 で抽出した異常を検知するための保護継電器及び異常を検知した場合に動作するガス絶縁開閉装置又はメタルクラッド開閉装置等の遮断器を設置することにより異常の拡大を防止できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，系統図及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，東京電力パワーグリッド株式会社へガス絶縁開閉装置の定格遮断電流に関する設備設計のために，三相短絡容量の計算を文書にて依頼し，その計算結果を受領した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，受領した計算結果を確認した。 保守総括グループマネージャーは，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが確認した東京電力パワーグリッド株式会社の計算結果をインプットとして，ガス絶縁開閉装置の定格遮断電流を選定し，その結果をアウトプットとして三相短絡容量に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，重要安全施設への電力供給に関する設備設計について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，重要安全施設に対して，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置する設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして配置図，系統図及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，これらの設計資料をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【機器の配置を明示した図面】【単線結線図】【常用電源設備の健全性に関する説明書】【三相短絡容量計算書】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】 (2)　1 相の電路の開放の検知及び電力の安定性回復に関する設計 a.　設備仕様に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，変圧器及びガス絶縁開閉装置での故障に対する保護継電装置等による 1 相開放故障の検知及び検知後の母線切替に関する設備設計について，基本設計方針，設備図書及び既工認をインプットとして，様式－2 で抽出した変圧器やガ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ス絶縁開閉装置等を設置し，電路が筐体に内包される設計とすることにより，変圧器1次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に，保護継電装置にて自動検知可能な設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様及び常用電源の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，様式－2で抽出した保護継電器が，異常を検知した場合，自動で故障箇所の隔離又は非常用母線の受電切替ができる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，275kV送電線での故障に対する保護継電器等による1相開放故障の検知及び検知後の母線切替に関する設備設計について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2で抽出した275kV送電線を多重化した設計とすることで，1回線での電路の開放時に，安全施設への電力の供給が不安定にならない設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして系統図，設備仕様及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，様式－2で抽出した保護継電装置により，電力送電時，3相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2で抽出した154kV送電線が各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして常用電源の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2で抽出した275kV送電線及び154kV送電線において1相の電路の開放を検知した場合は，自動又は手動で故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして常用電源の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，これらの設計資料をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【単線結線図】【常用電源設備の健全性に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)		◎	◎	○	○	3.　電線路の独立性及び物理的分離に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，電線路の独立性及び物理的分離に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　送電系統の独立性に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した送電系統の独立性の確保に関する設備設計について，基本設計方針をインプットとして，以下のプロセスにより実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，東京電力パワーグリッド株式会社へ送電系統の独立性を確保する設計となっていることの確認を文書にて依頼し，その確認結果を受領した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，受領した確認結果を確認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーが確認した東京電力パワーグリッド株式会社の確認結果をインプットとして，送電系統の独立性を確保する設計が基本設計方針を満たす設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして系統図及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【送電関係一覧図】【常用電源設備の健全性に関する説明書】 (2)　送電系統の物理的分離に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，様式－2 で抽出した送電系統に対し，物理的分離に関する設備設計について，基本設計方針をインプットとして，以下のプロセスにより実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，本工事計画に必要な設計を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき調達管理を実施した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは供給者に対し，電線路のうち少なくとも 1 回線が，設計基準対象施設において同一の送電鉄塔に架線されていない，他の回線と物理的に分離された送電線から受電できる設計及び送電鉄塔の基礎が地すべり等の無い安定した地盤に建設するとともに，強風対策を施す設計となっていることの確認を要求した。 供給者は，（発電管理室）電気・制御グループマネージャーからの要求を受けて，送電系統の物理的分離及び送電鉄塔の基礎が地すべり等の無い安定した地盤に建設されていること並びに強風対策が施されている設計であることについて確認し，それを業務報告書として当社に提出した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書をインプットとして，送電鉄塔が物理的に分離されていること及び送電鉄塔の基礎が地すべり等の無い安定した地盤に建設されていること並びに強風対策が施されていることが基本設計方針を満たす設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【常用電源設備の健全性に係る説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	4.　発電用原子炉施設の電力供給確保に関する設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，発電用原子炉施設の電力供給確保に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　電力の供給が同時に停止しない設計 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，3 回線の送電線による連系に関する設備設計について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2 で抽出した電線路の，いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統から発電用原子炉施設への電力の供給が停止しない設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様，系統図及び常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，これらの設計資料をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【要目表】【単線結線図】【常用電源設備の健全性に係る説明書】 (2)　送受電設備の耐震性，津波，塩害に関する設計 a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，送受電設備基礎の支持性能に関する設備設計について，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，様式－2 で抽出した開閉所から主発電機側の送受電設備について，十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。	・設計資料（常用電源設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，碍子，遮断器の耐津波，耐塩害対策に関する設備設計について，設置変更許可申請書及び設備図書をインプットとして，様式－2 で抽出した碍子，遮断器は耐震性の高いものを使用し，津波に対して隔離又は防護するとともに，塩害を考慮した設計であることを確認し，その結果をアウトプットとして常用電源設備の健全性に関する設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，これらの設計資料をレビューし，承認した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 【常用電源設備の健全性に係る説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	5.　電気設備の設計条件 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，電気設備の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　電気設備の異常の予防等に関する設計事項 （発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，電気設備の異常の予防等に関し，添付書類「Ⅴ-1-10-4　17.　電気設備の設計」の「(1)　常設の電気設備の設計」で実施した。	・設計資料（常用電源設備）	
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証			◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（常用電源設備）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成			◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子力炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。	・検査要領書 ・検査記録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。		

--------▶　：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類		設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	常用電源設備	発電機	－	発電機	－*	発電機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				励磁装置	－	主励磁機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					－	副励磁機	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				保護継電装置	－	発電機（保護継電装置）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				原動機との連結方法	－	発電機(原動機との連結方法)	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		変圧器		変圧器	－	主要変圧器	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
				保護継電装置	－	主要変圧器（保護継電装置）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
		遮断器		遮断器	－	線路用 275ｋＶ遮断器	A	○	－	
				保護継電装置	－	線路用 275ｋＶ遮断器（保護継電装置）	A	○	－	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-11　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
補助ボイラー

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「補助ボイラー」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「補助ボイラー」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「補助ボイラー」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【補助ボイラー】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「補助ボイラー」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 14 条（安全設備）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	
設計	3.3.3 (2)			－	◎	－	○	2.　補助ボイラーの設計 保守総括グループマネージャーは，様式－2 及び基本設計方針をインプットとして，「1.　共通的に適用される設計」を除き補助ボイラーに必要な設計の要求事項に変更がないこ		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								と，また，「1. 共通的に適用される設計」を除き補助ボイラーとして基本設計方針を受けて新たに設計が必要な項目がないことを確認した。		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，補助ボイラーに関して，「1. 共通的に適用される設計」を除き補助ボイラーに必要な設計の要求事項に変更がないこと，また，「1. 共通的に適用される設計」を除き補助ボイラーとして基本設計方針を受けて新たに設計が必要な項目がなく，アウトプットとしての設計資料がないため，本項目「設計のアウトプットに対する検証」は実施の必要がないことを確認した。		
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	－	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 補助ボイラーに関しては，「1.　共通的に適用される設計」を除き技術基準規則の要求事項に変更がなく，設備の変更は行っていないため，工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画における調達を実施していない。 工事を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
		検査計画の管理						検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。		
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「Ⅴ-1-10-1 3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

--------► ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3　設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4　調達」の適用有無	備　考
対象設備なし								

Ⅴ-1-10-12　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
火災防護設備

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「火災防護設備」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「火災防護設備」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「火災防護設備」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【火災防護設備】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「火災防護設備」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，資料，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第 48 条（設計基準対象施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　16.　内燃機関の設計」及び「V-1-10-4　17.　電気設備の設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	
設計	3.3.3 (2)			◎	－	－	○	2.　火災防護対策を行う機器等の選定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災防護対策を行う機器等を，以下のとおり選定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設計基準対象施設における火災防護対策を行う機器等を，関係法令，基本設計方針及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統及びその系統を構成する機器等並びに放射性物質を貯蔵する機器等を，設計基準対象施設に対する火災防護	・設計資料（火災防護設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									対策を行う機器として選定し，選定した結果の機器リストをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，重大事故等対処施設における火災防護を行う機器等を，基本設計方針及び設置変更許可申請書をインプットとして，重大事故等対処施設に対する火災防護対策を行う機器等を選定し，選定した結果の機器リストをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	3.　火災区域及び火災区画の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災区域及び火災区画を以下のとおり設定し，火災区域及び火災区画構造物の設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.　火災防護対策を行う機器等の選定」にて設計した火災防護対策を行う機器等の選定結果及び設備図書（配置図）をインプットとして，インプットとして用いた設備図書（配置図）と現場が整合していることの確認のための現場確認（ウォークダウン）を実施し，運用上の措置を踏まえて火災区域及び火災区画を設定したうえで，火災区域及び火災区画構造物の仕様（材質，厚さ）の設計を実施し，アウトプットとして，火災区域及び火災区画のリスト，配置図並びに火災区域及び火災区画構造物の設備仕様を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【要目表】【火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面】【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】	・設計資料（火災防護設備）	
設計	3.3.3 (2)				◎	－	○	○	4.　火災発生防止 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，火災発生防止対策，不燃性材料又は難燃性材料の使用及び落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止に関する設計を実施した。 (1)　火災発生防止対策の設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，以下の「a.」～「g.」の火災発生防止対策の設計を実施した。 a.　発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令をインプットとして，発火性又は引火性物質の選定を実施し，対象として消防法で危険物として定められる潤滑油及び燃料油並びに高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められるガスのうち可燃性である水素を対象として，以下に示すとおり設計を実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（火災防護設備）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(a)　潤滑油及び燃料油を内包する設備 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，潤滑油及び燃料油を内包する設備を抽出し，潤滑油及び燃料油を内包する設備のリストを作成した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，潤滑油及び燃料油を内包する設備のリストをインプットとして，以下の火災発生防止対策の設計を実施した。 ・設備図書（構造図）により設備の状況を確認し，油の漏えい防止及び拡大防止対策の設計を実施した。 ・設備図書（配置図）及び現場確認（ウォークダウン）により壁の配置を確認し，壁による配置上の考慮の設計を実施し，壁で遮断されていない設備は，現場確認（ウォークダウン）による離隔距離の確認を実施し，離隔による配置上の考慮の設計を実施した。 ・設備図書（構造図，取扱説明書）により，潤滑油及び燃料油の引火点が環境温度より高いことを確認した。引火点の確認結果により，漏えいしても爆発性の雰囲気を形成しないことを考慮して，設備図書（系統図）により，換気空調系統を確認し，空調機器による機械換気又は自然換気を行う換気の設計を実施した。 ・引火点の確認結果により，漏えいしても爆発性の雰囲気を形成しないことを考慮して，電気設備の接地対策等の防爆対策として，爆発性雰囲気とならない設計を実施した。 ・設備図書（構造図）により，運用上の措置を含めて潤滑油及び燃料油を貯蔵する設備の貯蔵量を制限する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとしてこれらの設計結果を設計資料に取りまとめた。 (b)　水素を内包する設備 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，水素を内包する設備を抽出し，水素を内包する設備のリストを作成した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，水素を内包する設備のリストをインプットとして，以下の火災発生防止対策の設計を実施した。 ・設備図書（構造図）をインプットとして，運用上の措置を含めて水素の漏えい防止及び拡大防止のための構造の設計を実施した。 ・設備図書（構造図）をインプットとして，水素を発生する設備である蓄電池に，中央制御室へ警報発信する機能を有する水素濃度検知器を設置する設計を実施した。気体廃棄物処理設備内の水素濃度計により中央制御室にて常時監視できる設計とし，水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発する設計を実施した。水素を冷却に使用する発電機水素ガス冷却設備に，発電機内の水素純度や水素圧力が低下した場合，中央制御室へ警報を発する設計を実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									・設備図書（配置図）をインプットとして，壁の配置を確認し，壁，床及び天井による配置上の考慮の設計を実施した。 ・設備図書（構造図，換気空調系統の設計資料）及び蓄電池の水素発生量をインプットとして，水素濃度を燃焼限界濃度未満とするように多重化した空調機器による機械換気を行う換気の設計を実施した。 ・漏えい防止及び拡大防止等の設計結果及び換気設計の結果をインプットとして，電気設備の接地対策等の防爆対策が不要な爆発性雰囲気とならない設計を実施した。 ・設備図書（構造図）をインプットとして，運用上の措置を含めて，水素ボンベを必要な本数のみを貯蔵する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとしてこれらの設計結果を設計資料に取りまとめた。 b.　可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の対策を以下に示すとおり設計した。 (a)　可燃性の蒸気 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，潤滑油及び燃料油の引火点の確認結果をインプットとして，可燃性の蒸気の対策として，運用上の措置を含めて爆発性雰囲気とならない設計を実施した。 また，有機溶剤使用時には，運用上の措置を含めて換気を実施する設計を実施した。 (b)　可燃性の微粉 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，民間規格をインプットとして，可燃性粉じん及び爆発性粉じんを発生する対象設備を選定し，常設設備として設置していないことを確認したうえで，可燃性の微粉の対策として，微粉を発生する仮設設備等を設置しない運用上の措置を含めた設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとしてこれらの設計結果を設計資料に取りまとめた。 c.　発火源への対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，電源系統の基本設計方針をインプットとして，火花を発生する設備及び高温となる設備を抽出し，火花が外部に出ない対策を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 d.　過電流による過熱防止対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（系統図）をインプットとして，対策を実施する電気系統を抽出し，保護継電器及び遮断器に		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							て故障回路を早期に遮断する過電流による過熱防止対策を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 e.　放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，民間規格及び原子炉格納施設の基本設計方針をインプットとして，放射線分解等により水素を発生させる設備を抽出し，水素の蓄積防止対策を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 f.　放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備の火災の発生防止対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書及び放射性廃棄物の処理及び貯蔵の運用をインプットとして，放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備を抽出し，使用済イオン交換樹脂等は金属製のタンク又は容器内に貯蔵する等の運用上の措置を含めた放射性廃棄物の処理及び貯蔵設備の火災の発生防止対策を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 g.　電気室の目的外使用の禁止 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，対象とする電気室を抽出し，運用上の措置を含めて電気室の目的外使用を禁止する設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.」～「g.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】 (2)　不燃性材料又は難燃性材料の使用 a.　適用方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果，関係法令，民間規格をインプットとして，火災防護を行う機器等に使用する材料の適用方針を以下に示すとおり設計した。 (a)　不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計 (b)　代替材料を使用する設計 (c)　延焼を防止する措置を行う設計 (d)　難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保する設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，適用方針に基づく設計の実施に当たって，設備図書（系統図，構造図）等により，(a)の方針に適合する材料であること，(b)の方針による代替材料に適合する材料であることを確認し，(a)及び(b)の方針に基づく材料の使用が技術上困難な部材について，(c)の延焼防止の措置を設計し，また(d)の方針に基づく非難燃ケーブルに対する難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するための措置を設計した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							b.　部材ごとの設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.　適用方針」にて設計した適用方針を，適用する以下の部材ごとに，使用する材料の詳細な仕様を設計した。 (a)　主要な構造材 「a.　適用方針(a)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（系統図，構造図）をインプットとして，不燃性材料又は難燃性材料を適用する，機器，配管，ダクト，トレイ，電線管，盤の筐体等の主要な構造材のリストを作成した。 主要な構造材のリスト，関係法令及び民間規格をインプットとして，建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料又はステンレス鋼等の金属材料を使用する仕様とする設計を実施した。 「a.　適用方針(c)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（構造図）をインプットとして，不燃性材料又は難燃性材料及び代替材料の使用が技術上困難な，配管のパッキン類，潤滑油，盤内電気配線等の部材を選定し，躯体又は盤の内部に設置する等の延焼を防止するための措置を設計した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 (b)　保温材 「a.　適用方針(a)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（構造図）をインプットとして，不燃性材料又は難燃性材料を適用する保温材を選定し，関係法令及び民間規格をインプットとして，建設省告示に定められた不燃材料又は建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料を使用する設計を実施した。 「a.　適用方針(b)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果，関係法令及び設備図書（構造図）をインプットとして，建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料と同等以上の性能を有する代替材料を使用する設計を実施した。 「a.　適用方針(c)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果，関係法令及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，不燃性材料，難燃性材料又は代替材料の使用が技術上困難な場合は，運用上の措置を含めて延焼防止の措置を実施する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(c)　建屋内装材 「a.　適用方針(a)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，不燃性材料又は難燃性材料を適用する建屋内装材を選定し，関係法令及び民間規格をインプットとして，建築基準法に基づき認定を受けた不燃材料又は消防法に基づき認定を受けた防炎物品を使用する設計を実施した。 「a.　適用方針(b)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，消防法に基づき認定を受けた防炎物品と同等以上であることを消防法の防炎防火対象物の指定等の項に示される防炎試験により確認した代替材料を使用する設計を実施した。 「a.　適用方針(c)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，不燃性材料，難燃性材料又は代替材料の使用が技術上困難な場合は，延焼防止の措置を実施する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 (d)　ケーブル 「a.適用方針(a)」の設計として，「2. 火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果，設備図書（系統図，構造図），業務報告書，技術資料（燃焼試験結果）をインプットとして，不燃性材料及び難燃性材料を適用するケーブルを選定し，関係法令及び民間規格をインプットとして，ケーブル（光ファイバ含む）の自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験及び延焼性を確認する IEEE 垂直トレイ燃焼試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とし，ケーブル（光ファイバ含む）の自己消火性及び延焼性の試験を「c.設計に関する調達管理」に示す調達にて実施した。 「a.　適用方針(c)」の設計として，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果，民間規格，技術資料（燃焼試験結果）及び設備図書（図面）をインプットとして，不燃性材料，難燃性材料又は代替材料の使用が技術上困難な場合は，電線管への収納，延焼防止材による保護等の延焼防止の措置を実施する設計を実施した。 また，「a.　適用方針(d)」の設計として，非難燃ケーブルのようにケーブル単体で自己消火性を確認したが，延焼性が確認できないケーブルの場合は，「2. 火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果，建設時又は改修時の仕様あるいは記録，業務報告書，技術資料（燃焼試験結果）をインプットとして，非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シート，		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施				結束ベルト及びファイアストッパで覆った複合体（以下，「複合体」という。）の自己消火性，延焼及び遮炎性の試験を「c.　設計に関する調達管理」による調達にて実施し，難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するための措置として，複合体を形成する設計及び電線管に収納する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 (e)　換気空調設備のフィルタ 「a.　適用方針(a)」の設計として，民間規格及び設備図書（系統図，構造図）をインプットとして，換気空調設備のフィルタを抽出し，民間規格の試験に満足する難燃性フィルタを使用する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 (f)　変圧器及び遮断器に対する絶縁油 「a.　適用方針(a)」の設計として，設備図書（系統図，構造図）をインプットとして，建屋内に設置する変圧器及び遮断器を抽出し，絶縁油を内包しない型式の変圧器及び遮断器を使用する設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 c.　設計に関する調達管理 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.」，「b.」の設計に必要な「ケーブル（光ファイバ含む）の自己消火性及び延焼性の試験」，「複合体の自己消火性，延焼性及び遮炎性の試験」について，調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 供給者は，「ケーブル（光ファイバ含む）の自己消火性及び延焼性の試験」，「複合体の自己消火性，延焼性及び遮炎性の試験」の試験方法を明確にして試験を実施し，試験結果に取りまとめた。 供給者は，取りまとめた結果について，それぞれ，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより試験方法を満たす結果となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者から受領した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.」～「c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(3)　落雷・地震等の自然現象による火災発生の防止について （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，自然現象に関する防護の基本設計方針を踏まえて，自然現象の性質を考慮して，火災発生防止の対策を設計する自然現象を選定し，以下の「a.」～「d.」の落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止に関する設計を実施した。 a.　落雷による火災発生の防止 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，落雷による火災の発生防止に関する設計について，関係法令，民間規格及び設備図書（構造図）をインプットとして，避雷設備を設置する対象を抽出し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 b.　地震による火災の発生防止 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて選定した火災防護を行う機器等の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 c.　森林火災による火災の発生防止 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（防火帯設置図）をインプットとして，森林火災による火災の発生防止のための防火帯による防護の設計を実施し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　竜巻（風（台風含む。））による火災の発生防止 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.　火災防護を行う機器等の選定」にて設計した火災防護を行う機器等の選定結果及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，竜巻（風（台風含む。））による火災の発生防止のための竜巻防護対策設備による防護，燃料油等を内包した車両の飛散防止対策及び常設代替高圧電源装置の燃料油等が漏えいした場合の拡大防止対策等を実施する設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.」～「d.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	○	－	○	5.　火災の感知及び消火 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，火災感知設備及び消火設備の設備設計を実施した。	・設計資料（火災防護設備）	

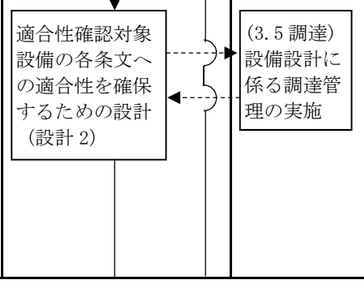
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							5.1　要求機能及び性能目標 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，火災感知設備及び消火設備ごとに要求機能を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災感知設備及び消火設備ごとに整理した要求機能をインプットとして，評価対象設備ごとに，機能設計上の性能目標及び構造強度上の性能目標を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】 5.2　火災感知設備 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災感知設備の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 5.2.1　方針の設定 (1)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，火災感知設備の機能設計方針を定めた。 (2)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方及び機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 a.　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「5.2.1(1)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									c.　機能維持の方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「5.2.1(2)a.　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「5.2.1(2)b.　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，構造計画及び火災感知設備の電気的機能の保持を確認する加振試験の実施を含めた評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 5.2.2　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.2.1(1)　機能設計」の考え方をインプットとして，火災感知設備の設備仕様に係る設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　火災感知設備の設備設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令，「3.　火災区域及び火災区画の設定」にて設計した火災区域及び火災区画の設定結果及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，消防法の設置条件に基づき以下の火災感知器の設置方針を決定した。 ・アナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器を異なる種類の感知器を組み合わせて設置する基本の設置方針 ・基本の設置ができない場合の設置方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災感知器の設置方針をインプットとして，屋内，屋外等の周囲の環境条件を考慮して設置場所に応じた火災感知器の仕様を決定するための設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令及び設備図書（構造図，電源系統図）をインプットとして，火災感知器の動作を特定する機能等の火災受信機盤の仕様，火災感知設備の電源確保，自然現象の考慮に関する設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 (2)　火災感知設備の環境条件等の健全性に係る設計 保守総括グループマネージャーは，火災感知設備に必要な設備設計のうち健全性に係る「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を，添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施し，アウトプットとして，設計結果を設計資料に取りまとめた。 5.2.3　各機器固有の設計 (1)　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.2.1(2)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針をインプットとして，火災感知設備の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.11.1　火災防護設備の耐震設計」で実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】 5.3　消火設備 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，消火設備の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 5.3.1　方針の設定 (1)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，消火設備の機能設計方針を定めた。 (2)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方及び機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 a.　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「5.3.1(1)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　機能維持の方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.1　要求性能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「5.3.1(2)a.　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「5.3.1(2)b.　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，構造計画並びに消火設備の動的及び電気的機能の保持を確認する加振試験の実施を含めた評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							5.3.2　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.3.1(1)　機能設計」の考え方をインプットして，消火設備の設備仕様に係る設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　消火設備の詳細設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令，「3.　火災区域及び火災区画の設定」にて設計した火災区域及び火災区画の設定結果並びに設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，以下の火災区域及び火災区画の特徴に応じた消火設備の設計方針を決定した。 ・煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備の設置方針 ・煙の充満等により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備の設置方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図），消火設備の設置方針をインプットとして，建屋内の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処設備を設置する火災区域又は火災区画は，基本的に煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるものとして選定し，煙の充満による消火活動の状況等を考慮した消火設備について，仕様，消火剤の容量，消火設備の系統構成，電源確保，二次的影響の考慮，警報機能，自然現象の配慮，消火栓の配置及び移動式消火設備並びに運用上の措置を含む設計が必要な要求を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして系統図，設備仕様，配置図及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図），消火設備の設置方針をインプットとして，可燃物量を確認したうえで，煙の充満等により消火活動が困難とならない火災区域及び火災区画を選定し，火災区域の特徴に応じた消火設備として，仕様，消火剤の容量，消火設備の系統構成，電源確保，二次的影響の考慮，警報機能，自然現象の配慮，消火器の配置，消火栓の配置及び移動式消火設備並びに運用上の措置を含む設計が必要な要求を満たす機能を有することを確認し，その結果をアウトプットとして系統図，設備仕様，配置図及び設定根拠を設計資料に取りまとめた。 (2)　消火設備の環境条件等の健全性に関する設計 保守総括グループマネージャーは，消火設備に必要な設備設計のうち健全性に係る「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4 11.　健全性に係る設計」で実施し，アウトプットとして，設計結果を設計資料に取りまとめた。 5.3.3　各機器固有の設計 (1)　耐震評価		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.3.1(2)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針をインプットとして，消火設備の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.11.1　火災防護設備の耐震設計」で実施した。 (2)　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，消火設備の強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.1(3)　クラス３機器の強度評価」及び添付書類「V-1-10-4　12.5　発電用火力設備の技術基準による強度評価」で実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「5.3.1」及び「5.3.2」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面】【火災防護設備系統図】【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	－	○	○	6.　火災の影響軽減対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令及び基本設計方針をインプットとして，火災の影響軽減が必要な火災区域の分離，火災防護対象機器等の系統分離，換気空調設備の影響軽減対策，煙に対する影響軽減対策，油タンクの影響軽減対策に関する設計を実施した。 (1)　火災の影響対策が必要な火災区域の分離 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.　火災区域及び火災区画の設定」にて設計した火災区域及び火災区画の配置図及び設備図書（配置図）を用いた確認を実施したうえで，設備図書（配置図）と現場が整合していることの確認のための現場確認（ウォークダウン）をインプットとして，火災の影響軽減対策が必要な火災区域を設定し，その結果をアウトプットとして配置図に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令，民間規格及び基本設計方針をインプットとして，耐火壁（貫通部シール，防火扉，防火ダンパを含む。）の火災耐久試験の方法を決定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災耐久試験の方法をインプットとして，耐火壁（貫通部シール，防火扉，防火ダンパを含む。）の火災耐久試験の調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーが調達文書にて要求した火災の影響低減対策について検討し，その結果を取りまとめた。 供給者は，取りまとめた結果について，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーにより火災耐久試験の方法を満たした結果となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に業務報告書を提出した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（火災防護設備）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者から受領した業務報告書を確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，配置図及び火災耐久試験の結果をインプットとして，耐火壁（貫通部シール，防火扉，防火ダンパを含む。）の仕様を決めるための設計を実施し，火災の影響軽減が必要な火災区域のリスト，配置図及び火災区域構造物の設計を行い，アウトプットとして設備仕様及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【火災防護に係る機器の配置を明示した図面】【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】 (2)　火災の影響軽減のうち火災防護機器等の系統分離 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，火災防護機器等の系統分離の設計を，以下の「a.」～「i.」に示すとおり実施した。 a.　火災防護対象機器等の選定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（系統図，構造図）をインプットとして，火災が発生しても，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持する機能を達成するために必要な機器（以下「火災防護対象機器」という。）のリストを作成した。 そのリストをインプットとして，以下に示すとおり設計を実施した。 b.　火災防護対象機器等に対する系統分離対策方法及び火災耐久試験方法の設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令，民間規格及び基本設計方針をインプットとして，隔壁等による系統分離対策の方法及び火災耐久試験の方法を決定した。 c.　火災耐久試験の条件設定のための高温ガス温度算出 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，火災を想定した火災源からの火災の影響（高温ガス，火炎プルーム，輻射）を評価できる火災力学ツール（FDTs）を用いて，火災耐久試験の条件設定の諸元として高温ガス温度を算出し，アウトプットとして，FDTs 算出結果を設計資料に取りまとめた。 高温ガス温度算出の具体的な解析業務の状況については，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に示す。 d.　系統分離対策の設計のための火災耐久試験 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災耐久試験の方法をインプットとして，耐火能力を有する隔壁等の火災耐久試験の調達文書を作成		

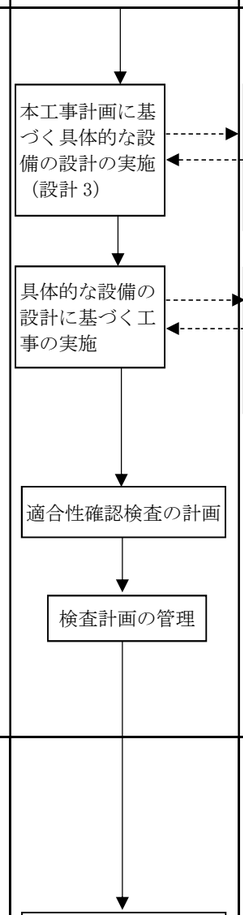
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 　供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーが調達文書にて要求した耐火能力を有する隔壁等の火災耐久試験の方法を定めて試験を実施し，その結果を取りまとめた。 　供給者は，取りまとめた結果について，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーより試験方法を満たした結果となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に業務報告書を提出した。 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者から受領した業務報告書を確認した。 e.　火災防護対象機器等に対する系統分離対策の設計 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令，火災耐久試験の結果，火災防護対象機器等のリスト及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，隔壁等による系統分離対策を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 f.　系統分離のために設置する火災感知設備及び自動消火設備の設計 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針，火災防護対象機器等のリスト及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，系統分離のための自動消火設備及び火災感知設備の設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 g.　中央制御室制御盤の系統分離対策 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「e.　火災防護対象機器等に対する系統分離対策の設計」と同等の系統分離対策として，以下の運用上の措置及び中央制御室制御盤の系統分離対策を設計した。 (a)　措置 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図）をインプットとして，火災により中央制御室制御盤１面の安全機能が喪失しても，原子炉を安全に停止するために必要な手順を管理する。 (b)　系統分離対策 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（構造図）をインプットとして，中央制御室制御盤の操作スイッチ及びケーブルについて，実証試験結果（構成部品への火災影響確認）を踏まえて，隔壁及び距離により分離する系統分離対策の設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 　（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図）をインプットとして，中央制御室制御盤内の火災発生時の早期火災感知のための，高感度煙感知器及び火災の発生個所の特定が困難な場合を想定し可搬型の		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									サーモグラフィカメラを設置する設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図）をインプットとして，電気機器へ影響のない二酸化炭素消火器を配備する設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 h.　中央制御室床下の系統分離対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，中央制御室床下コンクリートピット内に安全区分の異なるケーブルを施設しない設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 i.　原子炉格納容器内の火災の影響軽減対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「e.　火災防護対象機器等に対する系統分離対策の設計」と同等の火災影響軽減対策として以下に示すとおり設計した。 (a)　措置 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図）をインプットとして，原子炉格納容器内で火災が発生し，時間経過とともに徐々に進展した場合に，原子炉を安全に停止するために必要な手順を選定し，管理する措置を行う設計とした。 (b)　系統分離対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（構造図）をインプットとして，原子炉格納容器内の火災防護対象機器等について，ケーブルを電線管で敷設する等の系統分離対策の設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図，系統図）をインプットとして，原子炉格納容器内で火災が発生した場合に，原子炉格納容器外のエアロック付近に常備する消火器及び消火栓を用いて消火する手順及び原子炉格納容器内への進入が困難な場合に，窒素パージ後に格納容器内へ進入し消火する等の手順を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.」～「i.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(3)　換気空調設備に対する火災の影響軽減対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，防火ダンパの設置場所及び仕様の設備設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】 (4)　煙に対する火災の影響軽減対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令及び設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，基本設計方針にて選定した火災区域において，火災時に煙を排気できる機能を有する排煙設備の仕様を設計し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】 (5)　油タンクに対する火災の影響軽減対策 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設備図書（配置図，構造図）をインプットとして，油タンクの排気及びベント管の設計を実施し，アウトプットとして設計結果を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	7.　原子炉の安全確保 (1)　原子炉の安全停止対策 a.　火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「6.(2)e.　火災防護対象機器等に対する系統分離対策の設計」をインプットとして，火災区域又は火災区画の火災が発生した場合に，火災が発生している火災区域又は火災区画内の全機器の動的機能喪失を想定しても，原子炉の安全停止に必要な成功パスが一つ以上確保され，原子炉を安全に停止できることを確認し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令をインプットとして，火災に起因する運転時の設計基準事故等が発生した場合に，設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定しても，運転操作により原子炉を安全に停止できることを確認し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「a.」及び「b.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】	・設計資料（火災防護設備）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(2)　火災の影響評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災の影響軽減における系統分離対策により，火災区域又は火災区画で火災が発生しても，原子炉の安全停止に係わる機能が確保されていること及び火災により発生する原子炉の設計基準事故等に対処する機器に単一故障を想定しても原子炉の安全停止に係わる機能が確保されていることを，以下の「a.」の火災影響評価により確認した。 a.　火災区域又は火災区画に設置される全機器の動的機能喪失を想定した設計に対する評価 (a) 評価方法 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，原子炉施設内で火災が発生しても，「6.(2)　火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離」にて設計した影響軽減対策により，原子炉の安全停止に係る安全機能が確保されることを確認するため，関係法令をインプットとして，隣接火災区域（区画）に影響を与えるか否か評価する火災伝播評価の方法及び火災区域（区画）に対する火災影響評価の方法を決定した。 (b) 評価条件 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.　火災区域及び火災区画の設定」で作成した火災区域及び火災区画の配置図，設備図書（配置図，構造図）及び「6.(2)　火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離」にて設計した影響軽減対策の設計をインプットとして，火災区域及び火災区画の火災荷重及び床面積等を整理した火災区域（区画）特性表を作成した。 火災区域（区画）特性表をインプットとして，火災を想定した場合に隣接火災区域（区画）に影響を与えるか否かを評価し，影響を与える火災区域（区画）と影響を与えない火災区域（区画）を選定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「6.(2)a.　火災防護対象機器等の選定」で作成した火災防護対象機器等のリスト及び設備図書（系統図）をインプットとして，成功パス確認一覧表を作成した。 (c)　評価結果 イ.　火災伝播評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，火災区域（区画）特性表をインプットとして，火災を想定した場合に隣接火災区域（区画）に影響を与えるか否かを評価し，影響を与える火災区域（区画）と影響を与えない火災区域（区画）を選定し，アウトプットとして，選定結果を設計資料に取りまとめた。 ロ.　火災区域（区画）に対する火災影響評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，成功パス確認一覧表及び火災区域（区画）特性表をインプットとして，火災影響軽減対策における系統分離対策の設計により，火災が発生した場合でも原子炉の安全停止に係る		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
										機能が確保されることを火災影響評価により確認し，アウトプットとして，確認結果を設計資料に取りまとめた。 b.　設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，関係法令をインプットとし，火災により発生する原子炉の設計基準事故等を選定し，その設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した場合に，運用上の措置を含めて，原子炉の安全停止が可能であることを火災影響評価により確認し，アウトプットとして，確認結果を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)					◎	－	－	○	8.　火災防護計画 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「1.」から「7.」の設計の中で，運用の措置に関する設計をリストに整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書】	・設計資料（火災防護設備）	
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証				◎	－	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（火災防護設備）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成				◎	－	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認				○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4		(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。		

--------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	火災区域構造物及び火災区画構造物※3時間以上の耐火能力を有する防護壁（150㎜ 以上）	－*	－	原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					タービン建屋	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					海水ポンプエリア	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					廃棄物処理建屋	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					固体廃棄物作業建屋（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					固体廃棄物貯蔵庫（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					使用済燃料乾式貯蔵建屋	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					給水加熱器保管庫	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					復水貯蔵タンクエリア	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					排気筒モニタ室	B	○	－
					常設代替高圧電源装置置場	B	○	－
					軽油貯蔵タンクエリア	B	○	－
					緊急時対策所建屋（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－
					常設低圧代替注水系ポンプ室，格納容器圧力逃がし装置格納槽，緊急用海水取水ピット	B	○	－
					可搬型設備用軽油タンク	B	○	－
		消火系	ポンプ		電動機駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					構内消火用ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－
					ディーゼル駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					ディーゼル駆動構内消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－
			容器		ろ過水貯蔵タンク（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					多目的タンク（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					原水タンク（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－
					ハロンボンベ（ほう酸水注入系ポンプA用）	B	○	－
					ハロンボンベ（ほう酸水注入系ポンプB用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2C-7用）	B	○	－
					ハロンボンベ（原子炉再循環系低速度用電源装置A用）	B	○	－
					ハロンボンベ（原子炉再循環系低速度用電源装置B用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2D-9用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2C-9用）	B	○	－
					ハロンボンベ（125V DC MCC 2A-2用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2C-8用）	B	○	－
					ハロンボンベ（代替燃料プール冷却系ポンプ室用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2A2-2用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2B2-2用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2D-8用）	B	○	－
					ハロンボンベ（MCC 2D-7用）	B	○	－

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	容器	ハロンボンベ（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置A用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（プロセスコンピュータ室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（中央制御室床下コンクリートピットS1，S2用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（バッテリー排気ファン室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用電気室（緊急用MCC他）用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用電気室（緊急用蓄電池）用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用電気室（緊急用125V MCC）用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（ケーブル処理室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（125V DC MCC 2A-1用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（制御棒駆動水ポンプA用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（制御棒駆動水ポンプB用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2A1-2用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2B1-2用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（残留熱除去系ポンプA室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（低圧炉心スプレイ系ポンプ用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（残留熱除去系ポンプB用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（残留熱除去系ポンプC用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（高圧炉心スプレイ系ポンプ室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉隔離時冷却系ポンプ室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（代替循環冷却系ポンプA用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2C-3用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2C-5用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-3用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-5用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（A系スイッチギア室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（B系スイッチギア室，中央制御室外操作盤用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用海水ポンプ用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（HPCS系スイッチギア室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（電気室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（A系蓄電池室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（B系蓄電池室（北側）用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（B系蓄電池室（南側）用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス再循環系排風機A用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス再循環系排風機B用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス処理系排風機A用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス処理系排風機B用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置B用）	B	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	容器	ハロンボンベ（空調機械室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（代替循環冷却系ポンプ B 用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（24V バッテリー2A 室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（直流 125V 蓄電池 HPCS 室用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（常設低圧代替注水系ポンプ用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急時対策所建屋 1 用）（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急時対策所建屋 2 用）（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					ハロンボンベ(常設代替高圧電源装置置場 1 用)	B	○	－	
					ハロンボンベ(常設代替高圧電源装置置場 2 用)	B	○	－	
					ハロンボンベ(常設代替高圧電源装置置場 3 用)	B	○	－	
					ハロンボンベ(カルバート(立坑部)用)	B	○	－	
					ハロンボンベ(2D，HPCS，C/S トレンチ用)	B	○	－	
					ハロンボンベ(2C C/S トレンチ用)	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ(非常用ディーゼル発電機室用)	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室用）	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（緊急時対策所建屋発電機室 2A 用）（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（緊急時対策所建屋発電機室 2B 用）（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
				主配管	ろ過水貯蔵タンク　～　ディーゼル駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					多目的タンク　～　ろ過水貯蔵タンク出口配管合流点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ろ過水貯蔵タンク出口配管分岐点　～　電動機駆動消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ディーゼル駆動消火ポンプ　～　原子炉建屋消火栓分岐点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					電動機駆動消火ポンプ　～　ディーゼル駆動消火ポンプ出口配管合流点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ディーゼル駆動消火ポンプ出口配管分岐点　～　固体廃棄物作業建屋消火栓分岐点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原水タンク　～　ディーゼル駆動構内消火ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					多目的タンク　～　原水タンク出口配管合流点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					原水タンク出口配管分岐点　～　構内消火用ポンプ（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ディーゼル駆動構内消火ポンプ　～　ディーゼル駆動構内消火ポンプ出口配管分岐点（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					構内消火用ポンプ　～　ディーゼル駆動構内消火ポンプ出口配管合流点（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					ディーゼル駆動構内消火ポンプ出口配管分岐点　～　海水ポンプエリア及び常設低圧代替注水系ポンプ室供給配管分岐点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					海水ポンプエリア及び常設低圧代替注水系ポンプ室供給配管分岐点　～　海水ポンプエリア及び排気筒モニタ室供給配管分岐点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					海水ポンプエリア及び排気筒モニタ室供給配管分岐点　～　海水ポンプエリア供給配管分岐点（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					ディーゼル駆動構内消火ポンプ出口配管分岐点　～　緊急時対策所建屋及び常設代替高圧電源装置置場供給配管分岐点（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	主配管	海水ポンプエリア及び常設低圧代替注水系ポンプ室供給配管分岐点　～　常設低圧代替注水系ポンプ室供給配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					海水ポンプエリア及び排気筒モニタ室供給配管分岐点　～　排気筒モニタ室供給配管分岐点	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。		
					ハロンボンベ（ほう酸水注入系ポンプA用）　～　ほう酸水注入系ポンプA	B	○	－	
					ハロンボンベ（ほう酸水注入系ポンプB用）　～　ほう酸水注入系ポンプB	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2C-7用）　～　MCC 2C-7	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉再循環系低速度用電源装置A用）　～　原子炉再循環系低速度用電源装置A	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉再循環系低速度用電源装置B用）　～　原子炉再循環系低速度用電源装置B	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-9用）　～　MCC 2D-9	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2C-9用）　～　MCC 2C-9	B	○	－	
					ハロンボンベ（125V DC MCC 2A-2用）　～　125V DC MCC 2A-2	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2C-8用）　～　MCC 2C-8	B	○	－	
					ハロンボンベ（代替燃料プール冷却系ポンプ室用）～　代替燃料プール冷却系ポンプ室	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2A2-2用）　～　MCC 2A2-2	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2B2-2用）　～　MCC 2B2-2	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-8用）　～　MCC 2D-8	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-7用）　～　MCC 2D-7	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置A用）　～　原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置A	B	○	－	
					ハロンボンベ（プロセスコンピュータ室用）　～　プロセスコンピュータ室	B	○	－	
					ハロンボンベ（中央制御室床下コンクリートピットS1，S2用）　～　中央制御室床下コンクリートピットS1，S2	B	○	－	
					ハロンボンベ（バッテリー排気ファン室用）　～　バッテリー排気ファン室	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用電気室（緊急用MCC他）用）～　緊急用電気室（緊急用MCC他）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用電気室（緊急用蓄電池）用）～　緊急用電気室（緊急用蓄電池）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用電気室（緊急用125V MCC）用）　～　緊急用電気室（緊急用125V MCC）	B	○	－	
					ハロンボンベ（ケーブル処理室用）　～　ケーブル処理室	B	○	－	
					ハロンボンベ（125V DC MCC 2A-1用）　～　125V DC MCC 2A-1	B	○	－	
					ハロンボンベ（制御棒駆動水ポンプA用）　～　制御棒駆動水ポンプA	B	○	－	
					ハロンボンベ（制御棒駆動水ポンプB用）　～　制御棒駆動水ポンプB	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2A1-2用）　～　MCC 2A1-2	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2B1-2用）　～　MCC 2B1-2	B	○	－	
					ハロンボンベ（残留熱除去系ポンプA室用）　～　残留熱除去系ポンプA室	B	○	－	
					ハロンボンベ（低圧炉心スプレイ系ポンプ用）　～　低圧炉心スプレイ系ポンプ	B	○	－	
					ハロンボンベ（残留熱除去系ポンプB用）　～　残留熱除去系ポンプB	B	○	－	
					ハロンボンベ（残留熱除去系ポンプC用）　～　残留熱除去系ポンプC	B	○	－	
					ハロンボンベ（高圧炉心スプレイ系ポンプ室用）～　高圧炉心スプレイ系ポンプ室	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉隔離時冷却系ポンプ室用）～　原子炉隔離時冷却系ポンプ室	B	○	－	
					ハロンボンベ（代替循環冷却系ポンプA用）　～　代替循環冷却系ポンプA	B	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	主配管	ハロンボンベ（MCC 2C-3 用）　～　MCC 2C-3	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2C-5 用）　～　MCC 2C-5	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-3 用）　～　MCC 2D-3	B	○	－	
					ハロンボンベ（MCC 2D-5 用）　～　MCC 2D-5	B	○	－	
					ハロンボンベ（A 系スイッチギア室用）　～　A 系スイッチギア室	B	○	－	
					ハロンボンベ（B 系スイッチギア室，中央制御室外操作盤用）　～　B 系スイッチギア室，中央制御室外操作盤	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急用海水ポンプ用）　～　緊急用海水ポンプ	B	○	－	
					ハロンボンベ（HPCS 系スイッチギア室用）　～　HPCS 系スイッチギア室	B	○	－	
					ハロンボンベ（電気室用）　～　電気室	B	○	－	
					ハロンボンベ（A 系蓄電池室用）　～　A 系蓄電池室	B	○	－	
					ハロンボンベ（B 系蓄電池室（北側）用）　～　B 系蓄電池室（北側）	B	○	－	
					ハロンボンベ（B 系蓄電池室（南側）用）　～　B 系蓄電池室（南側）	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス再循環系排風機 A 用）～　非常用ガス再循環系排風機 A	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス再循環系排風機 B 用）～　非常用ガス再循環系排風機 B	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス処理系排風機 A 用）　～　非常用ガス処理系排風機 A	B	○	－	
					ハロンボンベ（非常用ガス処理系排風機 B 用）　～　非常用ガス処理系排風機 B	B	○	－	
					ハロンボンベ（原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置 B 用）　～　原子炉再循環系流量制御弁用制御油圧発生装置 B	B	○	－	
					ハロンボンベ（空調機械室用）　～　空調機械室	B	○	－	
					ハロンボンベ（代替循環冷却系ポンプ B 用）　～　代替循環冷却系ポンプ B	B	○	－	
					ハロンボンベ（24V バッテリー2A 室用）　～　24V バッテリー2A 室	B	○	－	
					ハロンボンベ（直流 125V 蓄電池 HPCS 室用）　～　直流 125V 蓄電池 HPCS 室	B	○	－	
					ハロンボンベ（常設低圧代替注水系ポンプ用）　～　常設低圧代替注水系ポンプ	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急時対策所建屋 1 用）　～　弁 HALON-FP-F001，F002，F003，F004，F005，F006，F007，F008，F009（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F001　～　非常用換気設備室（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F007　～　2 階電気品室（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F008　～　3 階電気品室（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F009　～　125V 充電器室（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（緊急時対策所建屋 2 用）　～　弁 HALON-FP-F010，F011，F012，F013，F014，F015（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F010　～　125V 蓄電池室（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F011　～　24V 蓄電池室 2B（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F012　～　24V 蓄電池室 2A（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F015　～　通信機械室（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					ハロンボンベ（常設代替高圧電源装置置場 1 用）～　弁 HALON-FP-F016，F017，F018，F019，F020	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F017　～　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ B 室	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F018　～　燃料移送ポンプ 2C 室	B	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分	機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	火災防護設備	消火設備	消火系	主配管	弁 HALON-FP-F019 ～ 換気機械室	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F020 ～ 電気室	B	○	－	
					ハロンボンベ（常設代替高圧電源装置置場 2 用）～ 弁 HALON-FP-F021,F022,F023,F024	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F021 ～ 燃料移送ポンプ 2D 室	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F022 ～ 燃料移送ポンプ HPCS 室	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F023 ～ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ A 室	B	○	－	
					ハロンボンベ（常設代替高圧電源装置置場 3 用）～ 弁 HALON-FP-F025,F026,F027,F028,F029,F030,F031	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F028 ～ 機器搬入シャフト	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F030 ～ ＤＢ用シャフト及びＤＢ用トンネル	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F031 ～ ＳＡ用シャフト及びＳＡ用トンネル	B	○	－	
					ハロンボンベ（カルバート（立坑部）用） ～ 弁 HALON-FP-F032,F033	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F032 ～ 分岐点（ＤＢ用立坑及びＤＢ用トンネル）	B	○	－	
					分岐点（ＤＢ用立坑及びＤＢ用トンネル） ～ ＤＢ用立坑，ＤＢ用トレンチ及び軽油配管用トレンチ	B	○	－	
					分岐点（ＤＢ用立坑及びＤＢ用トンネル） ～ ＤＢ用立坑及びＤＢ用トンネル	B	○	－	
					弁 HALON-FP-F033 ～ ＳＡ用立坑，ＳＡ用トンネル，ＳＡ用トレンチ及び軽油配管用トレンチ	B	○	－	
					ハロンボンベ(2D,HPCS C/S トレンチ用) ～ 2D,HPCS C/S トレンチ	B	○	－	
					ハロンボンベ（2C C/S トレンチ用） ～ 2C C/S トレンチ	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ(非常用ディーゼル発電機室用) ～ 弁 CO2-FP-F001,F002	B	○	－	
					弁 CO2-FP-F001 ～ 非常用ディーゼル発電機 2C 室	B	○	－	
					弁 CO2-FP-F002 ～ 非常用ディーゼル発電機 2D 室	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室用） ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（緊急時対策所建屋発電機室 2A 用） ～ 緊急時対策所建屋発電機室 2A（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（緊急時対策所建屋発電機室 2A 用） ～ 緊急時対策所建屋発電機室 2A（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	
					二酸化炭素ボンベ（緊急時対策所建屋発電機室 2B 用） ～ 緊急時対策所建屋発電機室 2B（東海，東海第二発電所共用）	B	○	－	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-13　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
浸水防護施設

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「浸水防護施設」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「浸水防護施設」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「浸水防護施設」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

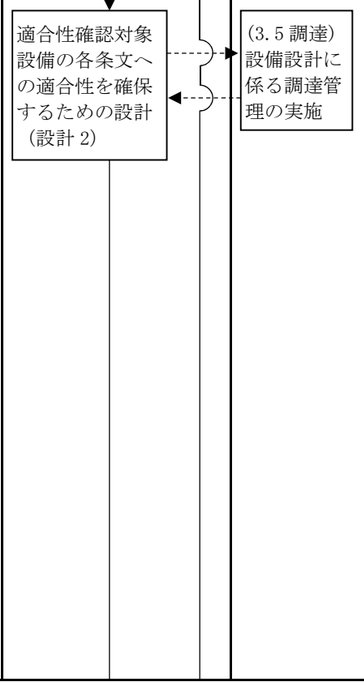
また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【浸水防護施設】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「浸水防護施設」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点でレビューし，承認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 13 条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	
設計	3.3.3 (2)			◎	－	○	○	2.　耐津波設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，津波防護対象設備が，設置変更許可を申請した基準津波及び基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）により，その安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように講じる津波防護対策の設計を以下に示すとおり実施した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（浸水防護施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								2.1　耐津波設計の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，基本設計方針，添付書類「Ⅴ-1-10-4　6.1.2(1)　津波」及び添付書類「Ⅴ-1-10-4　6.1.2(11)　高潮」で定めた設計方針をインプットとして，津波防護対象設備の選定，入力津波の設定，入力津波による津波防護対象設備への影響評価，津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針を耐津波設計の基本方針として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】 2.2　津波防護対象設備の選定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-4　6.1.1(3)　外部からの衝撃により防護すべき施設」で定めた基本方針，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した津波防護対象設備の選定に関する耐津波設計の基本方針，様式－5，原子力施設の重要度分類基準要項及び原子力発電施設の重要度分類基準に示された設備の重要度分類及びＪＥＡＧ等の適用規格をインプットとして，津波から防護すべき設計基準対象施設，重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備を選定してリスト化し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】 2.3　入力津波の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，「2.2　津波防護対象設備の選定」で選定した津波防護対象設備の津波防護対策となる各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波の設定について，以下に示すとおり実施した。 2.3.1　基準津波及び敷地に遡上する津波の概要の整理 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，設置変更許可申請書をインプットとして，入力津波の設定に当たり，設置変更許可申請書で設定した基準津波及び敷地に遡上する津波の設定位置，時刻歴波形，最大水位上昇量及び最大水位下降量並びに取水口位置での時刻歴波形を基準津波及び敷地に遡上する津波の概要として整理し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 2.3.2　敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物の確認 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，入力津波の設定に必要な遡上波による津波高さ及び経路からの津波による津波高さの評価を行うため，敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物の確認を以下に示すとおり実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						(1)　敷地の地形及び施設・設備の確認 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，設備図書（構内平面図，各施設図）をインプットとして，敷地の地形及び施設・設備の配置状況を確認し，その結果をアウトプットとして発電所の敷地に関する図面として取りまとめた。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，発電所の敷地に関する図面をインプットとして，設備図書や敷地周辺の地図では確認できない敷地の地形及び施設・設備の有無確認をするとともに設備図書と現場との整合を確認するための現場確認（ウォークダウン）を実施し，その結果をアウトプットとして現場確認結果に取りまとめた。 (2)　敷地周辺の人工構造物の確認 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，設備図書（各施設図），敷地周辺の地図及び敷地前面海域における適用可能な通過船舶航路をインプットとして，敷地周辺の人工構造物及び漂流物となる可能性のある船舶の有無を確認し，その結果をアウトプットとして発電所敷地付近地図及び発電所周辺の海上交通に関する図面として取りまとめた。 2.3.3　基準津波及び敷地に遡上する津波による敷地周辺の遡上波による津波高さ及び経路からの津波による津波高さの評価 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，設置変更許可申請書，「2.1 耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波の設定に関する耐津波設計の基本方針，「2.3.1　基準津波及び敷地に遡上する津波の概要の整理」で整理した基準津波及び敷地に遡上する津波の概要，「2.3.2　敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物の確認」で取りまとめた図面及び設備図書をインプットとして，設置変更許可申請書で設定した基準津波及び敷地に遡上する津波において津波防護対策の各施設・設備の設計及び評価に用いる入力津波の設定を行うための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，この調達の中で，供給者に対し，「2.3.2　敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物の確認」で取りまとめた図面を反映した遡上解析のモデル化の実施に加え，津波高さに影響を与える潮位変動，地震に伴う地形変化及び地殻変動の評価と，これらを反映した基準津波及び敷地に遡上する津波の遡上波による津波高さ及び経路からの津波の高さの評価を要求した。 供給者は，調達文書の要求に従い，当社から提供した設置変更許可申請書，「2.1 耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波の設定に関する耐津波設計の基本方針，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，敷地周辺の遡上波による津波高さ及び経路からの津波による津波高さの評価を以下に示すとおり実施した。 (1)　供給者は，「2.3.2　敷地の地形及び施設・設備並びに敷地周辺の人工構造物の確認」で取りまとめた図面をインプットとして，遡上解析モデルを作成し，その結果		

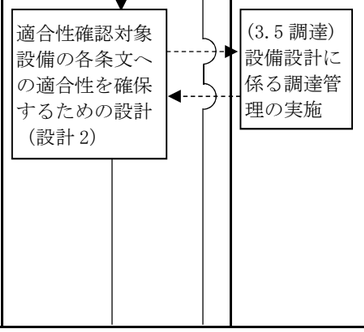
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							をアウトプットとして遡上解析モデル図に取りまとめた。 (2)　供給者は，敷地周辺における潮位に係る適用可能な観測記録を入手し，それをインプットとして，潮位変動の評価に用いる観測記録に整理し，その結果をアウトプットとして敷地周辺における潮位の観測記録として取りまとめた。 (3)　供給者は，敷地周辺における潮位の観測記録をインプットとして，潮位変動の評価を行うための解析を行い，その結果をアウトプットとして朔望平均潮位，潮位のバラツキ表に取りまとめた。 (4)　供給者は，設置変更許可を申請した基準地震動をインプットとして，地形変化の評価を行うための解析を行い，その結果をアウトプットとして敷地内における沈下を考慮する範囲図に取りまとめた。 (5)　供給者は，「2.3.1　基準津波及び敷地に遡上する津波の概要の整理」で整理した基準津波及び敷地に遡上する津波の概要をインプットとして，基準津波及び敷地に遡上する津波の波源による地殻変動の評価を行うための解析を行い，その結果をアウトプットとして，地殻変動量に取りまとめた。 (6)　供給者は，「(1)」～「(5)」の結果をインプットとして，遡上波による津波高さ及び経路からの津波による津波高さの評価を実施し，その結果をアウトプットとして最大浸水深分布，流速ベクトル分布，遡上波及び経路からの津波の時刻歴波形に取りまとめた。 (7)　供給者は，取りまとめたこれらの結果を，入力津波の設定に関する設計結果に取りまとめ，（開発計画室）地盤・津波グループマネージャーにより敷地周辺の遡上波による津波高さ及び経路からの津波による津波高さの評価が妥当であることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，敷地周辺における潮位に係る適用可能な観測記録を入手し，それをインプットとして，潮位変動の評価に用いる観測記録に整理し，その結果をアウトプットとして敷地周辺における潮位の観測記録として取りまとめた。また，敷地周辺における潮位の観測記録をインプットとして，潮位変動の評価を行うための解析を行い，その結果をアウトプットとして朔望平均潮位，潮位のバラツキを取りまとめた。 2.3.4　入力津波の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設置変更許可申請書，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波の設定に関する耐津波設計の基本方針，「2.3.1　基準津波及び敷地に遡上する津波の概要の整理」で整理した基準津波及び敷地に遡上する津波		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									の概要，設備図書及び業務報告書をインプットとして，数値計算上の不確かさを考慮した津波防護対策の各施設・設備の設計及び評価に用いる入力津波（遡上波及び経路からの津波）を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.3.1」～「2.3.4」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷防止に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	－	○	○	2.4　入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を設定し，入力津波による津波防護対象設備への影響評価を以下に示すとおり実施した。 2.4.1　津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した基本方針，「2.2　津波防護対象設備の選定」で選定したリスト及び設備図書をインプットとして，津波防護対象設備の設置位置を確認し，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を設定して図にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，以下の「(2)　敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る評価」～「(5)　水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価」の各条件において，入力津波による津波防護対象設備への影響評価を行い，その評価結果により，基本設計方針で定めた津波防護対策について，津波防護対象設備が重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないことを確認し，津波防護対策を確定した。 (1)　入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響評価に関する耐津波設計の基本方針をインプットとして，入力津波による津波防護対象設備への項目ごとの影響評価の実施，津波監視設備を設置するための方針を，入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針として定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (2)　敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る評価 a.　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グ	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（浸水防護施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									ループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響評価に関する耐津波設計の基本方針及び「2.4.2(1)　入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針の設定」で設定した基本方針をインプットとして，敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る遡上波の地上部からの到達，流入の防止及び取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止について評価方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　評価方法 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(2)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.3.3　基準津波及び敷地に遡上する津波による敷地周辺の遡上波による津波高さ及び経路からの津波による津波高さの評価」に示す評価に用いる入力津波の設定を行うための業務報告書等をインプットとして，遡上波の地上部からの到達，流入の防止及び取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止についての評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　評価結果 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(2)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(2)b.　評価方法」で定めた評価方法，入力津波高さ，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を示した図面，設備図書及び「2.4.2(2)d.　津波防護対策」で設定した津波防護対策をまとめた図をインプットとして，敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る遡上波の地上部からの到達，流入の防止及び取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止について評価を実施して図と表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　津波防護対策 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る遡上波の地上部からの到達，流入の防止及び取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止について評価においてまとめた図をインプットとして，敷地への浸水に対して重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするための津波防護対策を図にまとめ，その結果をアウトプットとして津波防護対策に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，影響評価の結果をインプットとして，津波防護対象設備が重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないことを確認し，津波防護対策を確定して，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (3)　漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護２）に係る評価		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									a.　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響評価に関する耐津波設計の基本方針，「2.4.2(1)　入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針の設定」で設定した基本方針及び「2.4.2(2)d.　津波防護対策」の結果をインプットとして，漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護２）に係る漏水対策（浸水想定範囲の設定），安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認及び排水設備の設置についての評価方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　評価方法 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(3)a.　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，漏水対策（浸水想定範囲の設定），安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認及び排水設備の設置についての評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　評価結果 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(3)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(3)b.　評価方法」で定めた評価方法，入力津波高さ，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を示した図面，設備図書，「2.4.2(2)　敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る評価」でまとめた津波防護対策を示した図面及び津波防護対策から想定する漏水量，「2.4.2(3)d.　津波防護対策」で設定した津波防護対策をまとめた図をインプットとして，漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護２）に係る漏水対策（浸水想定範囲の設定），安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認及び排水設備の設置についての評価を実施して図と表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　津波防護対策 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護２）に係る漏水対策（浸水想定範囲の設定），安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響確認及び排水設備の設置の評価においてまとめた図と表をインプットとして，漏水に対して重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするための津波防護対策を図にまとめ，その結果をアウトプットとして津波防護対策に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，影響評価の結果をインプットとして，津波防護対象設備		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							が安全機能を損なうおそれがないことを確認し，津波防護対策を確定して，その結果をアウトプットして設計資料に取りまとめた。 (4)　津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価 a.　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響評価に関する耐津波設計の基本方針及び「2.4.2(1)　入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る浸水防護重点化範囲の設定及び浸水防護重点化範囲の境界における浸水量評価についての評価方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　評価方法 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(4)a.　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，浸水防護重点化範囲の設定及び浸水防護重点化範囲の境界における浸水量評価についての評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　評価結果 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価のうち浸水防護重点化範囲の境界における浸水量評価に必要な耐震Ｂクラス及び耐震Ｃクラスの機器及び配管の破損による浸水量を「2.4.2(4)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(4)b.　評価方法」で定めた評価方法，入力津波高さ，設備図書をインプットとして，耐震Ｂクラス及び耐震Ｃクラスの機器及び配管の破損による津波浸水量を求める解析を行った。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(4)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(4)b.　評価方法」で定めた評価方法，津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を示した図面，設備図書，業務報告書及び「2.4.2(4)d.　津波防護対策」で設定した津波防護対策をまとめた図をインプットとして，津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る浸水防護重点化範囲の境界における浸水量評価についての評価を実施して図と表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　津波防護対策 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る浸水防護重点化範囲の設定及び浸水防護重点化範囲の境界における浸水量評価についての評価において		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						まとめた図と表をインプットとして，津波による溢水に対して重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないようにするための津波防護対策を図にまとめ，その結果をアウトプットとして津波防護対策に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，影響評価の結果をインプットとして，津波防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを確認し，津波防護対策を確定して，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (5)　水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価 a.　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響評価に関する耐津波設計の基本方針及び「2.4.2(1)　入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針の設定」で定めた基本方針をインプットとして，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る残留熱除去系海水系ポンプ，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ（以下，「非常用海水ポンプ」という。）及び緊急用海水ポンプの取水性低下及び津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの機能保持確認についての評価方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　評価方法 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，非常用海水ポンプ等の取水性及び津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ等の機能保持確認についての評価方法を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 c.　評価結果 (a)　水位変動に伴う取水性低下に係る評価 イ.　非常用海水ポンプの取水可能水位を求める試験 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち非常用海水ポンプ等の取水性についての評価に必要な非常用海水ポンプの取水可能水位を求める試験を調達するための調達文書を作成し，調達管理を実施した。 供給者は，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，当社から提供した設備図書や供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，非常用海水ポンプの取水可能水位を求		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達)設備設計に係る調達管理の実施					める試験を行い，（発電管理室）機械設備グループマネージャーにより非常用海水ポンプの取水可能水位を求める試験が妥当であることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 ロ．　経路からの津波による流速を求める解析の調達 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性についての評価に必要な経路からの津波による流速を求める解析を調達するための調達文書を作成し，添付書類「Ⅴ-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 供給者は，調達文書の要求に従い，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，当社から提供した設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，経路からの津波による流速を求める解析を行い，（開発計画室）地盤・津波グループマネージャーにより経路からの津波による流速を求めるための解析が妥当であることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 ハ．　非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプに対しての津波による波力の影響を求める計算 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性についての評価に必要な非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプに対しての津波による波力の影響を求める計算を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，設備図書，業務報告書（津波の流速）をインプットとして，波力に対する非常用海水ポンプの強度を求める計算を行い，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ニ．　重大事故等時に海水取水に使用するポンプの取水性 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(5)a.　評価方		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，入力津波高さ，設備図書をインプットとして，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプが取水ピットの水位変動に対して十分に追従性があり，取水性が確保できることを確認し，アウトプットとして，確認結果を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，入力津波高さ，設備図書及び業務報告書をインプットとして，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性についての評価を実施し，図と表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　津波の二次的な影響に係る評価 イ.　発電所周辺の砂の粒径の大きさの確認 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの機能保持確認の評価について，砂移動及び砂混入時の非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水機能維持を確認するために必要な発電所周辺の砂の粒径の大きさを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ.　砂移動に関する解析の調達 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの機能保持確認の評価について必要な砂移動に関する解析を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 供給者は，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，当社から提供した設置変更許可申請書，設備図書及び砂の粒径の大きさの確認結果，供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，砂移動に関する解析が妥当であることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社へ提出した。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー 当社	設計，工事及び検査の業務フロー 供給者	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連 本店	発電所	供給者	実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果） 業務実績又は業務計画	記録等	備考
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施					ハ.　非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの砂耐性を確認するための調達 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ等の機能保持確認の評価について必要な非常用海水ポンプ等の砂耐性を確認するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に従い，調達管理を実施した。 供給者は，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，当社から提供した設備図書，砂の粒径の大きさの確認結果及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの砂耐性を確保するための設計となっていることの評価を実施し，（発電管理室）機械設備グループマネージャーにより砂混入時の非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの砂耐性を有する設計となっていることの評価の結果が評価条件を満たす結果となっていることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 ニ.　経路からの津波による流速を求める解析の調達 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの機能保持確認の評価について，漂流物による取水性への影響の有無の評価に必要な経路からの津波による流速を求める解析を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 供給者は，調達文書の要求に従い，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，当社から提供した設置変更許可申請書，設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，経路からの津波による流速を求める解析を行い，（開発計画室）地盤・津波グループマネージャーにより経路からの津波による流速を求めるための解析が妥当であることの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）地盤・津波グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 ホ.　除塵装置が取水性へ及ぼす影響を確認する評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性		
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	（3.5 調達）設備設計に係る調達管理の実施							

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの機能保持確認の評価について「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，設備図書及び（開発計画室）地盤・津波グループマネージャーが行った経路からの津波による流速を求めるための業務報告書をインプットとして，除塵装置が取水性へ及ぼす影響評価を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.4.2(5)a.　評価方針」で定めた評価方針，「2.4.2(5)b.　評価方法」で定めた評価方法，入力津波高さ，設備図書，評価結果及び業務報告書をインプットとして，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価のうち津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの機能保持確認についての評価を実施して図と表にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 d.　津波防護対策 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る非常用海水ポンプ及び緊急用海水ポンプの取水性及び津波の二次的な影響による非常用海水ポンプ等の機能保持確認についての評価においてまとめた図と表をインプットとして，水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響に対して重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないための津波防護対策を図にまとめ，その結果をアウトプットとして津波防護対策に取りまとめた。 また，影響評価の結果をインプットとして，津波防護対象設備が重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないことを確認し，津波防護対策を確定して，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.4.1」，「2.4.2」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	○	○	2.5　津波防護に関する施設の設計方針の設定 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で設定した影響評価で明確にした津波防護に関する施設に対する詳細設計を以下に示すとおり実施した。 2.5.1　設計の基本方針	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（浸水防護施設）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.1　耐津波設計の基本方針の設定」で設定した津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針に関する耐津波設計の基本方針をインプットとして，以下に示した施設分類ごとに要求機能及び性能目標を定めるための設計の基本方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 2.5.2　要求機能及び性能目標 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.1　設計の基本方針」及び「2.4.2(2)　敷地への浸水防止（外郭防護１）に係る評価」～「2.4.2(5)　水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価」でまとめた津波防護対策を示した図面をインプットとして，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備ごとに要求機能を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備ごとに整理した要求機能をインプットとして，評価対象施設ごとに，機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 2.5.3　津波防護施設の設計 (1)　防潮堤 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，防潮堤の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する建屋及び区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，防潮堤の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)　防潮堤」で定めた機能設計に必要となる止水性を確認するための試験について，「2.5.2　要求性能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，止水性を確認するための漏えい試験の条件を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	

(b)　構造強度設計

（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり定めた。

イ．　構造強度の設計方針

（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.3(1)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。

ロ．　荷重及び荷重の組合せ

（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。

ハ．　機能維持の方針

（イ）　構造設計

（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.3(1)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.3(1)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。

（ロ）　評価方針

（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。

（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)a.(a),(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。

b.　設備仕様及び各機器固有の設計

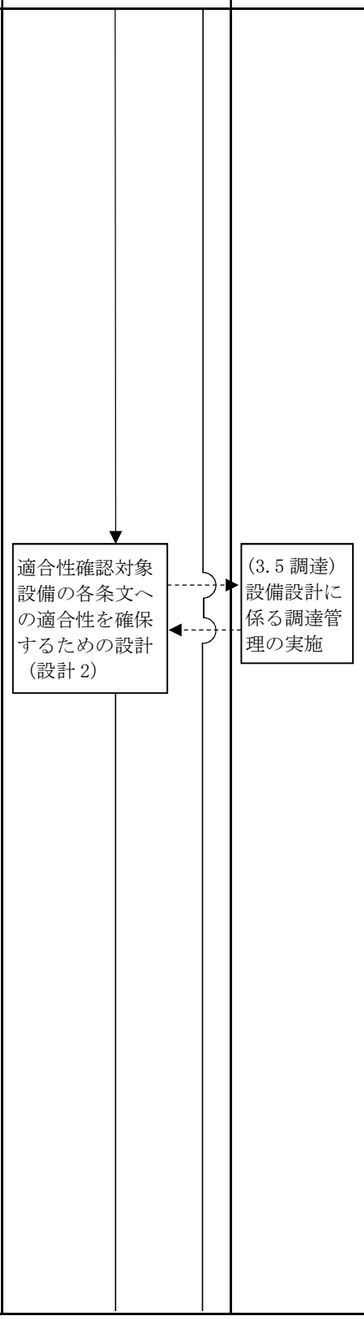
(a)　設備仕様に係る設計

（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，防潮堤に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。

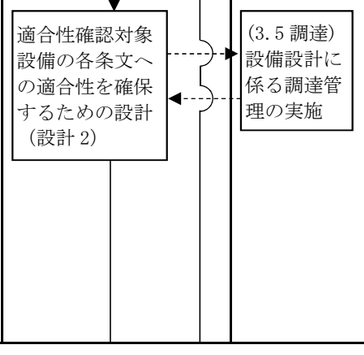
（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，防潮堤の設備仕様に係る設計を調達するた

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施					めの調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し機能設計上の性能目標を満たす防潮堤の設備仕様，構造，配置の決定に係る設計の実施を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「2.5.3(1)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防潮堤の設備仕様，構造，配置を決めるための設計を実施し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーにより機能設計上の性能目標を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，防潮堤の設備仕様を決定するための設計が機能設計の方針を満たしていることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)b.(a)　設備仕様に係る設計」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，防潮堤に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，防潮堤の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ．　強度評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(1)a.(b)ハ.（ロ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，防潮堤の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							【構造図】【機器の配置を明示した図面】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (2)　防潮扉 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，防潮扉の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する建屋及び区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，防潮扉の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり定めた。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.3(2)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.3(2)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.3(2)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝		

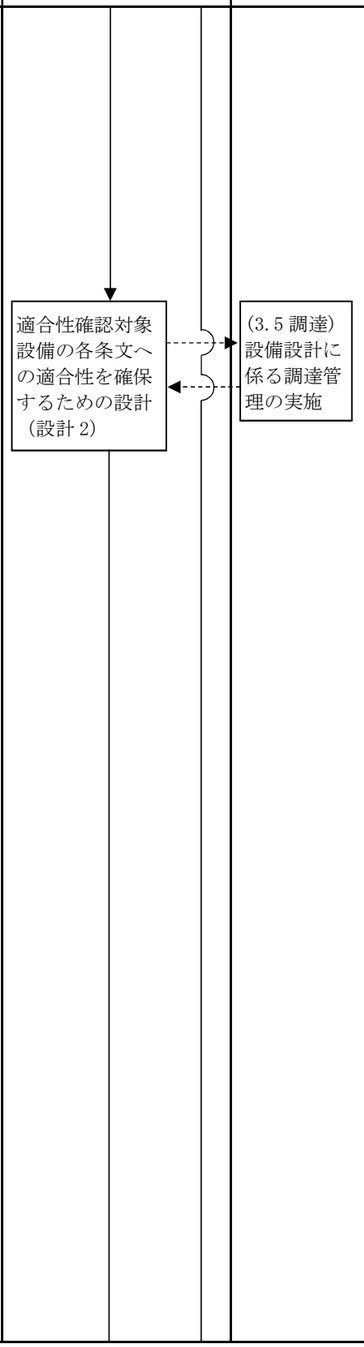
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(2)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(2)a.(a),(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，防潮扉に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(2)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，防潮扉の設備仕様に係る設計を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者に対し機能設計上の性能目標を満たす防潮扉の設備仕様，構造，配置の決定に係る設計の実施を要求した。 供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「2.5.3(2)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，防潮扉の設備仕様，構造，配置を決めるための設計を実施し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（開発計画室）土木耐震グループマネージャーにより機能設計上の性能目標を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，防潮扉の設備仕様を決定するための設計が機能設計の方針を満たしていることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(2)b.(a)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，防潮扉に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(2)a.(b)ハ.（ロ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，防潮扉の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ．　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(2)a.(b)ハ.（ロ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，防潮扉の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【構造図】【機器の配置を明示した図面】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (3)　放水路ゲート （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，放水路ゲートの要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する建屋及び区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，放水路ゲートの機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり定めた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.3(3)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.3(3)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.3(3)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(3)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(3)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，放水路ゲートに係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(3)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，放水路ゲートの設備仕様に係る設計を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者に対し，機能設計上の性能目標を満たす放水路ゲートの設備仕様，構造，配置の決定に係る設計の実施を要求した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーからの要求を受けて，「2.5.3(3)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，放水路ゲートの設備仕様，構造，配置を決めるための設計を実施し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）設備耐震グループマネージャーにより機能設計上の性能目標を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，放水路ゲートの設備仕様を決定するための設計が機能設計の方針を満たしていることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(3)b.(a)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，放水路ゲートに必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(3)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，放水路ゲートの耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ．　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(3)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，放水路ゲートの強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【構造図】【機器の配置を明示した図面】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (4)　構内排水路逆流防止設備 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，構		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							内排水路逆流防止設備の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する建屋及び区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり定めた。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.3(4)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.3(4)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.3(4)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(4)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(4)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，構内排水路逆流防止設備に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.3(4)a.(a)機能設計」の考え方をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の設備仕様に係る設計を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者に対し機能設計上の性能目標を満たす構内排水路逆流防止設備の設備仕様，構造，配置の決定に係る設計の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーからの要求を受けて，「2.5.3(4)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の設備仕様，構造，配置を決めるための設計を実施し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーにより機能設計上の性能目標を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の設備仕様を決定するための設計が機能設計の方針を満たしていることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.3(4)b.(a)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，構内排水路逆流防止設備に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(4)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ.　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.3(4)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，構内排水路逆流防止設備の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (5)　貯留堰 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，貯留堰の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した非常用海水ポンプ等の機能保持確認についての評価結果をインプットとして，貯留堰の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり定めた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								イ．　構造強度の設計方針 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.3(5)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.3(5)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.3(5)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(5)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(5)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，貯留堰に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.3(5)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，貯留堰の設備仕様に係る設計を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-1　3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく調達管理を実施した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者に対し機能設計上の性能目標を満たす貯留堰の設備仕様，構造，配置の決定に係る設計の実施を要求した。		
		適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）								
			(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施							

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							供給者は，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーからの要求を受けて，「2.5.3(5)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針，当社から提供した設備図書及び供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして，貯留堰の設備仕様，構造，配置を決めるための設計を実施し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめた。 供給者は，取りまとめたこれらの結果について，（開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーにより機能設計上の性能目標を満たす設計となっていることの確認を受け，アウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書及び業務報告書をインプットとして，貯留堰の設備仕様を決定するための設計が機能設計の方針を満たしていることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.3(5)b.(a)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(5)a.(b)ハ．（ロ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，貯留堰の耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ．　強度評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，「2.5.3(5)a.(b)ハ．（ロ）　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，貯留堰の強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							2.5.4　浸水防止設備の設計 (1)　浸水防止蓋 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，浸水防止蓋（取水路点検用開口部浸水防止蓋，放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋，ＳＡ用海水ピット開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋及び緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋）の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，浸水防止蓋の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.4(1)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.4(1)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							度の設計方針及び「2.5.4(1)a.(b)ロ.　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.4(1)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(1)a.(a),(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，浸水防止蓋に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.4(1)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，浸水防止蓋の設備仕様に係る設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，配置図及び構造図の設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，浸水防止蓋に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.4(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，浸水防止蓋の耐震評価を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ.　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.5.4(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，浸水防止蓋の強度評価を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									(2)　逆止弁 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，逆止弁（海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁，取水ピット空気抜き配管逆止弁，緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁）の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，逆止弁の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.4(2)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.4(2)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.4(2)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(2)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(2)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，逆止弁に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(2)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，逆止弁の設備仕様に係る設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，配置図及び構造図の設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，逆止弁に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(2)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」及び「3.4.2(2)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，逆止弁の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ.　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(2)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，逆止弁の強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (3)　貫通部止水処置 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，貫通部止水処置（防潮堤又は防潮扉下部貫通部止水処置，海水ポンプ室貫通部止水処置，原子炉建屋境界貫通部止水処置，常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）貫通部止水処置）の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護施設を設置する区画ごとの評価結果をインプットとして，貫通部止水処置の機能設計方針を定めた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.4(3)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.4(3)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.4(3)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(3)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(3)a.(a),(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(3)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，貫通部止水処置の設備仕様に係る設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(3)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，貫通部止水処置の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ.　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(3)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，貫通部止水処置の強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (4)　水密扉 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，水密扉（常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉，原子炉建屋原子炉棟水密扉，原子炉建屋付属棟東側水密扉，原子炉建屋西側水密扉，原子炉建屋南側水密扉，原子炉建屋北側水密扉１，原子炉建屋北側水密扉２）の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する建屋及び区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，水密扉の機能設計方針を定めた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.4(4)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.4(4)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.4(4)a.(b)ロ．荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(4)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.4(4)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，水密扉に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「2.5.4(4)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，水密扉の設備仕様に係る設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，配置図及び構造図の設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，水密扉に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「2.5.4(4)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」及び「3.4.2(2)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，水密扉の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ．　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「2.5.4(4)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，水密扉の強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 (5)　水密ハッチ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，水密ハッチ（格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ及び常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ）の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「2.4.2　入力津波による津波防護対象設備への影響評価」で実施した津波防護対象設備を設置する建屋及び区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，水密ハッチの機能設計方針を定めた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.4(5)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績(○)／計画(△)	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.4(5)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.4(5)a.(b)ロ．荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(5)a.(b)ハ．（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(5)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，水密ハッチに係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(5)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，水密ハッチの設備仕様に係る設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，配置図及び構造図の設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，浸水防止蓋に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(5)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，水密ハッチの耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							ロ．　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(5)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，水密ハッチの強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【構造図】【要目表】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】 2.5.5　津波監視設備の設計 (1)　津波・構内監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，津波・構内監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の設定，荷重の組合せの考え方，機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「2.5.5(1)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャーは，「2.5.2　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「2.5.5(1)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「2.5.5(1)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.5(1)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「2.5.5(1)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　兼用する機能の確認 保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(2)b.　図3-6　主要な設備の設計」の「兼用する機能の確認」に従い，様式－2及び様式－5を基に，技術基準規則の条文から津波・構内監視カメラに要求される兼用機能を確認し，「2.5.5(1)a.　方針の設定」及び添付書類「Ⅴ-1-10-5　9.(2)c.外部状況把握」で定めた要求機能及び性能目標を達成するための設計を以下に示すとおり実施した。 (b)　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，津波・構内監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計に係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 保守総括グループマネージャーは，「2.5.5(1)a.(a)　機能設計」及び「2.5.5(1)a.(b)　構造強度設計」の考え方をインプットとして，津波・構内監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計の設備仕様・構造・配置を決めるための設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料，配置図及び構造図の設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，津波・構内監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (c)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.地震による損傷防止に関する設計」で実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									ロ．　強度評価 保守総括グループマネージャーは，「2.5.5(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，津波監視装置の強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 ハ．　非常用所内電源設備からの給電に関する設計 保守総括グループマネージャーは，「2.5.5(1)a.(a)　機能設計」及び添付書類「V-1-10-9　2.1　非常用発電装置，2.2　蓄電池設備」で実施した設計結果をインプットとして，非常用所内電源設備から給電できる設計であることを確認した。 【構造図】【機器の配置を明示した図面】【発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）		(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	◎	－	○	○	3.　溢水防護に関する設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，溢水防護に関する設計を以下に示すとおり実施した。 3.1　基本方針の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「原子力発電所の内部溢水評価ガイド（平成 26 年 8 月 6 日原規技発第 1408064 号原子力規制委員会）（以下「評価ガイド」という。）」に従い，溢水防護の設計に関する基本方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「評価ガイド」に従い，「3.2 防護すべき設備の設定」～「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」の溢水評価を実施するために，調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 3.2　防護すべき設備の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備の設定方針を定め，その結果をアウトプットとして，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備を設定するための設備の抽出及び機能喪失高さの設定を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備の設定方針，設備図書をインプットとして，防護すべき設備を抽出し，その抽出結果をアウトプットとして溢水防護対象設備リストに取りまとめた。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（浸水防護施設）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針，溢水防護対象設備リスト及び設備図書をインプットとして，防護すべき設備の要求される機能を損なうおそれがある部位を特定し，機能喪失高さの考え方を定め，その結果をアウトプットとして各機器の機能喪失高さの考え方を取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護対象設備リスト，各機器の機能喪失高さの考え方及び設備図書をインプットとして，防護すべき設備の機能喪失高さを設定し，溢水防護対象設備リストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護対象設備リストについて，防護すべき設備の設定方針どおりに防護すべき設備の抽出及び機能喪失高さの設定を実施していることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が作成した溢水防護対象設備リスト（機能喪失高さ含む。）について，系統図及び設備図書をインプットとして，防護すべき設備に抜けがないことを確認するとともに，現場確認（ウォークダウン）を実施し，防護すべき設備が現場と一致していることを確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備のリスト及び確認結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 3.3　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.3.1　溢水評価条件の設定」を基に「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」に基づく溢水評価を行い，その評価結果により，基本設計方針で定めた防護対策について，防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれのないことを確認し，防護設計方針を確定した。 3.3.1　溢水評価条件の設定 (1)　溢水源及び溢水量の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，建屋内での溢水源及び溢水量の設定方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水源及び溢水量の設定を実施した。 (a)　想定破損による溢水源及び溢水量の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水源及び溢水量の設定，設備図書をインプットとして，破損を想定する溢水源の範囲を特定し，保有水量を明確にしたうえで，溢水量を算出し，その結果をアウトプットとして想定破損による溢水源から溢水量を算出した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(b)　消火水の放水による溢水源及び溢水量の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水源及び溢水量の設定方針及び火災防護における火災区域又は火災区画の設備図書をインプットとして，火災区域，区画ごとの等価時間（潜在的火災継続時間）の確認を行い，溢水量算出の基となる放水時間を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設計資料，設備図書をインプットとして，消火水の放水による溢水範囲を特定し，溢水量を算出した。 (c)　地震起因による溢水源及び溢水量の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，地震起因により溢水源となり得る耐震Ｂ，Ｃクラス機器の設備リストをインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.11.2　溢水防護に係る施設の耐震設計」で耐震評価を実施し，アウトプットとしてリストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水源となり得る機器のリスト，設備図書，供給者が所有する適用可能な図書及び溢水源としない耐震Ｂ，Ｃクラス機器のリストをインプットとして，溢水源となる機器を特定し，地震に起因する溢水源となる機器，配管及び使用済燃料プールスロッシングにより発生する溢水をアウトプットとして，地震に起因する溢水源リストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，想定破損による溢水源からの溢水量，消火水の放水による溢水量，地震に起因する溢水源からの溢水量のリスト及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で設定した防護設計方針をインプットとして，特定した溢水源から溢水量を算出し，その結果をアウトプットとして溢水源及び溢水量のリストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，これらのリストについて溢水源及び溢水量の設定方針どおりに抽出されていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめたリストについて，系統図及び設備図書をインプットとして，溢水源に抜けがないことを確認するとともに，現場確認（ウォークダウン）を実施し，溢水源が現場と一致していることを確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水源及び溢水量のリスト，確認結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(2)　溢水防護区画及び溢水経路の設定 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，溢水防護区画及び溢水経路の設定方針を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護区画及び溢水経路の設定を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護区画及び溢水経路の設定方針，設備図書及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で設定した防護設計方針をインプットとして，防護すべき設備が設置されている溢水防護区画及び溢水防護区画間の溢水経路（床面開口部及び溢水評価において防護設計方針を考慮した経路）の特定を実施し，その結果をアウトプットとして図面に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護区画及び溢水経路の図面について，溢水防護区画及び溢水経路の設定方針どおりに設定していることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，作成した溢水防護区画及び溢水経路の図面について，系統図及び設備図書をインプットとして，「溢水防護区画及び溢水経路の設定」に抜けがないことを確認するとともに，現場確認（ウォークダウン）を実施し，溢水防護区画及び溢水経路の設定が現場と一致していることを確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護区画及び溢水経路の図面，溢水源及び溢水量の確認結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 3.3.2　溢水評価及び防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水影響評価を実施し，その評価結果を基にした防護設計方針の設定を以下に示すとおり実施した。 (1)　防護すべき設備に関する溢水評価及び防護設計方針 a.　没水影響評価 (a)　没水影響に対する評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備に関する没水影響評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，建屋内の没水影響評価を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.3.1(1)　溢水源及び溢水量の設定」で作成した想定破損による溢水源からの溢水量のリスト，消火水の放水による溢水源からの溢水量のリスト，地震に起因する溢水源からの溢水量のリスト及び「3.3.1(2)　溢水防護区画及び溢水経路の設定」で作成した溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書をインプットとして，溢水防護区画ごとの溢水水位を求め，その結果をアウトプットとして，評価結果に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水水位のリスト及び防護すべき設備のリストに示された機能喪失高さ及び没水影響評価の確認方法をインプットとして，防護すべき設備への没水影響を評価し，その結果をリストにまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，没水影響評価結果としてリスト化し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針及び溢水評価の結果をインプットとして，溢水防護に期待する浸水防護施設を定め，その結果をアウトプットとして防護設計方針に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において溢水防護に期待する浸水防護施設の検討結果をインプットとして，建屋内の防護すべき設備が没水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(1)a.(a)　没水影響に対する評価」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 b.　被水影響評価 (a)　被水影響に対する評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備に関する被水影響評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，想定破損による溢水源からの溢水量，消火水の放水による溢水量，地震に起因する溢水源からの溢		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									水量のリスト及び「3.3.1(2)　溢水防護区画及び溢水経路の設定」で取りまとめた溢水防護区画の図面をインプットとして，特定した被水源から防護すべき設備に対する影響評価を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，被水影響の評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源のリスト，溢水防護区画，溢水経路の図面及び設備図書をインプットとして，現場確認（ウォークダウン）により，防護すべき設備への被水に対する影響を確認し，その結果をアウトプットとして被水影響評価のリストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備が想定破損，地震起因及び放水による被水影響に対して，被水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水影響を受ける範囲外であり，かつ天井面の開口若しくは貫通部からの被水影響を受ける範囲外であること，被水に対して防護すべき設備が保護構造を有していること，被水しても多重性又は多様性を有しているリストをインプットとして，被水影響の確認を行い，影響評価を実施し，防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれのないことを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針及び溢水評価の結果をインプットとして，溢水防護に期待する浸水防護施設を定め，その結果をアウトプットとして防護設計方針に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する浸水防護施設の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，防護すべき設備が被水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(1)b.(a)　被水影響に対する評価」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめ，レビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 c.　蒸気影響評価 (a)　蒸気影響に対する評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，建屋内の防護すべき設備に関する蒸気影響評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，建屋内の蒸気影響評価を実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，想定破損による溢水源からの配置及び「3.3.1(2)　溢水防護区画及び溢水経路の設定」で取りまとめた溢水防護区画の図面をインプットとして，溢水防護区画内の蒸気影響評価範囲を特定した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，地震起因により発生する蒸気条件は，想定破損による蒸気条件に包絡されることを確認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，特定した溢水防護区画内の蒸気影響範囲及び評価方法をインプットとして，蒸気影響に対する評価を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1 溢水評価条件の設定」で作成した溢水源のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面から設定した蒸気環境範囲，防護すべき設備の配置を基にした蒸気評価区画を設定し，設備図書をインプットとして，解析により想定破損発生区画内での漏えい蒸気及び区画間を拡散する漏えい蒸気による蒸気環境条件を基に防護すべき設備に対する蒸気影響を評価し，その結果をリストにまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，蒸気影響評価の結果をインプットとして，蒸気影響の判定のために実施した「蒸気曝露試験」又は「机上評価」で取りまとめた技術資料（耐蒸気性能試験結果）について，防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれのないことを確認した。技術資料（耐蒸気性能試験結果）の試験結果を基に蒸気影響評価の解析結果に対する判定基準を取りまとめ，アウトプットとしてリストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，破損想定箇所の近傍に防護すべき設備が設置される場合の漏えい蒸気の直接噴出による影響に対する評価方法を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価方法をインプットとして，想定破損箇所と防護すべき設備との位置関係について現場確認（ウォークダウン）を実施し，その結果をリストに取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，蒸気影響評価結果としてリスト化し，その評価結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針及び溢水評価の結果をインプットとして，溢水防護に期待する浸水防護施設を定め，その結果をアウトプットとして防護設計方針に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する蒸気影響を緩和する設備の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，防護すべき設備が蒸気影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(1)c.(a)　蒸気影響に対する評価」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめ，レビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 d.　使用済燃料プールの機能維持評価 (a)　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，使用済燃料プールのスロッシングによる使用済燃料プールの水位低下が使用済燃料プールの冷却機能，給水機能及び遮蔽機能に与える影響評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者に対し，使用済燃料プールのスロッシングによる影響評価の実施を要求した。 供給者は，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーからの要求を受けて，「3.3.1(1)　溢水源及び溢水量の設定」で取りまとめた地震に起因する溢水源からの溢水量のリストをインプットとして，解析により使用済燃料プールのスロッシングによる使用済燃料プールの水位低下が使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能に与える影響を評価し，その結果をまとめ，（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーの確認を受けた。また，その結果をアウトプットとして業務報告書を作成し，当社に提出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，使用済燃料プールのスロッシングにより影響を受ける場合の防護設計の基本方針を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，使用済燃料プールの機能維持の防護設計方針に従い，使用済燃料プールのスロッシングにより影響を受ける場合の溢水伝播を防止する設備を検討し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水伝播を防止する施設の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，使用済燃料プールの機能維持及び防護すべき設備が使用済燃料プールのスロッシングによる溢水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.2.2(1)d.(a)		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									評価の実施」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料にとりまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 e.　海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針 (a)　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，海水ポンプエリアの防護すべき設備に関する溢水評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，想定破損による溢水量，消火水の放水による溢水量，地震に起因する溢水源からの溢水量のリスト及び「3.3.1(2)　溢水防護区画及び溢水経路の設定」で取りまとめた溢水防護区画の図面をインプットとして，溢水防護区画内の溢水量を算出した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，消火水の放水による溢水量が，想定破損による溢水量に包絡されていることを確認し，算出した溢水防護区画内の溢水量及び評価方法をインプットとして，海水ポンプエリアから発生する溢水影響に対する評価を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，海水ポンプエリア内の想定破損による溢水について，評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源及び溢水量のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書をインプットとして，現場確認（ウォークダウン）により，防護すべき設備が設置される海水ポンプ室の溢水評価を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (2)　溢水防護区画を内包する建屋外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針 a.　屋外タンクの溢水評価に関する設計方針 (a)　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備が設置される建屋外からの溢水評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，屋外タンクの破損による溢水について，評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源及び溢水量のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書をインプットとして，現場確認（ウォークダウン）により，屋外で発生を想定する溢水水位と防護すべき設備の機能喪失高さを比較し，その結果をリストにまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備への溢水影響を受ける場合の防護設計の基本方針を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護設計の基本方針をインプットとして，評価において期待する溢水伝播を防止する設備を検討し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する溢水伝播を防止する設備の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，防護すべき設備が没水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(2)a.(a)　評価の実施」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 b.　その他の地震起因による敷地内溢水影響評価に関する設計方針 (a)　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備に関する溢水評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，地震起因による評価において，屋外タンクの破損以外に機器等の複数同時破損を想定した溢水について，評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源及び溢水量のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書をインプットとして，現場確認（ウォークダウン）により，屋外で発生を想定する溢水水位と防		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								護すべき設備の機能喪失高さを比較し，その結果をリストにまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備への溢水影響を受ける場合の防護設計の基本方針を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護設計の基本方針をインプットとして，評価において期待する溢水伝播を防止する設備を検討し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する溢水伝播を防止する設備の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，防護すべき設備が没水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(2)b.(a)　評価の実施」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 c.　海水ポンプエリアの区域外溢水に関する設計方針 (a)　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備に関する溢水評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，地震起因による評価において，屋外タンクの破損以外に機器等の複数同時破損を想定した溢水について，評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源及び溢水量のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書をインプットとして，現場確認（ウォークダウン）により，屋外で発生を想定する溢水水位と防護すべき設備の機能喪失高さを比較し，その結果をリストにまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備への溢水影響を受ける場合の防護設計の基本方針を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護設計の基本方針をインプットとして，評価において期待する溢水伝播を防止する設備を検討し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する溢水伝播を防止する設備の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，防護すべき設備が没水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(2)c.(a)　評価の実施」にて確認し，防護設定方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 d.　地下水に関する設計方針 (a)　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，防護すべき設備に関する溢水評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋，タービン建屋等の周辺地下部に設置している排水設備（サブドレン）が，地震によりすべて同時に機能喪失を想定した溢水について，評価方法及び判定基準，「3.2　防護すべき設備の設定」で作成した防護すべき設備のリスト，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源及び溢水量のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書をインプットとして，現場確認（ウォークダウン）により，屋外で発生を想定する溢水水位と防護すべき設備の機能喪失高さを比較し，その結果をリストにまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 (b)　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護すべき設備への溢水影響を受ける場合の防護設計の基本方針を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護設計の基本方針をインプットとして，評価において期待する溢水伝播を防止する設備を検討し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する溢水伝播を防止する設備の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，防護すべき設備が没水影響に対して要求される機能を損なうおそれのないことを「3.3.2(2)d.(a)　評価の実施」にて確認し，防護設定方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (3)　管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針 a.　評価の実施 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価の評価方法及び判定基準を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価方法及び判定基準，「3.3.1　溢水評価条件の設定」で作成した溢水源及び溢水量のリスト，溢水防護区画及び溢水経路の図面，設備図書インプットとして，発生を想定する放射性物質を含む液体が管理区域外への伝播に関する溢水評価を実施し，その結果をリストにまとめ，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　防護設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，管理区域外への漏えい影響を受ける場合の防護設計の基本方針を定めた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護設計の基本方針をインプットとして，評価において期待する溢水伝播を防止する設備を検討し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，評価において期待する溢水伝播を防止する設備の検討結果をインプットとして，防護設計方針を定め，管理区域内で発生を想定する放射線物質を含む液体が管理区域外へ伝播しないことを「3.3.2(3)a.　評価の実施」にて確認し，防護設計方針を確定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				◎	○	－	○	3.4　溢水防護施設の詳細設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で設定した防護設計方針で明確にした浸水防護施設に対する詳細設計を以下に示すとおり実施した。 3.4.1　要求機能及び性能目標 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本方針をインプットとして，「溢水伝播を防止する設備」及び「蒸気影響を緩和する設備」ごとに，要求機能を整理し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「溢水伝播を防止する設備」及び「蒸気影響を緩和する設備」ごとに整理した要求機能をインプットとして，評価対象施設ごとに，機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 3.4.2　溢水伝播を防止する設備 (1)　残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護設備を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(1)　残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉」で定めた機能設計に必要となる止水性を確認するための試験について，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，止水性を確認するための漏えい試験の条件を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，残留熱除去系Ａ系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉のうち代表扉で行った主要な構造体の境界部の止水性に関する設備図書（漏えい試験結果）を入手した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，漏えい試験の条件及び設備図書（漏えい試験結果）をインプットとして，実施した試験が漏えい試験の条件を満たした結果であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標及び「3.4.2(1)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.2(1)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.2(1)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定めた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(1)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(1)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設計仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(1)a.(a)　機能設計」の考え方に基づき実施した「2.5.4(4)b.(a)　設備仕様に係る設計」をインプットとして，残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉の設備仕様・構造・配置を決めるための設計内容を確認し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，設計結果をインプットとして，溢水伝播防止としての残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉の設備仕様（止水性含む。）を決定するための設計が，機能設計の方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，残留熱除去系A系ポンプ室水密扉，原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.5.4(4)b.(b)イ.　耐震評価」の結果をインプットとして，「3.4.2(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針に沿った結果となっていることを確認し，「2.5.4(4)b.(b)イ.　耐震評価」の結果をアウトプットとした。 ロ.　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.5.4(4)b.(b)ロ.　強度評価」の結果をインプットとして，「3.4.2(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針に沿った結果となっていることを確認し，「2.5.4(4)b.(b)ロ.　強度評価」の結果をアウトプットとした。 【要目表】【浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面】【構造図】【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (2)　常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							扉の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護設備を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.2(2)　常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉」で定めた機能設計に必要となる止水性を確認するための試験について，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，止水性を確認するための漏えい試験の条件を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉の主要な構造体の境界部の止水性に関する設備図書（漏えい試験結果）を入手した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，漏えい試験の条件及び設備図書（漏えい試験結果）をインプットとして，実施した試験が漏えい試験の条件を満たした結果であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ.　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標及び「3.4.2(1)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ.　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標をインプットとして，荷重の種類		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.2(1)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.2(1)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定めた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.2(1)a.(b)ハ.（イ）　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(2)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設計仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「3.4.2(2)a.(a)　機能設計」の考え方に基づき実施した「2.5.4(4)b.(a)　設備仕様に係る設計」をインプットとして，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉の設備仕様・構造・配置を決めるための設計内容を確認し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，設計結果をインプットとして，溢水伝播防止としての常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉の設備仕様（止水性含む。）を決定するための設計が，機能設計の方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.健全性に係る設計」で実施した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.5.4(4)b.(b)イ．耐震評価」の結果をインプットとして，「3.4.2(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針に沿った結果となっていることを確認し，「2.5.4(4)b.(b)イ．　耐震評価」の結果をアウトプットとした。 ロ．　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「2.5.4(4)b.(b)ロ．強度評価」の結果をインプットとして，「3.4.2(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針に沿った結果となっていることを確認し，「2.5.4(4)b.(b)ロ．　強度評価」の結果をアウトプットとした。 【要目表】【浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面】【構造図】【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (3)　浸水防止蓋及び水密ハッチ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋）の要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護設備を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチA，B，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋）の機能設計方針を定め，設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.2(3)　浸水防止蓋及び水密ハッチ」で定めた機能設計に必要となる止水性を確認するための試験について，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標をインプットとして，止水性を確認するための漏えい試験の条件を定め，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチA，B，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋）の主要な構造体の境界部の止水性に関する設備図書（漏えい試験結果）を入手した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，漏えい試験の条件及び設備図書（漏えい試験結果）をインプットとして，実施した試験が漏えい試験の条件を満たした結果であることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標及び「3.4.2(3)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.2(3)a.(b)イ．　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.2(3)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定めた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.2(3)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(3)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設計仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.2(3)a.(a)　機能設計」の考え方に基づき実施した「2.5.4(1)b.(a)　設備仕様に係る設計」及び「2.5.4(5)b.(a)　設備仕様に係る設計」をインプットとして，浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋）の設備仕様・構造・配置を決めるための設計内容を確認し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめ，その結果をアウトプットとして取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，設計結果をインプットとして，溢水伝播防止としての浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋）の設備仕様（止水性含む。）を決定するための設計が，機能設計の方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，浸水防止蓋及び水密ハッチ（緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋，緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋，格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ，常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ，海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋）に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(1)b.(c)イ．　耐震評価」及び「2.5.4(5)b.(c)イ．　耐震評価」の結果をインプットとして，「3.4.2(3)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針に沿った結果となっていることを確認し，「2.5.4(1)b.(c)イ．　耐震評価」及び「2.5.4(5)b.(c)イ．　耐震評価」の結果をアウトプットとした。 ロ．　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，「2.5.4(1)b.(c)ロ．　強度評価」及び「2.5.4(5)b.(c)ロ．　強度評価」の結果をインプットとして，「3.4.2(1)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針に沿った結果となっていることを確認し，「2.5.4(1)b.(c)ロ．　強度評価」及び「2.5.4(5)b.(c)ロ．　強度評価」の結果をアウトプットとした。 【要目表】【浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面】【構造図】【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (4)　堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板） （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護施設を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の機能設計方針を定めた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「3.4.2(4)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ.　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.2(4)a.(b)イ.　構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.2(4)a.(b)ロ.　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(4)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(4)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(4)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の設備仕様に係る設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，機能設計上の性能目標を満たす堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の設備仕様・構造・配置の決定に係る設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(4)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針，「3.4.2(4)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針及び設備図書をインプットとして，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の設備仕様，配置図及び構造図を決めるための設計を実施し，設備仕様，配置図及び構造図に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，実施した設計結果をインプットとして，設置された機器及び配管等の破損に伴う溢水伝播を防止する機能を維持するための堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の設備仕様を決定するための設計が機能設計の方針を満たしていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめ，レビューし，承認した。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャーは，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(4)a.(b)ハ.(ロ)　で定めた評価方針をインプットとして，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の耐震評価を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.11.2 溢水防護に係る施設の耐震評価」で実施した。 ロ．　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(4)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，堰（溢水拡大防止堰，管理区域外伝播防止堰及び止水板）の強度評価を，添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【要目表】【構造図】【浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面】【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (5)　逆流防止装置 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，逆流防止装置の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護施設を設置する区画ごとの浸水高さに係る評価結果をインプットとして，逆流防止装置の機能設計方針を定めた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「3.4.2(5)a.(a)　機		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.2(5)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.2(5)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(5)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(5)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(5)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，逆流防止装置の設備仕様に係る設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，機能設計上の性能目標を満たす逆流防止装置の設備仕様，配置図及び構造図の決定に係る設計を実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(5)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針，「3.4.2(5)a.(b)　構造強度設計」で定めた機能維持の方針及び設備図書をインプットとして，逆流防止装置の設備仕様，配置図及び構造図を決めるための設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。		

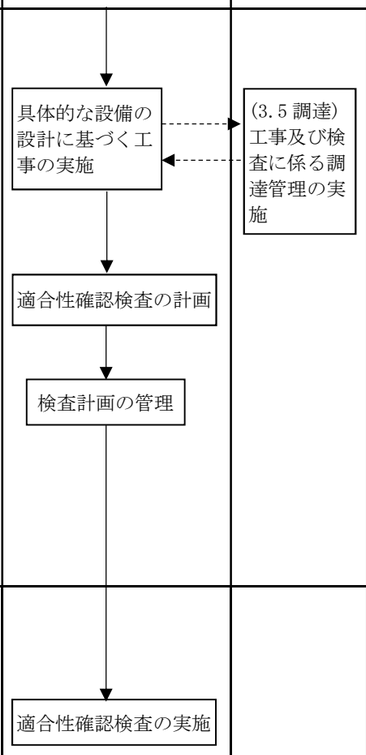
各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							保守総括グループマネージャーは，逆流防止装置に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(5)a.(b)ハ.(ロ)　で定めた評価方針をインプットとして，逆流防止装置の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.11.2　溢水防護に係る施設の耐震評価」で実施した。 ロ.　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(5)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，逆流防止装置の強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (6)　貫通部止水処置 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，貫通部止水処置の要求機能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護施設を設置する区画ごとの評価結果をインプットとして，貫通部止水処置の機能設計方針を定めた。 (b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ.　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標及び「3.4.2(6)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ.　荷重及び荷重の組合せ		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめるとともに，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.2(6)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.2(6)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(6)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(6)a.(a)，(b)」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，貫通部止水処置に必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(6) a. (a) 機能設計」の考え方に基づき実施する「2.5.4(3)b.(a)　設備仕様に係る設計」の設計結果をインプットとして，貫通部止水処置の設備仕様・構造・配置を決めるための設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 (b)　各機器固有の設計 イ．　耐震評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.2(6)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」の結果をインプットとして，貫通部止水処置の耐震評価を，添付書類「V-1-10-4　4.8.3　浸水防護施設の耐震設計」で実施した。 ロ．　強度評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，「3.4.2(6)a.(b)ハ.(ロ)評価方針」で定めた評価方針をインプットとして，貫通部止水処置の強度評		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績(○)／計画(△)	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 3.4.3　蒸気影響を緩和する設備 (1)　自動検知・遠隔隔離システム （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，自動検知・遠隔隔離システムの要求性能及び性能目標を達成するための機能設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した蒸気影響を緩和する機能を確保するための自動検知・遠隔隔離システムの機能設計方針を定めた。 b.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，自動検知・遠隔隔離システムに係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.3(1)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，自動検知・遠隔隔離システムの設備仕様に係る設計を実施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，自動検知・遠隔隔離システムに必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】 (2)　防護カバー （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護カバーの要求性能及び性能目標を達成するための機能設計及び構造強度設計を以下に示すとおり実施した。 a.　方針の設定 (a)　機能設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた機能設計上の性能目標及び「3.3.2　溢水評価及び防護設計方針」で実施した浸水防護施設を設置する区画ごとの評価結果をインプットとして，防護カバーの機能設計方針を定めた。		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							(b)　構造強度設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標を達成するよう，構造強度の設計方針，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方並びに機能維持の方針を以下に示すとおり実施した。 イ．　構造強度の設計方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.3(2)a.(a)　機能設計」で定めた機能設計方針をインプットとして，構造強度設計の方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ロ．　荷重及び荷重の組合せ （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標をインプットとして，荷重の種類及び荷重の組合せの考え方を設定し，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 ハ．　機能維持の方針 （イ）　構造設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.1　要求機能及び性能目標」で定めた構造強度設計上の性能目標，「3.4.3(2)a.(b)イ．構造強度の設計方針」で定めた構造強度の設計方針及び「3.4.3(2)a.(b)ロ．　荷重及び荷重の組合せ」で定めた荷重をインプットとして，荷重の伝達を踏まえた構造設計の方針を定め，構造計画及び概略図をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （ロ）　評価方針 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.3(2)a.(b)ハ.(イ)　構造設計」の結果をインプットとして，評価方針を定め，アウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 b.　設備仕様及び各機器固有の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護カバーに係る設備仕様に関する設計を以下に示すとおり実施した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.3(2)a.(a)　機能設計」の考え方をインプットとして，防護カバーの設備仕様に係る設計を実		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								施し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，防護カバーに必要な設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (b)　各機器固有の設計 イ.　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，「3.4.3(2)a.(b)ハ.(ロ)　評価方針」で定めた機能維持の方針をインプットとして，防護カバーの強度評価を，添付書類「V-1-10-4　12.4　津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価」で実施した。 【発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（浸水防護施設）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類V-1-10-1　3.3.3(4) d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・検査計画	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

--------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	外郭浸水防護設備	－*	－	－	防潮堤（鋼製防護壁）	A	○	－	
						防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）	A	○	－	
						防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）	A	○	－	
						防潮扉 1	A	○	－	
						防潮扉 2	A	○	－	
						放水路ゲート 1, 2, 3	A	○	－	
						構内排水路逆流防止設備 1, 2, 3, 4, 7, 8, 9	A	○	－	
						構内排水路逆流防止設備 5, 6	A	○	－	
						取水路点検用開口部浸水防止蓋 1, 10	A	○	－	
						取水路点検用開口部浸水防止蓋 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9	A	○	－	
						海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁 1, 2	A	○	－	
						取水ピット空気抜き配管逆止弁 1, 2, 3	A	○	－	
						放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋 1, 2, 3	A	○	－	
						ＳＡ用海水ピット開口部浸水防止蓋 1, 2, 3, 4, 5, 6	A	○	－	
						緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋	A	○	－	
						緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋	A	○	－	
						緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋	A	○	－	
						緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	A	○	－	
						緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁	A	○	－	
						格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A	A	○	－	
						格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B	A	○	－	
						常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ	A	○	－	
						常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A, B	A	○	－	
						常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉	A	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟東側水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟西側水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟南側水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟北側水密扉 1	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟北側水密扉 2	C	○	－	
						貯留堰	A	○	－	
		内郭浸水防護設備	－	防水区画構造物	－	残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉	C	○	－	
						原子炉隔離時冷却系室北側水密扉	C	○	－	
						原子炉隔離時冷却系室南側水密扉	C	○	－	
						高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉	C	○	－	
						海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋 1, 2, 3	C	○	－	

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	内郭浸水防護設備	—	防水区画構造物	—	原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 B1-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 B1-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 B1-3	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 B1-4	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 1-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 1-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 1-3	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 2-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 2-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 3-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 3-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 4-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 5-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 5-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 6-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 6-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 6-3	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 6-4	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟溢水拡大防止堰 6-5	C	○	—	
						原子炉建屋付属棟溢水拡大防止堰	C	○	—	
						原子炉建屋廃棄物処理棟管理区域外伝播防止堰 1-1	C	○	—	
						原子炉建屋廃棄物処理棟管理区域外伝播防止堰 1-2	C	○	—	
						タービン建屋管理区域外伝播防止堰 1-1	C	○	—	
						タービン建屋管理区域外伝播防止堰 1-2	C	○	—	
						タービン建屋管理区域外伝播防止堰 1-3	C	○	—	
						タービン建屋管理区域外伝播防止堰 1-4	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 B2-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 B2-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 B2-3	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 B1-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 B1-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 B1-3	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 2-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 3-1	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 3-2	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 3-3	C	○	—	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 3-4	C	○	—	

発電用原子炉施設の種類		設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	浸水防護施設	内郭浸水防護設備	－	防水区画構造物	－	原子炉建屋原子炉棟止水板 3-5	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 3-6	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 3-7	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 4-1	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 4-2	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 4-3	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 4-4	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 4-5	C	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟止水板 5-1	C	○	－	
						緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋	A	○	－	
						緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋	A	○	－	
						格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ A	A	○	－	
						格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ B	A	○	－	
						常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ	A	○	－	
						常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ A，B	A	○	－	
						常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉	A	○	－	
						原子炉建屋原子炉棟水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟東側水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟西側水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟南側水密扉	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟北側水密扉 1	C	○	－	
						原子炉建屋付属棟北側水密扉 2	C	○	－	
						キャスク搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						サイトバンカトラックエリア出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃棄物処理建屋機器搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						雑固体ドラム搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						ドラム搬入室出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						廃棄物処理建屋出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						焼却設備機器搬出入用出入口	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-14　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
補機駆動用燃料設備
（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「補機駆動用燃料設備」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「補機駆動用燃料設備」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「補機駆動用燃料設備」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【補機駆動用燃料設備】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「補機駆動用燃料設備」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2及び様式－4をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6及び様式－7について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第4条（設計基準対象施設の地盤），第49条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第7条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第9条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第11条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第52条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第48条（設計基準対象施設の準用），第78条（重大事故等対処施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　16.　内燃機関の設計」で実施した。 ・第51条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	2.　補機駆動用燃料設備の設計 保守総括グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，基本設計方針及び様式－2 をインプットとして，補機駆動用燃料設備として設計が必要な以下の(1)～(5)の設備について，補機駆動用燃料設備の容量及び補給に関する設計を実施した。 (1)　可搬型設備用軽油タンク a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，重大事故等時に対処するために使用する可搬型設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵する設備として様式－2 にて抽出した補機駆動用燃料設備の可搬型設備用軽油タンクについて，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，補機駆動用燃料設備として必要な容量を確保した設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，燃料補給手順及び添付書類「V-1-10-9　2.4 (3)　可搬型設備用軽油タンク」にて実施した容量に関する設計結果をインプットとして，非常用電源設備及び補機駆動用燃料設備を兼用する場合においても必要な容量の燃料を貯蔵できることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，構造図，系統図及び配置図を設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性，試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面】【補機駆動用燃料設備の系統図】【補機駆動用燃料設備の構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（補機駆動用燃料設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	(2)　ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク a.　設備仕様に係る設計 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャー及び保守総括グループマネージャーは，ディーゼル駆動消火ポンプの動作に必要な駆動燃料を貯蔵する設備として様式－2 にて抽出したディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクについて，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，ディーゼル駆動消火ポンプの動作に必要な駆動燃料を貯蔵するための容量に関する設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，構造図，系統図及び配置図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性，試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 （発電管理室）火災防護対策グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面】【補機駆動用燃料設備の系統図】【補機駆動用燃料設備の構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（補機駆動用燃料設備）	
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	(3)　タンクローリ a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，重大事故等時に対処するために使用する可搬型設備の動作に必要な駆動燃料を補給する設備として様式－2 にて抽出したタンクローリについて，基本設計方針，設備図書及び燃料補給手順をインプットとして，補機駆動用燃料設備として運用に必要な時間内に必要な燃料を補給できる設計となっていることを確認し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設備図書，燃料補給手順及び添付書類「Ⅴ-1-10-9　2.4 (2)　タンクローリ」にて実施した容量に関する設計結果をインプットとして，タンクローリにより非常用電源設備の燃料設備及び補機駆動用燃料設備で必要な容量の燃料を運用に必要な時間内に補給できるよう容量の設計を実施した。 保守総括グループマネージャーは，燃料の補給に関する設計結果をインプットとして，タンクローリを使用して，重大事故等時に対処するために使用する可搬型設備の動作に必要な燃料を補給できること，並びに非常用電源設備の燃料設備	・設計資料（補機駆動用燃料設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									及び補機駆動用燃料設備を兼用する場合においても，運用に必要な時間内に必要な容量の燃料を補給できることを確認し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，構造図，系統図及び配置図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面】【補機駆動用燃料設備系統図】【補機駆動用燃料設備の構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)				－	◎	－	○	(4)　可搬型代替注水大型ポンプ車載燃料タンク a.　設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，可搬型代替注水大型ポンプの動作に必要な駆動燃料を貯蔵するための設備として様式－2 にて抽出した可搬型代替注水大型ポンプ車載燃料タンクについて，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，可搬型代替注水大型ポンプの動作に必要な駆動燃料を貯蔵するための容量に関する設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，構造図，系統図及び配置図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 b.　各機器固有の設計 (a)　耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b)　強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。	・設計資料（補機駆動用燃料設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								【要目表】【補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面】【補機駆動用燃料設備の系統図】【補機駆動用燃料設備の構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】		
設計	3.3.3 (2)			－	◎	－	○	(5) 可搬型代替注水中型ポンプ車載燃料タンク a. 設備仕様に係る設計 保守総括グループマネージャーは，可搬型代替注水中型ポンプの動作に必要な駆動燃料を貯蔵するための設備として様式－2 にて抽出した可搬型代替注水中型ポンプ車載燃料タンクについて，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，可搬型代替注水中型ポンプの動作に必要な駆動燃料を貯蔵するための容量に関する設備設計を実施し，その結果をアウトプットとして設備仕様，設定根拠，構造図，系統図及び配置図を設計資料に取りまとめレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4 11. 健全性に係る設計」で実施した。 b. 各機器固有の設計 (a) 耐震評価 保守総括グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「V-1-10-4 4. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 (b) 強度評価 保守総括グループマネージャーは，強度評価を添付書類「V-1-10-4 12. 材料及び構造に係る設計」で実施した。 【要目表】【補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面】【補機駆動用燃料設備の系統図】【補機駆動用燃料設備の構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】	・設計資料（補機駆動用燃料設備）	
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1 3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1 3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（補機駆動用燃料設備）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1 3.3.3(4) 工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1 3.3.3(4)d. 工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。	・検査要領書 ・検査記録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。		

--------▶　：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類	設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	補機駆動用燃料設備	燃料設備	－*	容器	－	可搬型設備用軽油タンク	A	○	－	
					－	ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
					－	タンクローリ	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
					－	可搬型代替注水大型ポンプ車載燃料タンク	C	－	○	
					－	可搬型代替注水中型ポンプ車載燃料タンク	C	－	○	複数回に分けて調達しており，調達時期により重要度分類が異なるため，最後の調達の重要度分類を記載。なお，当初の調達は重要度分類対象外である。
			－	主配管	－	ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク　～　ディーゼル駆動消火ポンプ内燃機関（東海，東海第二発電所共用）	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
						タンクローリ給油用 10m ホース	C	－	○	
						タンクローリ送油用 19.5m ホース	C	－	○	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-15　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
非常用取水設備

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「非常用取水設備」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「非常用取水設備」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「非常用取水設備」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1 により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9 により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【非常用取水設備】

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「非常用取水設備」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当 ○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6 及び様式－7 について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5 及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第 4 条（設計基準対象施設の地盤），第 49 条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第 6 条（設計基準対象施設の津波による損傷の防止），第 51 条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 7 条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第 9 条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第 11 条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第 52 条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　10.　溢水による損傷防止設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	○	－	○	2.　冷却水の容量を確保するための設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（開発計画室）土木計画グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，様式－2 で「非常用取水設備」として抽出した取水構造物，貯留堰，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポンプピット及び緊急用海水取水管について，設計基準事故時及び重大事故等時に事故が収束するまでの間に必要な海水を冷却水として取水するための，入力津波に対する取水性の評価及び冷却に必要な海水を貯留する設備の設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　入力津波に対する取水性の評価 （発電管理室）設備耐震グループマネージャーは，入力津波に対する取水性評価を行うために，添付書類「Ⅴ-1-10-13　2.4.2(5)c.(a)　水位変動に伴う取水性低下に係る評価」において実施した評価結果により，引き波時に取水機能を確保するための，冷却に必要な海水を貯留する設備が必要であることを確認した。 (2)　冷却に必要な海水の貯留容量の設定及び貯留するための設備の設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（開発計画室）土木計画グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，「2.(1)　入力津波に対する取水性の評価」で必要とした海水を確保するための設備に対して，海水ポンプの取水可能水位を維持する設備としての取水構造物，貯留堰，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポンプピット及び緊急用海水取水管の設計を以下に示すとおり実施した。 a.　冷却に必要な海水の貯留容量の設定 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，設備図書をインプットとして，冷却に必要な貯留容量を設定するため，引き波時において冷却に必要な海水量を設定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-13 2.4.2(5)c.(a)　水位変動に伴う取水性低下に係る評価」において実施した評価結果，冷却に必要な海水量及び設備図書をインプットとして，引き波時の水位低下状態（水位波形，継続時間），海水ポンプの取水能力（取水流量，取水可能水位）に対して，海水ポンプの取水可能水位が維持できることを確認し，その結果をアウトプットとして設定根拠に取りまとめた。 b.　冷却に必要な海水を貯留するための設備の設計 (a)　設備仕様に係る設計 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（開発計画室）土木計画グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，冷却に必要な海水を取水するため，「2.(2)a.　冷却に必要な海水の貯留容量の設定」で設定した貯留容量を確保するため，基本設計方針及び設備図書をインプットとして，貯留機能のうち，海水ポンプへ導水するための流路としての取水構造物，貯留堰，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポン	・設計資料（非常用取水設備）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								プピット及び緊急用海水取水管の設備仕様，構造，配置を決めるための設計を実施し，それをアウトプットとして設備仕様，配置図，構造図に取りまとめた。 （発電管理室）機械設備グループマネージャーは，これらの設計結果をインプットとして，取水構造物，貯留堰，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポンプピット及び緊急用海水取水管が設計基準事故時及び重大事故等時に事故が収束するまでの間に必要な海水を取水できることを確認し，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （開発計画室）土木耐震グループマネージャー，（開発計画室）土木計画グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，取水構造物，貯留堰，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポンプピット及び緊急用海水取水管に必要な設備設計のうち，健全性に係る「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「Ⅴ-1-10-4　11. 健全性に係る設計」で実施した。 (3)　各機器固有の設計 a.　耐震評価 （発電管理室）機械設備グループマネージャー，（発電管理室）プラント安全向上グループマネージャー及び（開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.8.4　非常用取水設備の耐震設計」で実施した。 b.　強度評価 （開発計画室）土木耐震グループマネージャーは，強度評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　12.　材料及び構造に係る設計」で実施した。 【機器の配置を明示した図面】【要目表】【構造図】【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】【取水口及び放水口に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	－	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（非常用取水設備）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	－	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。	・工事計画認可申請書案	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。		
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画 検査計画の管理	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。 検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1 3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項	・検査要領書 ・検査記録	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。		

--------▶ ：必要に応じ実施する。

様式－9

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類		設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3 設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4 調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	非常用取水設備	取水設備	－*	－	－	貯留堰	A	○	－	
			－	－	－	取水構造物	既設設備であり，当時の調達管理に基づき実施している。			
			－	－	－	ＳＡ用海水ピット取水塔	A	○	－	
			－	－	－	海水引込み管	A	○	－	
			－	－	－	ＳＡ用海水ピット	A	○	－	
			－	－	－	緊急用海水取水管	A	○	－	
			－	－	－	緊急用海水ポンプピット	A	○	－	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。

Ⅴ-1-10-16　本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画
緊急時対策所

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概要

本資料は，本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「緊急時対策所」の設計に係るプロセスの実績，工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

東海第二発電所における「緊急時対策所」の設計に係るプロセスとその実績について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として，組織内外の部門関係，進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

添付書類「Ⅴ-1-10-1　設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した，東海第二発電所における「緊急時対策所」の設計の実績，工事及び検査の計画について，「本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画」の様式－1により示す。

また，適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレードと実績について，「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）」の様式－9により示す。

本工事計画に係る設計の実績，工事及び検査の計画【緊急時対策所】

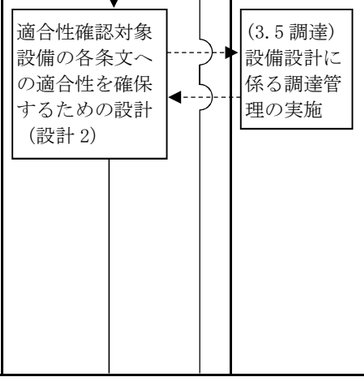
各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容（設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化		－	◎	－	○	新規制基準への適合に必要な設計の要求事項を，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。	－	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.2　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき，設置許可基準規則，技術基準規則と過去の指針等（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説，並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈）と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用をインプットとして，設計基準対象施設と重大事故等対処設備に係る機能ごとに「緊急時対策所」を抽出し，その結果をアウトプットとして様式－2 に整理した。 保守総括グループマネージャーは，様式－2 について，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項が適切か，またこの要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点でレビューし，承認した。	・様式－2 設備リスト	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）		－	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき，技術基準規則をインプットとして，技術基準規則の条文単位での適用を明確にし，アウトプットとして，各条文と施設における適用要否の考え方を様式－3 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，様式－3 をインプットとして，条文と施設の関係を一覧に整理し，アウトプットとして様式－4 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，実用炉規則別表第二，技術基準規則，様式－2 及び様式－4 をインプットとして，抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並び替えるとともに，各機器に適用される技術基準規則の条文及び条文ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し，アウトプットとして工認書類と本工事計画の関係を様式－5 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，設置許可基準規則，技術基準規則及び設置変更許可申請書をインプットとして，添付書類「Ⅴ-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針を策定し，アウトプットとして，各条文の設計の考え方を様式－6 に，要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式－7 に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針，設置変更許可申請書をインプットとして，既工認や他プラントの状況を参考にして，各機器の耐震重要度分類，機器クラス，兼用する際の登録の考え方及び適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連をアウトプットとして様式－5 に取りまとめた。	・様式－3 技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方 ・様式－4 施設と条文の対比一覧表 ・様式－5 工認添付書類星取表 ・様式－6 条文の設計の考え方 ・様式－7 要求事項との対比表	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								保守総括グループマネージャーは，様式－3，様式－4，様式－5，様式－6及び様式－7について，添付書類「V-1-10-1　3.3.1　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して，設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューし，承認した。		
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	(3.5調達) 設備設計に係る調達管理の実施	○	◎	－	○	保守総括グループマネージャーは，様式－2で抽出した機器に対し，詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式－5及び基本設計方針をインプットとして，該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し，その結果をアウトプットとして様式－8の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に取りまとめた。 保守総括グループマネージャーは，「運用要求」に分類した基本設計方針を取りまとめ，（発電管理室）プラント管理グループマネージャーに必要な検討を依頼した。 保守総括グループマネージャーは，取りまとめた様式－8の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄について添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか，詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの２つの観点で確認した。 基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を，その実績のレビュー，設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて，以下の「1.」以降に示す。（【　】は，本工事計画内の資料との関連）	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表	
設計	3.3.3 (2)			「原子炉冷却系統施設」参照			○	1.　共通的に適用される設計 共通的に適用される設計項目に対する設計を，以下に示すとおり実施した。 ・技術基準規則第4条（設計基準対象施設の地盤），第49条（重大事故等対処施設の地盤）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　2.　設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計」で実施した。 ・技術基準規則第51条（重大事故等対処施設の津波による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　5.　津波による損傷防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第7条（外部からの衝撃による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　6.　自然現象等への配慮に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第9条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　8.　不法な侵入等の防止設計」で実施した。 ・技術基準規則第11条（設計基準対象施設の火災による損傷の防止），第52条（重大事故等対処施設の火災による損傷の防止）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　9.　火災による損傷の防止」で実施した。 ・技術基準規則第13条（安全避難通路等）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　13.　安全避難通路等に係る設計」及び「14.　非常用照明に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第48条（設計基準対象施設の準用），第78条（重大事故等対処施設の準用）の適合に必要な設計を添付書類「V-1-10-4　17.　電気設備の設計」で実施した。	「原子炉冷却系統施設」参照	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	◎	－	○	2.　緊急時対策所の設置等に関する設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び安全・防災グループマネージャーは，様式－2 で抽出した機器等について，基本設計方針等をインプットとして，耐震性に関する設計，基準津波に対する設計及び中央制御室に対する独立性に関する設計を実施するとともに，それらを踏まえた設置場所に関する設計を以下に示すとおり実施した。また，（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針等をインプットとして，代替電源設備からの給電に関する設計，共用に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　設置場所等に関する設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び安全・防災グループマネージャーは，緊急時対策所の建物及び設備の設置場所等に関する設計として，以下の「a.」～「c.」に示すとおり設計を実施した。 a.　耐震設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，基準地震動による地震力に対し，緊急時対策所の機能を喪失しない設計となるよう，詳細設計方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，耐震評価を添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-4　4.　地震による損傷防止に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，詳細設計方針を満たす耐震性を有する設計となっていることを確認した。 b.　耐津波設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，基準津波の影響を受けない設計となるよう，詳細設計方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，詳細設計方針，設備図書，現場状況の確認及び（発電管理室）設備耐震グループマネージャーが設定した入力津波の情報（添付書類「Ⅴ-1-10-13　2.3　入力津波の設定」）をインプットとして，詳細設計方針を満たしていることを確認した。 c.　中央制御室に対する独立設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，中央制御室に対し独立した設計となるよう，詳細設計方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・設計資料（緊急時対策所）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，詳細設計方針，設備図書及び現場状況の確認をインプットとして，詳細設計方針を満たしていることを確認した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び安全・防災グループマネージャーは，「a.」～「c.」の設計資料をインプットとして，機能に関する設計結果及び配置図にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び安全・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 保守総括グループマネージャーは，耐震性に関する設計，基準津波に対する設計及び中央制御室に対する独立性を満たす設備設計のうち，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 【緊急時対策所の機能に関する説明書】【緊急時対策所の設置場所を明示した図面】 (2)　代替電源設備に関する設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，代替電源設備からの給電が可能となること及び多重性が確保されるよう，詳細設計方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，緊急時対策所に給電するために必要な容量を確認した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，添付書類「V-1-10-9　2.1(3)　緊急時対策所用発電機」において実施した設計結果をインプットとして，緊急時対策所用発電機が詳細設計方針を満たしていることを確認し，機能に関する設計結果に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【緊急時対策所の機能に関する説明書】 (3)　共用に関する設計 保守総括グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，様式－2で抽出した機器について，東海発電所と東海第二発電所間の共用に係る設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	－	○	○	3.　緊急時対策所機能に係る設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，緊急時対策所の機能に係る設計として，居住性の確保，情報の把握及び通信連絡に関する設計を以下に示すとおり実施した。 (1)　居住性の確保に関する設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，居住性の確保に関する設計として，以下の「a.」～「c.」に示すとおり実施した。 a.　方針の決定 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，基本設計方針をインプットとして，居住性の確保に関する設計に係る全体及び様式－2 で抽出した機器等のうち居住性の確保に関する各設備の詳細設計方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，詳細設計方針をインプットとして，居住性の確保に関する設計に係る全体及び居住性の確保に関する各設備の防護措置を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 b.　設備仕様の確認等 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）環境保安グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，居住性の確保に関する各設備の仕様等の確認について，以下の「(a)」～「(d)」に示すとおり実施した。 (a)　換気設備等 イ．　緊急時対策所換気設備 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）機械設備グループマネージャーは，緊急時対策所換気設備の設計について，添付書類「Ⅴ-1-10-7　10.(2)a.(a)　換気設備」において実施した設計を確認し，評価に使用する設備に関する情報として取りまとめた。 ロ．　放射線管理用計測装置 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，放射線管理計測装置の設計について，添付書類「Ⅴ-1-10-7　3.1(1)　緊急時対策所エリアモニタ」において実施した設計結果をインプットとして，防護措置を満たしていることを確認した。	・調達文書 ・業務報告書 ・設計資料（緊急時対策所）	

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー	組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
	当社 / 供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
						(b)　生体遮蔽装置 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，生体遮蔽装置の設計について，添付書類「V-1-10-7　10.(2)a.(b)　生体遮蔽装置」において実施した結果を確認し，評価に使用する設備に関する情報として取りまとめた。 (c)　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，汎用品である酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について，防護措置を満たしていることを確認した。 保守総括グループマネージャーは，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について，健全性に係る「多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散」，「悪影響防止等」，「環境条件等」及び「操作性及び試験・検査性」の設計を添付書類「V-1-10-4　11.　健全性に係る設計」で実施した。 (d)　チェンジングエリア （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，チェンジングエリアの設備構成に関する設計について，添付書類「V-1-10-7　8.　出入管理設備に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，防護措置を満たしていることを確認した。 c.　居住性に関する評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「b.　設備仕様の確認等」で確認した設備に関する情報を踏まえた緊急時対策所の居住性に関する評価を，以下の「(a)　被ばく評価並びに放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価」，「(b)　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価」に示すとおり実施した。 (a)　被ばく評価並びに放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価に係る線量評価並びに生体遮蔽装置の放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価に関する解析を調達するための調達文書を作成し，添付書類「V-1-10-4　1.　設計に係る解析業務の管理」に従い，調達管理を実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）を参考とし，換気設備及び生体遮蔽装置の設備に関する情報並びに運用に関する情報を踏まえた，解析条件を設定し，解析を行うよう供給者に対し要求した。 供給者は，（発電管理室）環境保安グループマネージャーからの要求を受けて，当社から提供した設備図書，設備に関する情報，解析の入力条件となる情報（発電所で収集している当社が所有する気象データ，要員の滞在及びマスク		

各段階	設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							の運用並びに評価点の位置及び滞在時間）及び供給者が所有する適用可能な図書をインプット情報として整理し，解析条件として表に取りまとめた。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者と協議のうえ，インプット情報を基に，以下の「イ.」，「ロ.」に示すとおり評価方針を定めた。 イ.　被ばく評価方針及び放射線の遮蔽評価方針 （イ）　評価事象の選定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」をインプットとして，評価事象の選定に関する方針を定めた。 （ロ）　被ばく経路の選定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価手法（内規），要員の滞在をインプットとして，緊急時対策所内の被ばく経路の選定に関する方針を定めた。 （ハ）　原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気への放出量並びに原子炉格納容器内の線源強度の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，被ばく評価手法（内規）をインプットとして，原子炉格納容器内の放射性物質の存在量分布及び大気への放出量並びに原子炉格納容器内の線源強度の計算に関する方針を定めた。 （ニ）　大気拡散の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，発電所で収集している当社が所有する気象データ及び評価点の位置をインプットとして，大気拡散の計算に関する方針を定めた。 （ホ）　実効線量の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，要員の滞在，評価点の位置及び滞在時間をインプットとして，被ばく経路ごとの実効線量の計算に関する方針を定めた。 ロ.　熱除去の評価方針 （イ）　遮蔽体の評価点の設定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，配置図をインプットとして，遮蔽体（鉄筋コンクリート）中の温度上昇が最も厳しい箇所を評価点と設定するよう定めた。 （ロ）　放射線の入射線束の設定 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「イ.」と同様の計算方法により放射線の入射線束を計算するよう方針を定めた。		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									（ハ）　遮蔽体の発熱量，温度上昇の計算 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「(ロ)」により設定した放射線の入射線束をインプットとして，遮蔽体の発熱量及び温度上昇を計算するよう方針を定めた。 供給者は，表に取りまとめた解析条件及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーが定めた評価方針をインプットとして，居住性に係る被ばく評価並びに生体遮蔽装置の放射線の遮蔽評価及び熱除去の評価に関する解析を実施した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者が表に取りまとめた解析条件及び解析について，調達文書に従って実施されているとともに，評価方針を満たしていることを確認した。 供給者は，解析条件及び解析結果をまとめ，それを業務報告書として当社に提出した。 （発電管理室）環境保安グループマネージャーは，供給者が提出した業務報告書を確認した。 (b)　酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，基本設計方針及び評価上参考となる公的規格等をインプットとして，酸素及び二酸化炭素の許容濃度を設定し，必要な換気流量の計算を行い，許容濃度を満足することを確認する評価方針を決定し，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，評価方針，換気設備の設備に関する情報及び運用に関する情報をインプットとして，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算及び許容濃度を満足することを確認した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー，（発電管理室）機械設備グループマネージャー及び（発電管理室）環境保安グループマネージャーは，「a.」～「c.」の結果をインプットとして，緊急時対策所が居住性を確保できる設計であることを確認し，設備に関する機能，居住性に関する設計結果及び機能に関する設計結果に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，「a.」～「c.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【緊急時対策所の居住性に関する説明書】【緊急時対策所の機能に関する説明書】		

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社		供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)				◎	－	－	○	(2)　情報の把握に関する設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，様式－2 で抽出した通信連絡に必要な機器について，基本設計方針をインプットとして，情報の把握に関する詳細設計方針をまとめ，それをアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，情報の把握に関する設計を以下の「a.」，「b.」に示すとおり実施した。 a.　（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，情報の把握に必要な機器により緊急時対策所内で把握できるパラメータとして，プラントの状態確認に必要なデータを確認した。 b.　（発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，情報の把握に必要な機器及びデータ伝送等について，詳細設計方針を満たす通信連絡設備に関する設計確認を，添付書類「Ⅴ-1-10-5　7.　通信連絡設備に関する設計」において実施した設計結果で確認した。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，「a.」，「b.」の結果をインプットとして，緊急時対策所が詳細設計方針を満たしていることを確認し，設備に関する機能及び機能に関する設計結果にまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，「a.」，「b.」で取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【緊急時対策所の機能に関する説明書】 (3)　通信連絡に関する設計 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，様式－2 で抽出した通信連絡に必要な機器について，基本設計方針をインプットとして，発電所内の関係要員と通信連絡できること及び発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて通信連絡できる設計となるよう，通信連絡に関する詳細設計方針をまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。 （発電管理室）警備・防災グループマネージャー及び（発電管理室）電気・制御グループマネージャーは，添付書類「Ⅴ-1-10-5　7.　通信連絡設備に関する設計」において実施した設計結果をインプットとして，緊急時対策所が詳細設計方針を満たしていることを確認し，設備に関する機能及び機能に関する設計結果に取りまとめ，その結果をアウトプットとして設計資料に取りまとめた。	・設計資料（緊急時対策所）	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実　施　内　容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備　考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								（発電管理室）警備・防災グループマネージャーは，取りまとめた設計資料をレビューし，承認した。 【要目表】【緊急時対策所の機能に関する説明書】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(1)　基本設計方針の作成（設計 1）」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(2)　適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）」に基づき作成した設計資料について，原設計者以外の者に検証を実施させ，承認した。	・設計資料（緊急時対策所）	
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成		◎	◎	－	○	設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)　工事計画認可申請書の作成」に基づき，適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針（設計 1）及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果（設計 2）をもとに工事計画として整理することにより本工事計画認可申請書案を作成した。 設計を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」に基づき，作成した工事計画認可申請書案について，確認を行った。	・工事計画認可申請書案	
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認		○	◎	－	○	添付書類「V-1-10-1　3.3.3(3)　設計のアウトプットに対する検証」及び添付書類「V-1-10-1　3.3.3(4)d.　工事計画認可申請書案のチェック」を実施した工事計画認可申請書案について，保守総括グループマネージャーは，設計を主管するグループのマネージャーが作成した資料を取りまとめ，添付書類「V-1-10-1　3.3.3(5)　工事計画認可申請書の承認」に基づき，原子炉施設保安運営委員会における審議及び確認を経て，発電管理室長の承認を得た。	・原子炉施設保安運営委員会議事録	
工事及び検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4	本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3） 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 適合性確認検査の計画	(3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施 (3.5 調達) 工事及び検査に係る調達管理の実施	○	◎	○	△	工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.1　本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」に基づき，本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し，決定した具体的な設計結果を様式－8 の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。 工事を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.2　具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に基づき，本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。 工事を主管するグループのマネージャーは，本工事計画申請時点で継続中の工事及び適合性確認検査の計画検討時に，追加工事が必要となった場合，添付書類「V-1-10-1　3.5　本工事計画における調達管理の方法」に基づき，供給者から必要な調達を実施する。 調達に当たっては，添付書類「V-1-10-1　3.5.3(1)　調達文書の作成」及び様式－8 に基づき，必要な調達要求事項を「調達文書」へ明記し，供給者への情報伝達を確実に行う。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3　適合性確認検査の計画」に基づき，本工事計画の対象設備が，技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。	・様式－8 基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表 ・調達文書 ・検査計画	

各段階		設計，工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当　○:関連			実績（○）／計画（△）	実施内容 （設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果）		備考
		当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
		検査計画の管理						検査を主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査の計画に当たって添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」に基づき，検査項目及び検査方法を決定し，様式－8 の「確認方法」欄へ明記するとともにレビューし，承認する。 検査の取りまとめを主管するグループのマネージャーは，適合性確認検査を実施するための全体工程を添付書類「V-1-10-1　3.4.4　検査計画の管理」に基づき管理する。		
工事及び検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施		－	◎	－	△	検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.3(1)　適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(1)　適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき，以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し，主任技術者の確認及び品質保証責任者の審査を経て制定する。 ・検査目的，検査対象範囲，検査項目，検査方法，判定基準，検査体制， 　不適合管理，検査手順，検査工程，検査概要，検査用計器一覧，検査成績書の事項 工事又は検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.6.2　識別管理及び追跡可能性」に基づき，適合性確認検査対象設備を識別する。 検査を主管するグループのマネージャーは，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(3)　適合性確認検査の体制」に基づき，適合性確認検査の体制を構成する。 検査員は，添付書類「V-1-10-1　3.4.5(4)　適合性確認検査の実施」に基づき，「検査要領書」に基づき確立された検査体制の下で適合性確認検査を実施し，その結果を検査実施責任者に報告する。 報告を受けた検査実施責任者は，適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認したのち，検査を主管するグループのマネージャー及び主任技術者に報告する。	・検査要領書 ・検査記録	

--------►　：必要に応じ実施する。

様式－９

適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績（設備関係）

発電用原子炉施設の種類		設備区分	系統名	機器区分		機器名	重要度分類	本文品質保証計画「7．3　設計・開発」の適用有無	本文品質保証計画「7．4　調達」の適用有無	備　考
その他発電用原子炉の附属施設	緊急時対策所	緊急時対策所機能	－*	－	－	緊急時対策所機能（東海，東海第二発電所共用）	A	○	－	

＊：「－」は，実用炉規則別表第二をさらに細分化した際に，該当する系統及び機器区分名称が存在しない場合を示す。