

総 室 発 第 78 号

平成 27 年 11 月 5 日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都千代田区神田美土代町 1 番地 1

申 請 者 名 日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社

代表者氏名 取締役社長 村 松 衛

敦賀発電所発電用原子炉設置変更許可申請書

(2 号発電用原子炉施設の変更)

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の8第1項の規定に基づき，下記のとおり敦賀発電所の発電用原子炉設置変更許可の申請をいたします。

記

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 日本原子力発電株式会社

住 所 東京都千代田区神田美土代町1番地1

代表者の氏名 取締役社長 村松 衛

二 変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 敦賀発電所

所 在 地 福井県敦賀市明神町1番地

三 変更の内容

昭和41年4月22日付け41原第1455号をもって設置許可を受け、別紙1のとおり設置変更許可を受け、また、届け出た敦賀発電所の原子炉設置許可申請書の記載事項中、2号炉に関し、各号の名称及び第五号の区分名称について別紙2のとおり変更し、次の事項の記述の一部を別紙3のとおり変更する。

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

八 使用済燃料の処分の方法

九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

四 変更の理由

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴い、2号炉の設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置並びに体制の整備等を行う。

あわせて、記載事項の一部を関連法令の条文等と整合した記載に変更する。

五 工事計画

本変更に伴う工事の計画は、別紙4のとおりである。

別紙1

設置変更許可等の経緯

許可(届出) 年月日	許可 (届出) 番号	備 考
昭和42年 2月27日	42 原 第 687号	1号原子炉施設の変更 (主要ノズル等の変更)
昭和44年 2月10日	44 原 第 418号	1号原子炉施設の変更 (非常用炉心冷却設備等の多重化 (高压注水系等), ポイズン・カー テン等の変更)
昭和44年 9月19日	44 原 第 4683号	1号原子炉施設の変更 (安全保護回路の作動条件の変 更)
昭和44年 9月19日	44 原 第 4957号	1号原子炉施設の変更 (非常用ガス処理系フィルタよう 素除去効率の変更)
昭和45年 9月26日	45 原 第 6158号	1号に係る出力増加及び原子炉施 設の変更 (出力増加)
昭和46年 1月19日	45 原 第 7587号	1号原子炉施設の変更 (フィルタスラッジ貯蔵タンクの 増設)
昭和46年 2月25日	46 原 第 481号	1号炉に係る使用済燃料の処分の 方法の変更
昭和46年 4月15日	46 原 第 2112号	1号原子炉施設の変更 (希ガスホールドアップ装置の設 置)
昭和46年 5月13日	46 原 第 3396号	1号原子炉施設の変更 (ポイズン・カーテンの個数及び 取出時期の変更)
昭和49年 8月27日	49 原 第 7133号	1号原子炉施設の変更 (放射性廃棄物貯蔵設備及び処理 設備の新增設)
昭和49年11月 1日	49 原 第 9302号	1号炉に係る使用済燃料の処分の 方法の変更

許可(届出) 年月日	許可(届出) 番号	備 考
昭和50年 9月17日	50 原 第 6661号	1号原子炉施設の変更 (8×8燃料の採用)
昭和51年 1月27日	50 原 第 9166号	1号原子炉施設の変更 (固体廃棄物貯蔵庫の設置)
昭和51年 8月16日	51安(原規) 第 2号	1号原子炉施設の変更 (タービン衛帯蒸気発生器の設置)
昭和52年 5月31日	52安(原規) 第 81号	1号原子炉施設の変更 (炉心の熱特性評価方法等の変更)
昭和53年 3月 8日	52安(原規) 第 375号	1号原子炉施設の変更 (使用済燃料貯蔵架台の増設等)
昭和53年 9月 9日	53安(原規) 第 256号	1号原子炉施設の変更 (固体廃棄物貯蔵庫の増設, 可燃性ガス濃度制御系の設置)
昭和56年 2月 3日	55資庁 第 14963号	1号炉に係る使用済燃料の処分の方法の変更
昭和56年11月10日	56資庁 第 11194号	1号原子炉施設の変更 (液体廃棄物の処理施設の変更)
昭和57年 1月26日	54資庁 第 4106号	2号炉増設
昭和58年 7月19日	57資庁 第 17866号	1号及び2号原子炉施設の変更 (新型8×8燃料の採用－1号, 固体廃棄物貯蔵庫の増設－1号・2号, 洗濯廃液処理系の変更等－2号)
昭和60年 3月 1日	59資庁 第 12821号	1号原子炉施設の変更 (ウラン－プルトニウム混合二酸化物燃料の採用)
昭和61年 4月 2日	60資庁 第 12853号	2号原子炉施設の変更 (取替燃料の濃縮度の変更)

許可(届出) 年月日	許可 (届出) 番号	備 考
昭和63年 7月11日	62資庁 第 10384号	1号及び2号原子炉施設の変更 (起動領域モニタの採用－1号, 新型制御棒の採用－1号, 気体廃棄物処理系におけるタンク減衰方式の廃止－1号, 高牧川からの取水－2号)
平成 2年 8月 8日	元資庁 第 9627号	2号原子炉施設の変更 (取替燃料の濃縮度の変更, 使用済燃料の処分の方法の変更等)
平成 3年 8月 8日	2資庁 第 13003号	1号原子炉施設の変更 (高燃焼度8×8燃料の採用, 使用済燃料の処分の方法の変更)
平成 4年 5月26日	3資庁 第 10218号	1号及び2号原子炉施設の変更 (2号炉原子炉建屋内の燃料取扱設備及び貯蔵設備の一部の1号及び2号炉共用化)
平成 6年 8月23日	5資庁 第 8137号	1号及び2号原子炉施設の変更 (洗濯廃液処理系及びシャワードレン処理系の1号及び2号炉共用化, 1号炉液体廃棄物の排水口変更, 1号炉使用済樹脂貯蔵タンクの増設及び復水脱塩装置使用済樹脂受タンクの新設)
平成 8年 1月31日	7資庁 第 7567号	1号原子炉施設の変更 (放射性廃棄物廃棄施設の整備)
平成10年 6月 8日	平成09・08・01資第10号	1号及び2号原子炉施設の変更 (使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強, 雑固体減容処理設備の設置)
平成12年10月31日	平成11・02・12資第21号	1号原子炉施設の変更 (9×9燃料及び新型制御棒の採用)
平成13年 6月22日	平成13・02・21原第 2号	1号及び2号炉の使用済燃料の処分の方法の変更

許可(届出) 年月日	許可 (届出) 番号	備 考
平成17年 6月 7日	平成16・03・30原第 2号	2号原子炉施設の変更 (非常用電源設備の受電系統の変更)
平成17年12月15日	平成17・07・28原第 7号	2号原子炉施設の変更 (原子炉容器上部ふた保管庫の設置)
【届出】 平成25年12月26日 〔平成26年7月8日〕 一部補正	総室発第100号 (総室発第52号)	原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出

別紙 2

＜各号の名称＞

各号の名称について以下のとおり変更する。

変更前	変更後
三 原子炉の型式，熱出力および基数	三 発電用原子炉の型式，熱出力及び基数
四 原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地	四 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地
五 原子炉及びその附属施設的位置，構造及び設備	五 発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備
六 原子炉施設の工事計画	六 発電用原子炉施設の工事計画
七 原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量	七 発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

＜第五号の区分名称＞

第五号の区分名称について以下のとおり変更する。

変更前	変更後
イ 原子炉施設の位置 (イ) 敷地の面積及び形状 (ロ) 敷地内における主要な原子炉施設の位置 ロ 原子炉施設の一般構造 (イ) 耐震構造 (ロ) その他の主要な構造 ハ 原子炉本体の構造及び設備 (イ) 炉心 (1) 構造 (2) 燃料体の最大そう入量 (3) 主要な核的制限値 (4) 主要な熱的制限値 (ロ) 燃料体 (1) 燃料材の種類 (2) 被覆材の種類 (3) 燃料要素の構造 (4) 燃料集合体の構造 (5) 最高燃焼度 (ハ) 減速材及び反射材の種類 (ニ) 原子炉容器 (1) 構造 (2) 最高使用圧力及び最高使用温	イ 発電用原子炉施設の位置 (1) 敷地の面積及び形状 (2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置 ロ 発電用原子炉施設の一般構造 (1) 耐震構造 (3) その他の主要な構造 ハ 原子炉本体の構造及び設備 (1) 発電用原子炉の炉心 (i) 構造 (ii) 燃料体の最大挿入量 (iii) 主要な核的制限値 (iv) 主要な熱的制限値 (2) 燃料体 (i) 燃料材の種類 (ii) 燃料被覆材の種類 (iii) 燃料要素の構造 (iv) 燃料集合体の構造 (v) 最高燃焼度 (3) 減速材及び反射材の種類 (4) 原子炉容器 (i) 構造 (ii) 最高使用圧力及び最高使用

変更前	変更後
度 (ホ) 放射線しゃへい体の構造 (ハ) その他の主要な事項 ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (イ) 核燃料物質取扱設備の構造 (ロ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (イ) 一次冷却設備 (1) 冷却材の種類 (2) 主要な機器及び管の個数及び構造 (3) 冷却材の温度及び圧力 (ロ) 二次冷却設備 (1) 冷却材の種類 (2) 主要な機器の個数及び構造 (ハ) 非常用冷却設備 (1) 冷却材の種類 (2) 主要な機器及び管の個数及び構造 (ニ) その他の主要な事項	温度 (5) 放射線遮蔽体の構造 (6) その他の主要な事項 ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (1) 核燃料物質取扱設備の構造 (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (1) 一次冷却材設備 (i) 冷却材の種類 (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 (iii) 冷却材の温度及び圧力 (2) 二次冷却設備 (i) 冷却材の種類 (ii) 主要な機器の個数及び構造 (3) 非常用冷却設備 (i) 冷却材の種類 (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造 (4) その他の主要な事項

変更前	変更後
へ 計測制御系統施設の構造及び設備 (イ) 計装 (1) 核計装の種類 (2) その他の主要な計装の種類 (ロ) 安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類 (2) その他の主要な安全保護回路の種類 (ハ) 制御設備 (1) 制御材の個数及び構造 (2) 制御材駆動設備の個数及び構造 (3) 反応度制御能力 (ニ) 非常用制御設備 (1) 制御材の個数及び構造 (2) 主要な機器の個数及び構造 (3) 反応度制御能力 (ホ) その他の主要な事項 ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 (イ) 気体廃棄物の廃棄施設 (1) 構造	へ 計測制御系統施設の構造及び設備 (1) 計装 (i) 核計装の種類 (ii) その他の主要な計装の種類 (2) 安全保護回路 (i) 原子炉停止回路の種類 (ii) その他の主要な安全保護回路の種類 (3) 制御設備 (i) 制御材の個数及び構造 (ii) 制御材駆動設備の個数及び構造 (iii) 反応度制御能力 (4) 非常用制御設備 (i) 制御材の個数及び構造 (ii) 主要な機器の個数及び構造 (iii) 反応度制御能力 (5) その他の主要な事項 ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 (1) 気体廃棄物の廃棄施設 (i) 構造

変更前	変更後
(2) 廃棄物の処理能力	(ii) 廃棄物の処理能力
(3) 排気口の位置	(iii) 排気口の位置
(㍑) 液体廃棄物の廃棄設備	(2) 液体廃棄物の廃棄設備
(1) 構造	(i) 構造
(2) 廃棄物の処理能力	(ii) 廃棄物の処理能力
(3) 排水口の位置	(iii) 排水口の位置
(ハ) 固体廃棄物の廃棄設備	(3) 固体廃棄物の廃棄設備
(1) 構造	(i) 構造
(2) 廃棄物の処理能力	(ii) 廃棄物の処理能力
チ 放射線管理施設の構造及び設備	チ 放射線管理施設の構造及び設備
(イ) 屋内管理用の主要な設備の種類	(1) 屋内管理用の主要な設備の種類
(㍑) 屋外管理用の主要な設備の種類	(2) 屋外管理用の主要な設備の種類
リ 原子炉格納施設の構造及び設備	リ 原子炉格納施設の構造及び設備
(イ) 構造	(1) 原子炉格納容器の構造
(㍑) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率	(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率
(ハ) その他の主要な事項	(4) その他の主要な事項
ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備	ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備
(イ) 非常用電源設備の構造	(2) 非常用電源設備の構造
(㍑) その他の主要な事項	(3) その他の主要な事項

変 更 の 内 容

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備

イ 発電用原子炉施設の位置

2号炉の発電用原子炉施設の位置の記述を以下のとおり変更する。

(1) 敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）を設置する敷地は、福井県敦賀市の北部にある敦賀半島の北端付近に位置している。敷地の西側及び東側には山地があつて中央に平地を挟み、東南側は猪ヶ池のある明神崎までの半島全体を含んでいる。

敷地の地質は、花崗岩地帯であり、この基盤の上に洪積層，沖積層が分布したものである。

敦賀発電所の敷地の広さは、約 220 万 m^2 である。

地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動 S_s 」という。）による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動 S_s による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動 S_s による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に

対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については、基準地震動 S_s による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、上記に加え、基準地震動 S_s による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動 S_s による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、

液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

(2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置

2号炉本体は、敷地中央部の西側山地の麓で、1号炉の北側約 330m の位置に設置する。排気口は原子炉建屋上部に設置する。復水器冷却用の取水口は浦底湾に、放水口は若狭湾に設置する。

淡水は、西部溪流及び高牧川から取水する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、常設重大事故等対処設備とは異なる場所、かつ、頑健性を有する場所等に保管する。また、外部起因事象として地震及び津波被害を考慮し実効性のあるアクセスルートを確保する。

炉心の中心から敷地境界までの大体の距離は、東側約 500m、北側約 750m、西側約 500m 及び南側約 950m であり、最短距離は、西方向で約 500m である。

なお、本原子炉施設の中心から北側約 190m の当発電所敷地内に、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）がある。

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

2号炉の発電用原子炉施設の一般構造の記述を以下のとおり変更する。

なお、(3)その他の主要な構造のa.の(e)誤操作の防止の1行目から5行目、(f)安全避難通路等の1行目から3行目、(g)安全施設の(g-1)の1行目から2行目、21行目から30行目、(g-2)、(h)運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止、(j)炉心等、(k)燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の1行目から22行目、(l)原子炉冷却材圧力バウンダリの1行目から12行目、(m)蒸気タービン、(n)非常用炉心冷却設備、(o)1次冷却材の減少分を補給する設備、(p)残留熱を除去することができる設備、(q)最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備の1行目から3行目、(r)計測制御系統施設、(s)安全保護回路の1行目から17行目、24行目から26行目、(t)反応度制御系統及び原子炉停止系統、(u)中央制御室の1行目から4行目、7行目から29行目、(v)放射性廃棄物の処理施設、(w)放射性廃棄物の貯蔵施設、(x)発電所周辺における直接ガンマ線等からの防護、(y)放射線からの放射線業務従事者の防護、(aa)原子炉格納施設、(ab)保安電源設備の1行目から5行目、及び(ae)補助ボイラについては、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備の変更を伴うものではない。

本原子炉施設は、発電用原子炉（以下「原子炉」という。）、一次冷却材設備、二次冷却設備及び各種の安全防護設備等からなるが、各設備は、原則、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋等に収納するが、一部の設備は屋外に設置する。

原子炉施設のうち主要な施設である原子炉格納施設は、プレストレストコンクリート造とし、また、原子炉建屋及び原子炉補助建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）とする。敷地の整地面は、E.L.7mに選定する。

また、取水施設のうち原子炉補機冷却海水設備の原子炉補機冷却海水が

ンプについては、E. L. 7mの敷地に設置する。

本原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び電気事業法等の関係法令の要求を満足するとともに、原子力規制委員会が決定した「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）並びに関連する審査基準等に適合するよう設計する。

(1) 耐震構造

(i) 平成 17 年 12 月 15 日付け平成 17・07・28 原第 7 号をもって設置変更許可を受けた原子炉施設

平成 17 年 12 月 15 日付け平成 17・07・28 原第 7 号をもって設置変更許可を受けた敦賀発電所の設置変更許可申請書の「五ロ(イ) 耐震構造」に同じ。

ただし、「(1)」を「a.」に、「(2)」を「b.」に、「(3)」を「c.」に、「(4)」を「d.」に、「(5)」を「e.」に変更する。

(ii) 平成 27 年 11 月 5 日申請以降に係る原子炉施設

本原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、「設置許可基準規則」に適合する構造とする。

a. 設計基準対象施設の耐震設計

(a) 耐震重要施設は、基準地震動 S_g による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(b) 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、

耐震重要度分類を以下のとおり， S クラス， B クラス及び C クラスに分類し， それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

S クラス 地震により発生するおそれがある事象に対して， 原子炉を停止し， 炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設， 自ら放射性物質を内蔵している施設， 当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設， これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し， 放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設， 並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって， その影響が大きいもの

B クラス 安全機能を有する施設のうち， 機能喪失した場合の影響が S クラス施設と比べ小さい施設

C クラス S クラスに属する施設及び B クラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

(c) S クラス ((e) に記載のものを除く。)， B クラス及び C クラスの施設は， 地震層せん断力係数 C_i に， 建物・構築物については， それぞれ 3.0， 1.5 及び 1.0 を乗じて求められる水平地震力， 機器・配管系については， それぞれ 3.6， 1.8 及び 1.2 を乗じた水平震度から求められる水平地震力に耐えられるように設計する。

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

ただし、土木構造物の静的地震力は、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。

Sクラスの施設（(e)に記載のものを除く。）については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、建物・構築物については、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる鉛直震度、機器・配管系については、これを1.2倍した鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

- (d) Sクラスの施設（(e)に記載のものを除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

なお、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するも

のとする。

基準地震動 S_s は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造、地震活動性等の地震学並びに地震工学的見地から想定することが適切なものを策定する。策定した基準地震動 S_s の応答スペクトルを第 5.1 図から第 5.3 図に、基準地震動 S_s の時刻歴波形を第 5.4 図から第 5.8 図に示す。

原子炉建屋設置位置付近は、地質調査の結果から、 0.7km/s 以上の S 波速度を持つ花崗岩が相当な広がりをも有して分布することが確認されているため、解放基盤表面は、原子炉建屋設置位置付近の E.L. -10m に設定する。

また、弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s との応答スペクトルの比率として、工学的判断に基づき 0.5 を乗じて設定する。

なお、B クラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動 S_d に 2 分の 1 を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

(e) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

(f) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討

を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

b. 重大事故等対処施設の耐震設計

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じて、以下の項目に従って耐震設計を行う。

- (a) 重大事故等対処設備について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下のとおり分類する。

(a-1) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

(a-1-1) 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

(a-1-2) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止

設備

常設重大事故防止設備であって、(a-1-1)以外のもの

(a-2) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

(a-3) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

- (b) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

- (c) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。なお、Bクラス施設の機能を代替する施設のうち、共振のおそれのある施設に

については、弾性設計用地震動 S_d に2分の1を乗じた地震動によりその影響についての検討を行う。建物・構築物及び機器・配管系ともに、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。

- (d) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するように設計する。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持するように設計し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように、また、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。

- (e) 可搬型重大事故等対処設備は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響により必要な機能を喪失しない場所に適切に保管する。

- (f) 重大事故等対処施設に適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

- (g) 重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸

水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は、基準地震動 S_s による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計する。

- (h) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、事象選定及び影響評価を行う。なお、影響評価においては、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。また、可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切な保管がなされていることを併せて確認する。

(2) 耐津波構造

本原子炉施設は、その供用中に当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して、次の方針に基づき耐津波設計を行い、「設置許可基準規則」に適合する構造とする。

(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計

設計基準対象施設は、基準津波に対して、以下の方針に基づき耐津波設計を行い、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の定義位置を第 5.9 図に、基準津波の時刻歴波形を第 5.10 図に示す。

また、設計基準対象施設のうち、津波から防護する設備を「設計基準対象施設の津波防護対象設備」とする。

a. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路及び放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋（緊急時対策所を除く。）及び区画（緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクを除く。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。また、緊急時対策所及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの設置された敷地については、基準津波による遡上波が到達する可能性があるため、津波防護施設

を設置し、津波の流入を防止する設計とする。

- (b) 上記 (a) の遡上波については、敷地、敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の配置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討する。また、地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討する。

- (c) 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じ津波防護施設及び浸水防止設備による浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止する設計とする。

- b. 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

- (a) 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、浸水防止設備を設置することにより浸水範囲を限定する設計とする。

- (b) 浸水想定範囲及びその周辺に設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。

(c) 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、必要に応じ排水設備を設置する設計とする。

c. 上記 a. , b. に規定するもののほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して必要に応じ浸水対策を施す設計とする。

d. 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する設計とする。そのため、原子炉補機冷却海水取水口の周囲に貯留堰を設置することにより、基準津波による海水ポンプピット水位の低下に対して、原子炉補機冷却海水ポンプが機能保持でき、かつ、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットの通水性が確保でき、かつ、原子炉補機冷却海水取水口からの砂の混入に対して原子炉補機冷却海水ポンプが機能保持できる設計とする。

e. 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できる設計とする。

また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が

保持できる設計とする。

f. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たっては，地震による敷地の隆起・沈降，地震（本震及び余震）による影響，津波の繰り返しの襲来による影響，津波による二次的な影響（洗掘，砂移動，漂流物等）及び自然条件（積雪，風荷重等）を考慮する。

g. 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに原子炉補機冷却海水ポンプの取水性の評価に当たっては，入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施する。なお，その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮する。また，地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合，想定される地震の震源モデルから算定される敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施する。

（ii） 重大事故等対処施設に対する耐津波設計

重大事故等対処施設は，基準津波に対して，以下の方針に基づき耐津波設計を行い，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。基準津波の定義位置を第 5.9 図に，基準津波の時刻歴波形を第 5.10 図に示す。

また，重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の津波から防護する設備を「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とする。

a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また，取水路及び放水

路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

(a) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋（緊急時対策所を除く。）及び区画（緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンク（南側）を除く。）は，基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。また，緊急時対策所，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンク（南側）の設置された敷地については，基準津波による遡上波が到達する可能性があるため，津波防護施設を設置し，津波の流入を防止する設計とする。

(b) 上記(a)の遡上波の到達防止に当たっての検討は，「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

(c) 取水路又は放水路等の経路から，津波が流入する可能性について検討した上で，流入の可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じて実施する浸水対策については，「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

b. 取水・放水施設及び地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には，「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

c. 上記 a. , b. に規定するもののほか，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については，浸水対策を行うことにより津波による影響等から隔離する。そのため，

浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

- d. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、原子炉補機冷却海水ポンプについては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについては、基準津波による海水ポンプピット水位の変動に対して取水性を確保でき、かつ、原子炉補機冷却海水取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

- e. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。
- f. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに原子炉補機冷却海水ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの取水性の評価に当たっては、「(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計」を適用する。

(3) その他の主要な構造

(i) 本原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全施設は、発電所敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、高潮に対して安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、自然現象の組合せにおいては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを設計上考慮する。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせる。

また、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるも

の（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

ここで、想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

(a-1) 安全施設は、竜巻が発生した場合においても安全機能を損なわないように、最大風速 100m/s の竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝突荷重を組合せた設計竜巻荷重、並びに安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重、その他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組合せた設計荷重に対して、安全施設の安全機能、又は竜巻防護施設を内包する区画の構造健全性を確保する等により、安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害の状況及び敦賀発電所のプラント配置から想定される竜巻随伴事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

竜巻対策として、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設定する設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2m ×幅 0.3m ×奥行き 0.2m 、重量 135kg 、飛来時の水平速度 51m/s 、

飛来時の鉛直速度 34m/s) よりも大きなものの固縛や竜巻襲来が予想される場合の車両の退避等の飛来物発生防止対策，並びに竜巻飛来物防護対策設備等による竜巻防護対策を行う。

(a-2) 安全施設は，発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として，層厚 10cm の降下火砕物を設定し，その直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること，水循環系の狭隘部等が閉塞しない設計とすること，換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が容易に侵入しにくい設計とすること，水循環系の内部における摩耗並びに換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること，構造物の化学的影響（腐食），水循環系の化学的影響（腐食）及び換気系，電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること，発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくくさらに外気を遮断できる設計とすること，計装盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装盤の設置場所の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく，さらに外気を遮断できる設計とすること等により，安全機能を損なわないようにする。

また，安全施設は，降下火砕物の除去，換気空調設備外気取入口のフィルタの取替又は清掃，ストレーナの清掃，中央制御室の換気空調系の閉回路循環運転，降下火砕物による静的負荷，腐食等の影響に対する保守計画に基づいた適切な保

守管理，点検，必要に応じた補修の実施等により安全機能を損なわない設計とする。

さらに，安全施設は，降下火砕物の間接的影響である7日間の外部電源喪失及び発電所外の交通の途絶によるアクセス制限事象に対し，発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続でき，安全機能を損なわない設計とする。

(a-3) 安全施設は，想定される外部火災において，最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

自然現象として，想定される森林火災については，延焼防止を目的として発電所周辺の植生を確認し，作成した植生データ等より求めた最大火線強度から設定した防火帯（18m）を敷地内に設けた設計とする。ただし，防火帯外縁に樹木が存在しない場所においては防火帯（8m）を設けた設計とする。

また，森林火災による熱影響については，火炎輻射発散度（ $531\text{kW}/\text{m}^2$ ）の影響を考慮した場合においても離隔距離を確保することで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

想定される近隣の産業施設の火災及び爆発については，必要とされる離隔距離を確保することで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また，想定される発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災については，外部火災防護施設の建屋表面温度等を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスに対して，

換気空調設備等に必要な場合は対策を行うことで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b) 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止

原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、核物質防護対策として、安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造の壁等の障壁によって防護して、点検、確認等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。

また、探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部との通信連絡を行う設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。

原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、持込み検査を行うことができる設計とする。

不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、核物質防護対策として、原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。

(c) 火災による損傷の防止

設計基準対象施設は、火災により原子炉施設の安全性を損なわないように、火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定し、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を火災区域に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(c-1) 基本事項

(c-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、以下の安全機能を有する構築物、系統及び機器の配置も考慮して設定する。建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵かつ閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、他の区域と3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、以下に示す安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域を、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を系統分離等に応じて分割して設定する。

(c-1-2) 安全機能を有する構築物，系統及び機器

「(c) 火災による損傷の防止」では，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し，又はこれらの拡大を防止するために必要となるものである設計基準対象施設のうち，原子炉施設において火災が発生した場合に，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な機能を確保するための構築物，系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器を，安全機能を有する構築物，系統及び機器という。

(c-1-3) 火災防護計画

原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため，火災防護計画を策定する。火災防護計画には，計画を遂行するための体制，責任の所在，責任者の権限，体制の運営管理，必要な要員の確保及び教育訓練，火災防護対策を実施するために必要な手順等について定めるとともに，原子炉施設の安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに重大事故等対処施設については，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の三つの深層防護の概念に基づき，必要な火災防護対策を行うことについて定め，可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等のその他の原子炉施設については，設備等に応じた火災防護対策を行うことについて定める。

外部火災については，安全施設を外部火災から防護するための運用等について定める。

(c-2) 火災発生防止

(c-2-1) 火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質に対して火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留又は蓄積することを防止する設計とする。

(c-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、主要な構造材、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、安全機能を有する機器に使用するケーブルは、原則、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難

燃ケーブルを使用する設計とするが、実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計、又は、当該ケーブルの火災に起因して他の安全機能を有する構造物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(c-2-3) 落雷，地震等の自然現象による火災の発生防止

落雷によって、原子炉施設内の構造物、系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。

安全機能を有する構造物、系統及び機器は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、耐震クラスに応じた耐震設計とする。

(c-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、安全機能を有する構造物、系統及び機器に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計とする。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。

(c-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を

選定し，固有の信号を発する異なる種類を組合せて設置する設計とする。火災感知設備は，外部電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い，中央制御室で常時監視できる設計とする。

(c-3-2) 消火設備

安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画で，火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには，手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに，作動前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とする。また，原子炉の高温停止及び低温停止に係る構築物，系統及び機器相互の系統分離を行うための消火設備については，選択弁等の動的機器の単一故障も考慮し系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

消火用水供給系は，2時間の最大放水量を確保し，飲料水系，所内用水系等と共用しない等の消火を優先する設計並びに水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また，屋内，屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに，移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は，想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し，管理区域で放出された場合に，管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は，火災の火炎等による直接的な影響及び流出流体等による二次的影響を受けず，安全機能を有する構築物，系統及び機器に悪影響を及ぼさないよう設置し，外部

電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する設計とする。

なお、消火設備への移動及び消火設備の操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

(c-4) 火災の影響軽減

火災の影響軽減については、安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため、互いに相違する系列間の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル（以下「火災防護対象機器等」という。）は、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離する設計、又は水平距離が6m以上あり、かつ火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計、又は1時間の耐火能力を有する隔壁等で互いの系列間を分離し、かつ火災感知設備及び自動消火設備を設置する設計とする。系統分離を行うために設置する消火設備は、系統分離に応じた多重性を有する設計とする。

ただし、火災の影響軽減のための措置を講じる設計と同等の設計として、中央制御盤に関しては、金属外装ケーブル、操作スイッチの離隔等による分離対策、高感度煙感知器の設置、常駐する運転員等による消火活動等により、上記設計と同等又はそれを上回る設計とする。また、原子炉格納容器内に関しては、火災防護対象機器等への延焼を抑制する距離の確保、火災防護対象機器等に延焼するおそれがある火災を感知する火災感知器の配置、消火要員による早期の消火活動、

多重性を有する原子炉格納容器スプレイ設備の手動操作等により，上記設計と同等又はそれを上回る設計とする。

(c-5) 火災の影響評価

火災の影響評価については，設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に，原子炉施設内の火災によっても，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災による影響を考慮しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを確認する。

(c-6) その他

「(c-2) 火災発生防止」から「(c-5) 火災の影響評価」のほか，安全機能を有する構築物，系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(d) 溢水による損傷の防止

安全施設は，原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，安全機能を損なわない設計とする。

そのために，原子炉施設内における溢水が発生した場合においても，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にある場合は，引き続きその状態を維持できる設計とする。溢水の影響を受けて運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合，それらに対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても事象を収束できる設計とする。

さらに使用済燃料ピットにおいては，使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備を、以下「溢水防護対象設備」という。

なお、原子炉施設内における溢水として、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮する。

溢水の影響評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

(d-1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等によ

り生じる溢水

(d-2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止

のために設置される系統からの放水による溢水

(d-3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

発生を想定するこれらの溢水に対し、防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計とする。

溢水評価に当たっては、防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰等について、設備等の設置状況を踏まえた評価条件として設定する。

溢水の影響評価において、溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等の浸水防護設備、床ドレンライン、防護カバー等の設備については、必要により保守点検、水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、防護対象設備が安全機能を損なわない

設計とする。

なお、設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(e) 誤操作の防止

設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けなどの識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置，中央監視操作の盤面配置，理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い，運転員の誤操作を防止する設計とする。

また，中央制御室は原子炉補助建屋（耐震 S クラス）内に設置し，放射線防護措置（遮蔽及び換気空調の閉回路循環運転の実施），火災防護措置（消火設備の設置），照明用電源の確保措置を講じ，環境条件を想定しても，運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに，現場操作についても同様な環境条件を想定しても，設備を容易に操作することができる設計とする。

(f) 安全避難通路等

原子炉施設には，位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明を設ける設計とする。

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として専用の無停電電源装置又は蓄電池等の電源を備える作業用照明を設ける設計とする。また，現場作業の緊急性との関連において，万一，作業用

照明設置箇所以外での対応が必要になった場合や、作業用電源の枯渇後の対応など仮設照明の準備に時間的余裕がある場合には、可搬型照明も活用する。

(g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度の特に高い系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障若しくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするアニュラス空気浄化設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部並びに中央制御室換気空調設備の中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ補修作業が容易となる設計とするとともに、設計基準事故時の当該作業期間においても、被ばくを可能な限り低く抑えるように考慮する。

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、通常運転時、

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えるとともに必要に応じてそれらの変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を設定し、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能なように設計する。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じて、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

安全施設（重要安全施設を除く。）において、共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(h) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評

価に関する審査指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(i) 全交流動力電源喪失時対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約28分に対し、十分長い間、原子炉を安全に停止し、かつ原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性の確保のための設備が動作することができるように、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設ける設計とする。

(j) 炉心等

設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

燃料体、減速材、反射材及び炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。

燃料体、炉心支持構造物、熱遮蔽材、1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰そ

の他の 1 次冷却材又は 2 次冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の 1 次冷却材又は 2 次冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持する設計とする。

燃料体は、通常運転時における原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとし、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）は、燃料体等を取り扱う能力を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがなく、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とするとともに、使用済燃料ピット周辺の設備状況等を踏まえて、使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）は、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納でき、放射性物質の放出を低減でき、燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し、使用済燃料ピットから放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料ピットから水が漏れ出した場合において、水の漏れいを検知することができる設計とする。

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、クレーンはワイヤ2重化、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能を有し、クレーン等安全規則に基づく点検等の落下防止対策を行う設計とする。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源からの電源供給により、使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量を監視することができる設計とする。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。）は、以下を考慮した設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計と

する。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は、以下とする。

(1-1) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。

(1-2) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。

(1-3) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(1-2)以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。

(1-4) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(1-1)に準ずる。

(1-5) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(1-3)に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

(m) 蒸気タービン

蒸気タービンは、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。

また、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(n) 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、1次冷却材を喪失した場合においても燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、1次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じない設計とする。

(o) 1次冷却材の減少分を補給する設備

原子炉施設には、通常運転時又は1次冷却材の小規模漏えい時に発生した1次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(p) 残留熱を除去することができる設備

原子炉施設には、原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設ける設計とする。

(q) 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備は、原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができる設計とする。

また、津波、溢水又は原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある人為的な事象に対して安全性を損なわない設計

とする。

(r) 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるとともに、想定される範囲内で監視できる設計とする。

設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても2種類以上監視し、又は推定することができる設計とする。

原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存される設計とする。

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容限界を超えないとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、

単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護系のデジタル計算機は、不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

(t) 反応度制御系統及び原子炉停止系統

反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。以下において同じ。）としては、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と1次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の原理の異なる二つの系統を設け、計画的な出力

変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。

反応度制御系統は、通常運転時の高温状態において、二つの独立した系統がそれぞれ原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できるものであり、かつ運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち、少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく原子炉を未臨界に移行し、未臨界を維持できる設計とする。なお、「2次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ運転時の異常な過渡変化後において未臨界を維持できる設計とする。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる設計とする。

1次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ少なくとも一つは、原子炉を未臨界に維持できる設計とする。なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ事故時において未臨界を維持できる設計とする。

また、制御棒クラスタは、反応度価値の最も大きな制御棒クラ

スタ1本が固着した場合においても上述を満足する設計とする。

制御棒クラスタの最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさない設計とする。

制御棒クラスタ、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持できる設計とする。

(u) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備及びFAX等を設置し、中央制御室から原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の放射線業務従事者等が中央制御室に出入りするための区域は、1次冷却系に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場

合に原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、放射線業務従事者等が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。また、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

また、中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(v) 放射性廃棄物の処理施設

放射性廃棄物を処理する施設（安全施設に係るものに限る。）は、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるように、原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足できる設計とする。

また、液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放

放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び原子炉施設外へ流体状の放射性廃棄物が漏えいすることが防止でき、固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とする。

(w) 放射性廃棄物の貯蔵施設

放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性物質を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

(x) 発電所周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を、合理的に達成できる限り十分小さい値（空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下）になるよう施設を設計する。

(y) 放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、放射線業務従事者が受ける線量が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにし、さらに、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように設計する。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために中央制御室は、中央制御室内にとどまり各種の操作を行う運転員が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限

度を超える過度の被ばくを受けない設計とする。

放射線業務従事者等の出入管理，個人線量管理及び汚染管理を行うため，出入管理設備，個人線量管理関係設備及び汚染管理設備を設ける。

原子炉施設の放射線を監視，測定するため，エリアモニタリング設備を設け，中央制御室等適当な場所に表示する設計とする。

(z) 監視設備

原子炉施設には，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，当該原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

モニタリングポストは，非常用所内電源に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリングポストは，モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し，電源切替等の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また，モニタリングポストから中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。モニタリングポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(aa) 原子炉格納施設

原子炉格納容器は，1次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定し，これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる事故時の圧力及び温度に耐えるように設計する。

また，出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計する。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における原子炉格納容器バウンダリの鋼材のぜい性破壊を防止するため，ライナプレート及び貫通部等については，最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い規定値を満足した材料を使用する。

原子炉格納容器を貫通する配管系には原子炉格納容器の機能を確保するために必要な隔離弁を設ける。

原子炉格納容器を貫通する計装配管のような特殊な細管であって，特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有するように設計する。

主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は，原子炉冷却材喪失時に動作を必要とする非常用炉心冷却設備等の配管の隔離弁を除き，自動隔離弁とし，隔離機能の確保が可能な設計とする。

自動隔離弁は，単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない

い場合でも、隔離機能が達成できる設計とする。

原子炉格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に近接して設ける設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、1次冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器の内側又は外側において閉じた配管系については、原子炉格納容器の外側又は内側に1個の隔離弁を設け、隔離弁は原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失しない設計とする。また、原子炉格納容器隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

原子炉格納容器熱除去系として原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定した場合でも放出されるエネルギーによる事故時の原子炉格納容器内圧力及び温度を速やかに下げ、かつ原子炉格納容器の内圧を低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失の状態で、事故発生から注入モード終了までの期間は動的機器の単一故障を仮定しても、また再循環モード以降の期間は、動的機器の単一

故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても上記の安全機能を満足するよう、多重性及び独立性を有する設計とする。

原子炉格納施設雰囲気浄化系として、アニュラス空気浄化設備及び原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。

アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させるように設計する。

本設備の動的機器は、多重性を持たせ、また非常用母線から給電して十分その機能を果たせるように設計する。

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の熱除去系として作動するとともに、よう素吸収効果を持つ添加剤により、原子炉格納容器内のよう素濃度を低減できる機能を持った設計とする。

1次冷却材喪失事故後に原子炉格納容器内に蓄積される水素濃度が可燃限界に達するのは、事故後、長期間経過した後であり、水素濃度の上昇割合は極めて緩慢である。水素濃度が可燃限界に達するまでに原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な処置を実施できる設計とする。

(ab) 保安電源設備

原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。

また、原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に係るもの

に限る。) を設ける設計とする。

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。

特に重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置することで、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

また、変圧器1次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切替ることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の2以上の原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線

が喪失した場合においても電力系統からこれらの原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

ディーゼル発電機については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間の容量以上の燃料を敷地内の燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）に貯蔵する設計とする。

設計基準対象施設は、他の原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

(ac) 緊急時対策所

原子炉施設には、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等がとどまることができるように、遮蔽その他の適切な放射線防護装置、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するための換気設備その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。また、重大事故等に対処するため

に必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるとともに、緊急時対策所専用の交流電源から給電できる設計とする。

(ad) 通信連絡設備

原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を音声及びブザー鳴動等により行うことができる設備として、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信設備（発電所内）（安全施設に属するものに限る。）を設置又は保管する設計とする。また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所内）を設置する設計とする。

原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）（安全施設に属するものに限る。）を設置又は保管する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とする。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの通信連絡設備については、非常用所内電源系又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

(ae) 補助ボイラ

原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラ（安全施設に係るものに限る。）を設置する。補助ボイラは、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

- b. 重大事故等対処施設（中央制御室、監視測定設備、緊急時対策所及び通信連絡を行うために必要な設備は、a. 設計基準対象施設に記載）

(a) 重大事故等の拡大の防止等

原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料ピット内の燃料体等及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な放出を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

(b) 火災による損傷の防止

重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないように、火災防護対策を講じ

る設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、重大事故等対処施設を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(b-1) 基本事項

(b-1-1) 火災区域及び火災区画の設定

建屋等の火災区域は、耐火壁により囲まれ他の区域と分離されている区域を、重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

なお、「(3) a. (c-1-1) 火災区域及び火災区画の設定」において、火災の影響軽減の対策として設定する火災区域は、他の区域と3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により分離する。

屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、重大事故等対処施設を設置する区域を、重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置を考慮するとともに、延焼防止を考慮して、火災区域として設定する。

また、火災区画は、建屋内及び屋外で設定した火災区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置等に応じて分割して設定する。

(b-1-2) 火災防護計画

「(3) a. (c-1-3) 火災防護計画」に定める。

(b-2) 火災発生防止

(b-2-1) 火災の発生防止対策

火災の発生防止については、発火性又は引火性物質に対して火災の発生防止対策を講じるほか、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策、発火源への対策、水素に対する換気及び漏えい検知対策、電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じる設計とする。なお、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止対策は、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留又は蓄積することを防止する設計とする。

(b-2-2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

重大事故等対処施設のうち、主要な構造材、建屋内の変圧器及び遮断器の絶縁材料、ケーブル、チャコールフィルタを除く換気設備のフィルタ、保温材及び建屋内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計、若しくは、当該施設の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合は、当該施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

このうち、重大事故等対処施設に使用するケーブルは、原則、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難

燃ケーブルを使用する設計とするが、実証試験により延焼性などが確認できないケーブルは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有する設計又は当該ケーブルの火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において、火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。また、難燃ケーブルの使用が技術上困難なケーブルは、当該ケーブルの火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

(b-2-3) 落雷，地震等の自然現象による火災の発生防止

落雷によって、原子炉施設内の構築物，系統及び機器に火災が発生しないように、避雷設備を設置する設計とする。重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、施設の区分に応じた耐震設計とする。

(b-3) 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については、重大事故等対処施設に対して、火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行うための火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能，性能が維持される設計とする。また、消火設備は、破損，誤作動又は誤操作が起きた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわな

い設計とする。

(b-3-1) 火災感知設備

火災感知器は、環境条件や火災の性質を考慮して型式を選定し、固有の信号を発する異なる種類を組合せて設置する設計とする。火災感知設備は、全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能なように電源確保を行い、中央制御室で常時監視できる設計とする。

(b-3-2) 消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画で、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるところには、手動操作による固定式消火設備、自動消火設備等を設置し消火を行う設計とするとともに、作動前に職員等の退出ができるよう警報を発する設計とする。

消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保し、飲料水系、所内用水系等と共用しない等の消火を優先する設計並びに水源及び消火ポンプは多重性又は多様性を有する設計とする。また、屋内、屋外の消火範囲を考慮し消火栓を配置するとともに、移動式消火設備を配備する設計とする。

消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を配備し、管理区域で放出された場合に、管理区域外への流出を防止する設計とする。

消火設備は、火災の火炎等による直接的な影響及び流出流体等による二次的影響を受けず、重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう設置し、全交流動力電源喪失時の電源確保を図るとともに、中央制御室に故障警報を発する

設計とする。

なお、消火設備への移動及び消火設備の操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。

(b-4) そ の 他

「(b-2) 火災発生防止」及び「(b-3) 火災の感知及び消火」のほか、重大事故等対処施設のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(c) 重大事故等対処設備

(c-1) 多様性，位置的分散，悪影響防止等

(c-1-1) 多様性，位置的分散

共通要因としては，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を考慮する。

地震，津波以外の自然現象の組合せについては，風（台風），積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。

地震，津波を含む自然現象の組合せについては，それぞれ「(1)(ii)b. 重大事故等対処施設の耐震設計」，「(2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮する。

外部人為事象については，飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋及び地中の配管カルバートについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷の防止が図られた設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

(c-1-1-1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち計装設備について、重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条

件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響並びに電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は，環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震及び地滑りに対して常設重大事故防止設備は，「イ(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に設置する。地震，津波，溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は，「(1)(ii) b. 重大事故等対処施設の耐震設計」，「(2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)(i) b. (b) 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震，津波及び火災に対して常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等と同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図り，溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。

風（台風），竜巻，落雷，生物学的事象，森林火災，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は，建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備を防護するとともに，設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。落雷に対して空冷式非常用発電機は，避

雷設備又は接地設備により防護する設計とする。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の

手段が可能な設計とする。

また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。

(c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した保管場所に保管する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮

し機能が損なわれない設計とする。

地震及び地滑りに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「イ(1)敷地の面積及び形状」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「(1)(ii)b. 重大事故等対処施設の耐震設計」, 「(2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「(3)(i)b.(b) 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等並びに常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設

備等並びに常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図った可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。竜巻飛来物に対して屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの竜巻飛来物防護対策設備により影響を受けない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

高潮に対して、可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図った場所に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、航空機衝突に対して頑健性を有する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管、若しくは設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋、屋外の常設重大事故等対処設備のそれぞれから100m以上の離隔距離を確保した場所、又は屋外の設計基準事故対処設備から100m以上

の離隔距離を確保した場所に保管する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

(c-1-1-3) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって、接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置す

る場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「(c-3) 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震及び地滑りに対して屋内に設置する場合は、「イ(1) 敷地の面積及び形状」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。地震、津波、溢水及び火災に対しては、「(1)(ii) b. 重大事故等対処施設の耐震設計」, 「(2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」及び「(3)(i) b. (b) 火災による損傷の防止」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して屋内に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、損傷状況を考慮して屋内に設置する場合は異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所に設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては、計測制御回路がないことか

ら影響は受けない。

ただし、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、可搬型代替注水中型ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能である A、B 原子炉補機冷却海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉建屋までの経路と、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプから地中の海水管カルバートまでの経路は、独立した経路として設計する。代替炉心注水としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行うため、可搬型低圧代替注水ポンプの接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。

(c-1-2) 悪影響防止

重大事故等対処設備は、原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさな

いように、以下の措置を講じた設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。

他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を分離する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については、

「(c-2) 容量等」に記載する。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所での固縛等による固定が可能な設計とする。

地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。

火災防護については「(3)(i)b.(b) 火災による損傷の防止」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとり、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする（「(c-3) 環境条件等」）。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器の損壊、高速回転機器の破損、

ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器及び落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。

(c-1-3) 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の原子炉施設において共用しない設計とする。

ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2以上の原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、さらに同一の発電所内の他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

共用する設備は、通信連絡設備である。

通信連絡設備は、号炉に区別なく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、1号及び2号炉で共用する設計とする。

通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないように、必要な容量を確保するとともに、号炉に区別なく通信連絡できる設計とする。

(c-2) 容 量 等

(c-2-1) 常設重大事故等対処設備

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収

束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、

事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量，タンク容量，発電機容量及びポンベ容量並びに計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備の容量等は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する電源設備及び注水設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1基当たり2セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型ポンベ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。ただし、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。

(c-3) 環境条件等

(c-3-1) 環境条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山の影響による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「(1)(ii)b. 重大事故等対処施設の耐震設計」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に、必要な機能を有効に発揮できる設計

とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

中央制御室内、原子炉補助建屋内、原子炉建屋内、緊急時対策所内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、地震、風（台風）、

竜巻，積雪，火山の影響による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛等の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては，常時海水を通水する，海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は，耐腐食性材料を使用する。ただし，常時海水を通水するコンクリート構造物については，腐食を考慮した設計とする。設計基準対処施設として淡水を通水するが，重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は，海水影響を考慮した設計とする。また，淡水又は海水から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁的障害による影響に対しては，重大事故等対処設備は，重大事故等が発生した場合においても電磁的障害によりその機能が損なわれない設計とする。

また，事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては，地震，火災，溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては，重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように，常設重大事故等対処設備は，想定される溢水水位よりも高所に設置し，可搬型重大事故等対処設備は，必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。

(c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所

重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。

放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(c-4) 操作性及び試験・検査性

(c-4-1) 操作性の確保

(c-4-1-1) 操作の確実性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備を確実に操作できるように、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。（「(c-3) 環境条件等」）

操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるように、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。

操作内容として、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とする。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取

り付ける構造とする等操作が確実にできる設計とする。

また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点を考慮した設計とする。

(c-4-1-2) 系統の切替性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

(c-4-1-3) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

(c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状

況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、以下の設計とする。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、洪水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないように、複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。電磁的障害に対しては道路・通路面が直接影響を受けることはないことから、屋外及び屋内アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する、地震及び地滑りによる

影響（周辺構築物の倒壊，周辺機器の損壊，周辺斜面の崩壊，道路面のすべり），その他自然現象による影響（津波による漂流物，風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪及び降下火砕物）を想定し，複数のアクセスルートの中から，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，各水源に応じて障害物を除去可能なホイールローダ1台（予備1台），ブルドーザ1台（予備1台）を保管，使用する。また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して，道路上の自然流下も考慮した上で，溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については，防潮堤の防護範囲内にアクセスルートを確保する設計とする。高潮に対しては，通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災，外部人為事象のうち飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対しては，複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。生物学的事象に対しては，容易に排除可能なことから，屋外アクセスルートは影響を受けない。

屋外アクセスルートは，基準地震動 S_s に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては，崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で，重機による崩壊箇所の仮復旧を行い，通行性を確保する設計とする。

アクセスルートの地盤については、基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。

不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とする。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。

屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

(c-4-2) 試験・検査等

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、

構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。

原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。ただし、運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとしない設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

運転中における安全保護系に準じる設備である、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、検査実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に

健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

代替電源設備は、系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則、分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては、外観の確認が可能な設計とする。

(d) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

(e) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(f) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準

事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- (g) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- (h) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- (i) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(j) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(k) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

(l) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(m) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(n) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷

却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(o) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

(p) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(q) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確

保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(r) 計装設備

重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより，検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

2号炉の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力の「(1)新燃料貯蔵設備」を「(i)新燃料貯蔵設備」に、「(2)使用済燃料貯蔵設備」を「(ii)使用済燃料貯蔵設備」に変更する。

また、(2)核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力の(ii)使用済燃料貯蔵設備の「a.構造」の記述を以下のとおり変更するとともに、「(3)核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力」の記述を以下のとおり追加する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット、1号及び2号炉共用）であり、原子炉建屋内に設ける。

使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱棟内の放射線量率を監視する設備等を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水等を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料集合体の取扱中の想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避

けるように設計する。

使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料ピットには、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号及び2号炉共用）を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ

個	数	2
容	量	約550m ³ /h/個

使用済燃料ピット冷却器

個	数	2
伝	熱	容
量		約4.0MW/個

(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失，燃料取替用水ポンプ，燃料取替用水タンク，２次系補給水ポンプ及び２次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として，海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは，使用済燃料ピットへ注水する設計とする。

- b．使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和，臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し，可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に，燃料損傷の進行を緩和し，臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において，スプレーや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し，燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレーすることにより，できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として，海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは，可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレーヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレーを行う設計とする。

c. 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内
燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱棟に大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

d. 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として、以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（AM）、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM）及び使用済燃料ピット周辺線量率は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率については、「チ(1)(i) 放射線監視設備」に記載する。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット水位（AM）

個	数	1
---	---	---

使用済燃料ピット温度（AM）

個	数	1
---	---	---

使用済燃料ピット状態監視カメラ

個	数	1
---	---	---

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用）

個	数	4（予備 2）
容	量	約 155m ³ ／h／個
揚	程	約 120m

使用済燃料ピットスプレイヘッダ

（「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」，「工場等外へ

の放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数 4 (予備 1)

可搬型代替注水大型ポンプ (放水砲用)

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」, 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数 1 (予備 1※)

容 量 約 1,320m³/h

揚 程 約 140m

※「可搬型代替注水大型ポンプ (格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用)」と兼用

放水砲

(「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」, 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

型 式 移動式ノズル

個 数 1 (予備 1)

使用済燃料ピット水位 (広域)

個 数 2 (予備 1)

(iii) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

「リ(3)(ii)e. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(iv) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

「リ(3)(ii)f. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

2号炉の原子炉冷却系統施設の構造及び設備の(4) その他の主要な事項の「(1) 化学体積制御設備」を「(i) 化学体積制御設備」に, 「(2) 余熱除去設備」を「(ii) 余熱除去設備」に, 「(3) 原子炉補機冷却水設備」を「(iii) 原子炉補機冷却設備」に変更する。

また, (1) 一次冷却材設備の「(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造」, (2) 二次冷却設備の「(ii) 主要な機器の個数及び構造」, (3) 非常用冷却設備の「(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造」及び(4) その他の主要な事項の「(iii) 原子炉補機冷却設備」の記述を以下のとおり変更するとともに, (4) その他の主要な事項の「(iv) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」の記述を以下のとおり追加する。

(1) 一次冷却材設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

一次冷却材設備は, 四つの閉回路からなり, それぞれの回路には1次冷却材ポンプを有し, 1次冷却材は原子炉で加熱された後, 蒸気発生器に入り, ここで2次冷却材と熱交換を行い再び原子炉に還流する。

なお, 4回路のうちの1回路には1次冷却材圧力を調整するための加圧器を設ける。

一次冷却材設備は関連設備とあいまって, 通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において, 炉心からの発生熱を除去できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリは, 原子炉容器, 一次冷却材設備及びそれに接続される配管等から構成され, 通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において原子炉停止系の作動等とあいまって, 圧力及び温度変化に対し十分に耐え, その健全性を確保する

設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管系には適切に隔離弁を設ける設計とし、また、1次冷却材の漏えいを早期に検出するため、漏えい監視設備を設ける。

なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。

一次冷却材設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

a. 蒸気発生器

(「一次冷却材設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	たて置U字管式熱交換器型		
個 数	4		
寸 法	胴外径	上 部	約4.5m
		下 部	約3.4m
	全 高	約20.6m	
	伝熱管外径×厚さ	約22.2mm×約1.3mm	

材 料	本 体	低合金鋼，低合金鍛鋼及び鋳鋼
	伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金

b. 1次冷却材ポンプ

型 式	漏えい制御軸封式たて置斜流型
個 数	4
容 量	約20,100m ³ /h/個

c. 1次冷却材管

内径×厚さ	約0.70m×約69mm，約0.74m×約73mm 約0.79m×約78mm
-------	---

材 料	ステンレス鋳鋼
-----	---------

d. 加圧器

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
個 数	1
圧力制御方式	ヒータ，スプレイ及び逃がし弁
材 料	本 体 低合金鋼 肉 盛 り ステンレス鋼

安 全 弁

(「一次冷却材設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を
未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	ばね式
個 数	3
容 量	約 190t/h/個
吹出し場所	加圧器逃がしタンク

逃 が し 弁

(「一次冷却材設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時

に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

型	式	空気作動式
個	数	3
容	量	約 95t/h／個
吹出し場所	加圧器逃がしタンク	

e. 漏えい監視設備

漏えい監視設備	一式
---------	----

(2) 二次冷却設備

(ii) 主要な機器の個数及び構造

二次冷却設備は，蒸気発生器を介して一次冷却材設備と熱交換を行い発生蒸気によって蒸気タービンを駆動する閉回路である。

a. 主蒸気管

内径×厚さ	約0.64m×約34mm
材	料
	炭素鋼

b. 蒸気タービン

型	式	串型 4 車室 6 分流排気再熱再生式
個	数	1
出	力	1,160,000kW

c. タービンバイパス設備

タービンバイパス設備により，必要に応じて二次冷却設備の蒸気を復水器に放出し，一次冷却材設備中に蓄積されている熱を除去する。

タービンバイパス弁

型 式	空気作動式
個 数	18
容 量	約 263t/h/個

d. 主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁

主蒸気安全弁

(「二次冷却設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	ばね式
個 数	20
容 量	約 360t/h/個

主蒸気逃がし弁

(「二次冷却設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

型 式	空気作動式
個 数	4
容 量	約 177t/h/個

ただし，作動後における漏えい量は，全体で $5\text{m}^3/\text{d}$ 以下（蒸気発生器1基当たり設定圧力相当飽和蒸気において）とする。

e. 主蒸気隔離弁

(「二次冷却設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨

界にするための設備」と兼用)

型 式 スウィングディスク式

個 数 4

f. 主給水ポンプ

タービン動主給水ポンプ

個 数 2

容 量 約 4,260m³/h/個

電動主給水ポンプ

個 数 2

容 量 約 2,130m³/h/個

g. 補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用)

個 数 1

容 量 約250m³/h

電動補助給水ポンプ

(「二次冷却設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バ

ウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」,「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」,「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約110m ³ /h/個

h. 復水タンク

(「二次冷却設備」,「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」,「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」,「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」,「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」,「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」,「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」,「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」,「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約1,200m ³

i. 復水器

個	数	3
---	---	---

(3) 非常用冷却設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 非常用冷却設備

非常用冷却設備(非常用炉心冷却設備)は、工学的安全施設の一

設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系から構成する。1次冷却材喪失事故等が起こったときは、直ちに蓄圧タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入して炉心の冷却を行う。また、燃料取替用水タンクの貯留水がなくなる前に、格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再循環させる。これらの系統は、それぞれ2回路相当の構成とする。

(a) 高圧注入系

高圧注入ポンプ

(「高圧注入系」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約153m ³ ／h／個
揚	程	約503m

充てん／高圧注入ポンプ

(「高圧注入系」，「化学体積制御設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「非常用制御設備」，「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約125m ³ ／h／個
揚	程	約800m

燃料取替用水タンク

（「高圧注入系」，「低圧注入系」，「原子炉格納容器スプレイ設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」，「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用）

個	数	1
容	量	約2,100m ³
ほう素濃度		約2,500ppm

ほう酸注入タンク

（「高圧注入系」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給

設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約3.4m ³
ほう素濃度		約21,000ppm

(b) 低圧注入系

余熱除去ポンプ

(「低圧注入系」, 「余熱除去設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約1,020m ³ /h/個
揚	程	約91m

(c) 蓄圧注入系

蓄圧タンク

(「蓄圧注入系」, 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」と兼用)

個	数	4
容	量	約38m ³ /個
加圧ガス圧力		約4.4MPa [gage]

b. 重大事故等対処設備

- (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系のフィードアンドブリード及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系のフィードアンドブリード）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することで1次冷却系のフィードアンドブリードを行う設計とする。

復水タンクへの補給不能により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、海を水源としたA、B原子炉補機冷却海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、

1 次冷却系の十分な冷却及び減圧ができる設計とし、その期間内に 1 次冷却系の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕を取れる設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水するため、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と、人力によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却によって、1 次冷却系の十分な冷却及び減圧ができる設計とし、その期間内に 1 次冷却系の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕を取れる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

充てん／高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	2
容	量	約125m ³ ／h／個（安全注入時）
揚	程	約800m

高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	2
---	---	---

容 量 約153m³／h／個

揚 程 約503m

加圧器逃がし弁（ホ(1)他と兼用）

型 式 空気作動式

個 数 3

容 量 約95t／h／個

燃料取替用水タンク（ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用）

個 数 1

容 量 約2,100m³

原子炉補機冷却海水ポンプ

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「原子炉補機冷却海水設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用）

個 数 2(蒸気発生器2次側による炉心冷却時A，
B号機使用)

容 量 約3,400m³／h／個

揚 程 約32m

タービン動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個 数 1

容 量 約250m³／h

電動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個 数 2

容 量 約110m³／h／個

主蒸気逃がし弁（ホ(2)他と兼用）

型 式 空気作動式

個 数 4

容 量 約177t／h／個

蒸気発生器（ホ(1)他と兼用）

型 式 たて置U字管式熱交換器型

個 数 4

復水タンク（ホ(2)他と兼用）

個 数 1

容 量 約1,200m³

タービン動補助給水ポンプ起動入口弁

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用）

型 式 電気式

個 数 2

蓄圧タンク（ホ(3)(ii)a.(c)他と兼用）

個 数 4

容 量 約38m³／個

蓄圧タンク出口弁

型 式 電気式

個 数 4

余熱除去ポンプ（ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用）

個 数 2

容 量 約681m³／h／個（余熱除去運転時）

約1,020m³／h／個

（安全注入時及び再循環運転時）

揚 程 約107m（余熱除去運転時）

約91m（安全注入時及び再循環運転時）

余熱除去冷却器

（「低圧注入系」，「余熱除去設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用）

個 数 2

格納容器再循環サンプ

（「高圧注入系」，「低圧注入系」，「原子炉格納容器スプレイ設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用）

個 数 2

格納容器再循環サンプスクリーン

（「高圧注入系」，「低圧注入系」，「原子炉格納容器スプレイ設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉格納容器

内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個 数 2

容 量 約2,220m³/h/個

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系の減圧のための設備及び1次冷却系の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧及び1次冷却系のフィードアンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）として、加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

復水タンクの補給不能により 2 次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、海を水源とした A, B 原子炉補機冷却海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側での炉心冷却による 1 次冷却系の減圧を行う設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と、人力によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ポンプ等の可搬型重

大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ等を接続するのと同様以上の作業の迅速性、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有するため、手動設備として設計する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）及び所内常設蓄電式直流電源設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した所内常設蓄電式直流電源設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、蓄電池（重大事故等対処用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系を減圧できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系の減圧）として、一次冷却材

設備の加圧器逃がし弁を使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系の減圧）として，主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び一次冷却材設備の加圧器逃がし弁を使用する。

インターフェイスシステムＬＯＣＡ時において，余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は，専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように，減圧用の弁である加圧器逃がし弁は，制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて，重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように，減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は，制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて，重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムＬＯＣＡ時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため，インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し，蒸気発生器伝

熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

加圧器逃がし弁（ホ(1)他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	3

充てん／高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 125m ³ ／h／個（安全注入時）
揚	程	約 800m（安全注入時）

高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 153m ³ ／h／個
揚	程	約503m

燃料取替用水タンク（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	1
容	量	約2,100m ³

原子炉補機冷却海水ポンプ（ホ(3)(ii) b. (a)他と兼用）

個	数	2（蒸気発生器2次側による炉心冷却時A，B号機使用）
容	量	約3,400m ³ ／h／個
揚	程	約32m

タービン動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個	数	1
---	---	---

容 量 約250m³／h

電動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個 数 2

容 量 約110m³／h／個

主蒸気逃がし弁（ホ(2)他と兼用）

型 式 空気作動式

個 数 4

容 量 約177t／h／個

蒸気発生器（ホ(1)他と兼用）

型 式 たて置U字管式熱交換器型

個 数 4

復水タンク（ホ(2)他と兼用）

個 数 1

容 量 約1,200m³

タービン動補助給水ポンプ起動入口弁（ホ(3)(ii)b.(a)と兼用）

型 式 電気式

個 数 2

余熱除去ポンプ入口弁

型 式 手動式（専用の工具で遠隔操作可能）

個 数 2

蓄電池（重大事故等対処用）

（「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」及び「代替電源設備」と兼用）

型 式 鉛蓄電池

組 数 1

容 量 約2,500Ah

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

個 数 8（予備8）

容 量 約7Nm³／個

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(c-1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉の冷却

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（代替炉心注水、代替再循環、炉心注水及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において

余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、中間受槽を水源とした可搬型低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレー系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても可搬型低圧代替注水ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレーポンプは、余熱除去冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレーポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを

水源とした充てん／高圧注入ポンプ又は高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

運転中の１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（高圧代替再循環）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、Ａ、Ｂ海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプ及びＢ高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。Ｂ余熱除去ポンプ及びＢ高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除

去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気ドレンラインを使用することで炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制

御系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（低圧代替再循環）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

(c-2) 炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合における原子炉容器内の残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合，格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として，燃料代替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルよ

り原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

(c-3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における溶融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延及び防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タ

ンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、炉心に注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、燃料取替用水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電する

ことにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は、可搬型低圧代替注水ポンプをディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水並びに格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは屋内に設置し、復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注水は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びに格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク及び

復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は、屋内の燃料取替用水タンク及び屋外の復水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリュー及び格納容器再循環サンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び原子炉建屋内の余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水は、可搬型低圧代替注水ポンプをディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能、高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、格納容器スプレイポンプ及び常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用

した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

代替炉心注水時において常設低圧代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

代替炉心注水時においてB充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注水できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、B充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、B充てん／高圧注入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB充てん／高圧注入ポンプを冷却できることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼル駆動とすること

で、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプに対し屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水配管及び可搬型低圧代替注水ポンプを使用した代替炉心注水配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

B 充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注水配管は、B 充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、高圧注入ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉格納容器スプレイ設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」, 「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約1,200m ³ /h/個
揚	程	約175m

燃料取替用水タンク (ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用)

個	数	1
容	量	約2,100m ³

常設低圧代替注水ポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

個	数	1
容	量	約130m ³ /h
揚	程	約150m

復水タンク (ホ(2)他と兼用)

個	数	1
---	---	---

容 量 約1,200m³

格納容器再循環サンプ（ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用）

個 数 2

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用）

個 数 2

容 量 約2,220m³/h/個

格納容器スプレイ冷却器

（「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「原子炉格納容器スプレイ設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」，「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」及び「火災防護設備」と兼用）

個 数 2

高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用）

個 数 2（代替再循環運転時B号機使用）

容 量 約153m³/h/個

揚 程 約503m

充てん／高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用）

個 数 2

容 量 約45m³/h/個（充てん使用時）

約125m³/h/個（安全注入時）

揚 程 約1,770m（充てん使用時）

約800m（安全注入時）

余熱除去ポンプ（ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用）

個 数 2 (代替再循環運転時 B 号機使用)

容 量 約 $1,020\text{m}^3/\text{h}$ ／個

(安全注入時及び再循環運転時)

揚 程 約 91m (安全注入時及び再循環運転時)

余熱除去冷却器 (ホ(3)(ii) b. (a)他と兼用)

個 数 2

電動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

個 数 2

容 量 約 $110\text{m}^3/\text{h}$ ／個

タービン動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

個 数 1

容 量 約 $250\text{m}^3/\text{h}$

主蒸気逃がし弁 (ホ(2)他と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 4

容 量 約 $177\text{t}/\text{h}$ ／個

蒸気発生器 (ホ(1)他と兼用)

型 式 たて置 U 字管式熱交換器型

個 数 4

蓄圧タンク (ホ(3)(ii) a. (c)他と兼用)

個 数 4

容 量 約 38m^3 ／個

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型低圧代替注水ポンプ

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却

するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2 (予備2)
容	量	約150m ³ ／h／個
揚	程	約150m

中間受槽

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2 (予備1)
容	量	約50m ³ ／個

可搬型代替注水大型ポンプ (格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用)

(「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個	数	2 (予備1※)
容	量	約1,320m ³ ／h／個
揚	程	約140m

※「可搬型代替注水大型ポンプ (放水砲用)」と兼用

(d) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

「リ(3)(ii)f. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」
に記載する。

(4) その他の主要な事項

(iii) 原子炉補機冷却設備

a. 原子炉補機冷却水設備

余熱除去冷却器，格納容器スプレイ冷却器，使用済燃料ピット冷却器等の冷却を行うため，冷却器，ポンプ等を有する原子炉補機冷却水設備を設ける。

原子炉補機冷却水設備は，ポンプ，冷却器等で構成し，原子炉補機から発生した熱を原子炉補機冷却海水設備に伝達する設計とする。
また，原子炉補機冷却水冷却器は，原子炉補機の冷却を行うに十分な伝熱容量を持たせた設計とする。

原子炉補機冷却水ポンプ

(「原子炉補機冷却水設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

個	数	4
容	量	約 1,700m ³ ／h／個
揚	程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器

(「原子炉補機冷却水設備」，「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するた

めの設備」，「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」と兼用)

個	数	4
---	---	---

原子炉補機冷却水サージタンク

(「原子炉補機冷却水設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

個	数	2
---	---	---

b. 原子炉補機冷却海水設備

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，原子炉補機冷却水冷却器等へ冷却海水を供給するため，原子炉補機冷却海水設備を設ける。

原子炉補機冷却海水ポンプ (ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用)

個	数	5
---	---	---

容	量	約 3,400m ³ /h/個
---	---	----------------------------

揚	程	約 32m
---	---	-------

(iv) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち，最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備

（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作がすることで、蒸気発生器 2 次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における 1 次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B 海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B 格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B 格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。

また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B 格納容

器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、B高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、手動操作とすることにより、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

電動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個	数	2
容	量	約110m ³ /h/個

タービン動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個	数	1
容	量	約250m ³ /h

復水タンク（ホ(2)他と兼用）

個	数	1
容	量	約1,200m ³

主蒸気逃がし弁（ホ(2)他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	4
容	量	約177t/h/個

蒸気発生器（ホ(1)他と兼用）

型	式	たて置U字管式熱交換器型
個	数	4

格納容器再循環ユニット

（「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「格納容器換気空調設備」と兼用）

型 式 原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型

個 数 2(格納容器内自然対流冷却時A, B号機使用)

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個 数 2（予備1※）

容 量 約1,320m³/h/個

揚 程 約140m

※ 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」

と兼用

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

2号炉の計測制御系統施設の構造及び設備の(5)その他の主要な事項の「(1) 一次冷却材温度制御設備」を「(i) 1次冷却材温度制御設備」に, 「(2) 加圧器圧力制御設備」を「(ii) 加圧器圧力制御設備」に, 「(3) 制御棒クラスタ引抜阻止回路」を「(iii) 制御棒クラスタ引抜阻止回路」に, 「(4) 警報回路」を「(iv) 警報回路」に, 「(5) 中央制御室」を「(v) 中央制御室」に変更する。

また, (1)計装の「(ii) その他の主要な計装の種類」, 「(2) 安全保護回路」, (4)非常用制御設備の「(ii) 主要な機器の個数及び構造」及び(5)その他の主要な事項の「(v) 中央制御室」の記述を以下のとおり変更するとともに, (4)非常用制御設備の「(iv) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」及び(5)その他の主要な事項の「(vi) 制御用圧縮空気設備」の記述を以下のとおり追加する。

(1) 計 装

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉施設のプロセス計装制御のため, 原子炉圧力, 加圧器水位, 1次冷却材流量及び温度, 蒸気発生器水位, 制御棒クラスタ位置, 反応度停止余裕等の計測装置を設ける。

重大事故等が発生し, 計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において, 当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより, 検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、「十 八 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「十 八 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「十 八 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータの推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、

検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか一つの適切なパラメータを選定し計測又は監視できる設計とする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか一つの適切なパラメータを選定し計測又は監視できる設計とする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(2) 安全保護回路

安全保護回路は、独立したチャンネルからなる多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「2 out of 4」方式等の回路を形成し、原子炉トリップ、非常用冷却設備作動等を行う。

安全保護回路は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(i) 原子炉停止回路の種類

次に示す信号により原子炉をトリップさせる原子炉停止回路を設ける。

中性子束高（中性子源領域及び中間領域）

中性子束高（出力領域）

中性子束変化率高（出力領域）

非常用炉心冷却設備作動

過大温度 ΔT 高

過大出力 ΔT 高

原子炉圧力高

原子炉圧力低

加圧器水位高

1 次冷却材流量低

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

1 次冷却材ポンプ電源周波数低

タービントリップ

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器給水流量低

地震加速度大

手 動

（ii） その他の主要な安全保護回路の種類

以下に示す信号により工学的安全施設作動設備を作動させる回路を設ける。

a． 非常用炉心冷却設備作動信号

1 次冷却材の確保又は過度の反応度添加を抑え，炉心の損傷を防止する。

原子炉圧力低

主蒸気ライン圧力低

原子炉格納容器圧力高

手 動

b. 原子炉格納容器スプレイ作動信号

1 次冷却系の破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去の目的で、原子炉格納容器スプレイ設備を起動する。

原子炉格納容器圧力異常高

手 動

c. 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管の破断時に健全側の蒸気発生器からの無制御な蒸気放出を防止し、炉心の過冷却を防止するため、主蒸気ラインの隔離弁を全閉する。

原子炉格納容器圧力異常高

主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力減少率高

手 動

d. 原子炉格納容器隔離信号

1 次冷却材喪失事故による放射性物質の放出を防止するため、原子炉格納容器の隔離弁を閉止する。

非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号

手 動

(4) 非常用制御設備

(ii) 主要な機器の個数及び構造

a. ほう酸タンク

(「化学体積制御設備」，「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約 100m ³ ／個

b. ほう酸ポンプ

(「化学体積制御設備」，「非常用制御設備」及び「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」と兼用)

個	数	2
容	量	約 17m ³ ／h／個

c. 充てんポンプ及び充てん／高圧注入ポンプ

(ホ(3)(ii) a. (a) 他と兼用)

個	数	3
容	量	約 45m ³ ／h／個

(iv) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備のうち，原子炉を未臨界にするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また，1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事

故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系シーケンス盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系シーケンス盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却系から2次冷却系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）は、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）から自動信号が発信された場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水

ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却系の過圧を防止できる設計とする。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び安全保護系シーケンス盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）

個	数	1
---	---	---

原子炉トリップスイッチ

個	数	2
---	---	---

主蒸気隔離弁（ホ(2)と兼用）

個	数	4
---	---	---

電動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 110m ³ ／h／個

タービン動補助給水ポンプ（ホ(2)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 250m ³ ／h

復水タンク（ホ(2)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 1,200m ³

加圧器逃がし弁（ホ(1)他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	3

加圧器安全弁（ホ(1)と兼用）

型	式	ばね式
個	数	3

主蒸気逃がし弁（ホ(2)他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	4
容	量	約 177t／h／個

主蒸気安全弁（ホ(2)と兼用）

型	式	ばね式
個	数	20

蒸気発生器（ホ(1)他と兼用）

型	式	たて置U字管式熱交換器
個	数	4

ほう酸タンク（へ(4)（ii）他と兼用）

個 数 2

容 量 約 100m^3 ／個

ほう酸ポンプ（へ(4)（ii）他と兼用）

個 数 2

容 量 約 17m^3 ／h／個

急速ほう酸補給弁

型 式 電気交流作動式

個 数 1

充てん／高圧注入ポンプ（ホ(3)（ii）a．(a)他と兼用）

個 数 2

容 量 約 45m^3 ／h／個（充てん使用時）

約 125m^3 ／h／個（安全注入時）

ほう酸注入タンク（ホ(3)（ii）a．(a)他と兼用）

個 数 1

容 量 約 3.4m^3

燃料取替用水タンク（ホ(3)（ii）a．(a)他と兼用）

個 数 1

容 量 約 $2,100\text{m}^3$

(5) その他の主要な事項

(v) 中央制御室

中央制御室は，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに，原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また，原子炉施設の外部の状況を把握するため，監視カメラ，気象観測設備，

F A X等を設置し，中央制御室から原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

原子炉施設には，火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において，中央制御室以外の場所から，原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持するために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の放射線業務従事者等が中央制御室に出入りするための区域は，1次冷却系に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，放射線業務従事者等が支障なく中央制御室に入ることができるようにするとともに，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室空調装置等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障が

ない範囲にあることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として、以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、重大事故等時において中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気の連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設する。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体の汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。身体の汚染検査の結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体の汚染検査を行う区画に隣接して設けることができるように考慮する。

中央制御室空調装置及び可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

中央制御室遮蔽は、「チ(1)(iii) 遮蔽設備」に記載する。

中央制御室空調装置は、「チ(1)(iv) 換気設備」に記載する。

空冷式非常用発電機は、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

酸素濃度計

個	数	1（予備 1）
---	---	---------

二酸化炭素濃度計

個	数	1（予備 1）
---	---	---------

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型照明（S A）

個	数	9（予備 1）
---	---	---------

(vi) 制御用圧縮空気設備

空気を駆動源とする弁等に乾燥した清浄な圧縮空気を供給するため、
制御用圧縮空気設備を設ける。

制御用圧縮空気設備 一式

チ 放射線管理施設の構造及び設備

2号炉の放射線管理施設の構造及び設備のうち、(1)屋内管理用の主要な設備の種類及び(2)屋外管理用の主要な設備の種類の記述を以下のとおり変更又は追加する。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(i) 放射線監視設備

原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度、原子炉格納容器内、燃料取扱場所等の管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、エリアモニタリング設備、プロセスモニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人管理関係測定器、分析装置及び放射能測定装置を設ける。

エリアモニタリング設備及びプロセスモニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率については、使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率の変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とするとともに、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録することができる格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）を設置する。

さらに緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減

又は防止するための確実な判断ができるように放射線量を監視，測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

空冷式非常用発電機は，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

エリアモニタリング設備及びプロセスモニタリング設備 一式

放射線サーベイ設備 一式（2号炉で増設，共用）

個人管理関係測定器 一式（1号及び2号炉共用）

分析装置及び放射能測定装置 一式（1号及び2号炉共用）

格納容器エリアモニタ（低レンジ）

個 数 2

格納容器エリアモニタ（高レンジ）

個 数 2

格納容器エリアモニタ（低レンジ）及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

使用済燃料ピット周辺線量率

（「放射線監視設備」及び「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」と兼用）

個 数 2（予備 1）

緊急時対策所エリアモニタ

（「放射線監視設備」及び「緊急時対策所」と兼用）

個 数 1（予備 1）

(ii) 放射線管理関係設備

放射線業務従事者等の被ばく管理，出入管理，汚染の管理，放射線分析業務等を行うため，出入管理設備，汚染管理設備，試料分析関係

設備及び個人管理関係設備を設ける。なお、一部の設備は、1号炉と共用する。

(iii) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

a. 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、100mSvを下回るように設計する。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないように施設する。運転員の被ばく防止の観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

中央制御室遮蔽 一式

中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b. 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急

時対策所の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮蔽 一式

(「遮蔽設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

(iv) 換気設備

通常運転時、設計基準事故時及び重大事故等時に放射線業務従事者等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

a. 中央制御室空調装置

中央制御室の換気及び冷暖房を行うための中央制御室空調装置を設ける。

中央制御室空調装置には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災により発生する燃焼ガス等に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換

えることが可能な設計とする。

中央制御室空調装置は、片系列単独で中央制御室遮蔽とあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。また、中央制御室空調装置用ダンパは、窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）及び手動により開操作できる設計とする。

中央制御室空調装置は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室非常用循環ファン

（「換気設備」及び「中央制御室」と兼用）

個 数 2

中央制御室空調ファン

（「換気設備」及び「中央制御室」と兼用）

個 数 2

中央制御室循環ファン

（「換気設備」及び「中央制御室」と兼用）

個 数 2

中央制御室非常用循環フィルタユニット

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

型 式 微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型

個 数 1

中央制御室空調ユニット

(「換気設備」及び「中央制御室」と兼用)

型 式 粗フィルタ，冷水冷却コイル内蔵型

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）

個 数 2（予備 2）

容 量 約 7Nm³／個

中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b．緊急時対策所換気設備

緊急時対策所換気設備は，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するため適切な換気設計を行い，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の性能とあいまって，居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。なお，換気設計に当たっ

ては、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所非常用給気ファン

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

個	数	2
容	量	2,400m ³ ／h 以上／個

緊急時対策所排気ファン

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

個	数	2
容	量	2,400m ³ ／h 以上／個

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型 式 微粒子フィルタ／よう素フィルタ

個 数 2

効 率

単体除去効率 99.97%以上 (0.15 μ m 粒子)／95%以上

総合除去効率 99.99%以上 (0.7 μ m 粒子)／99.75%以上

[可搬型重大事故等対処設備]

緊急時対策所加圧設備

(「換気設備」及び「緊急時対策所」と兼用)

型	式	空気ポンペ
個	数	388

c. 補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、一般補機室、安全補機室、燃料取扱室、中央制御室等に外気を供給し、その排気口から排出する。

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために、排気モニタ、排水モニタ、気象観測設備、固定モニタリング設備、放射能観測車、環境試料の分析装置及び放射能測定装置を設ける。

排気モニタ、排水モニタ及び固定モニタリング設備のうちモニタリングポストについては、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

モニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングポストは、モニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングポストから中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。
重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）を設ける。

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストを使用する。可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、モニタリングポストが機能喪失した場合の代替手段として、周辺監視区域境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、「原子力災害対策特別措置法第 10 条及び第 15 条」に定められた事象を判断できる設計とする。

また、可搬型モニタリングポストは、原子炉施設を囲む 8 方位において原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬型モニタリングポストの指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

設計基準事故対処設備であるモニタリングポストは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素モニタが機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、可搬型放射能測定装置を使用する。可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、可搬型放射能測定装置、小型船舶及び電離箱サーベイメータを保管する。可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。また、周辺海域においては、小型船舶を使用する。

これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、その結果を記録するための設備として、以下の重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）として、可搬型気象観測設備を使用する。可搬型気象観測設備は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、その結果を記録できる設計とする。

可搬型気象観測設備の指示値は、衛星回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

排気モニタ	一式
-------	----

排水モニタ	一式（1号及び2号炉共用，既設）
-------	------------------

気象観測設備 一式（2号炉増設，共用）

固定モニタリング設備 一式（1号炉設置，共用）

放射能観測車 一式（1号炉設置，共用）

環境試料の分析装置及び放射能測定装置

一式（1号及び2号炉共用，既設）

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型モニタリングポスト

個 数 10（予備2）

（10台のうち1台及び予備2台のうち1台は「緊急時対策所」と兼用）

可搬型放射能測定装置 一式

電離箱サーベイメータ

個 数 1（予備1）

小型船舶

（「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」と兼用）

個 数 1（予備1）

可搬型気象観測設備

個 数 1（予備1）

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

2号炉の原子炉格納施設の構造及び設備の(4) その他の主要な事項の「(1) 格納容器換気空調設備」を「(i) 格納容器換気空調設備」に、「(2) アニュラス空気浄化設備」を「(ii) アニュラス空気浄化設備」に、「(3) 原子炉格納容器スプレイ設備」を「(iii) 原子炉格納容器スプレイ設備」に変更する。

また、「(1) 原子炉格納容器の構造」, 「(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率」, (4) その他の主要な事項の「(i) 格納容器換気空調設備」及び「(ii) アニュラス空気浄化設備」の記述を以下のとおり変更するとともに、「(3) 非常用格納容器保護設備の構造」, (4) その他の主要な事項の「(iv) 安全補機室空気浄化設備」及び「(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」の記述を以下のとおり追加する。

(1) 原子炉格納容器の構造

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、アニュラス等から構成し、原子炉格納容器の底部を構成する基礎は岩盤に支持させる。原子炉格納容器と原子炉建屋との間の格納容器貫通部を含む区画は、密閉構造のアニュラス部を構成する。

原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート造とし、その内面には気密性を確保するための鋼製ライニングを設ける。

原子炉格納施設は、1次冷却材喪失時に発生する放射性物質を原子炉格納容器に閉じ込め、所定の漏えい率以下に抑えることにより、その放射性物質の大気への放出を抑制する。

格納容器バウンダリは、非延性破壊防止の観点から破壊じん性試験を行い、これに適合する材料を使用する。

また、原子炉格納容器は、原子炉格納容器スプレイ設備とあいまって 1 次冷却材管の最も過酷な破断を想定した場合に、放出される 1 次冷却材のエネルギーによる事故時の圧力及び温度に耐えるものとする。

原子炉格納容器を貫通する配管系には、原子炉格納容器に近接した位置に、配管系の敷設状況に応じて隔離弁を設ける設計とする。

また、主要な配管系に設置する隔離弁は、事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、原則として、自動的かつ確実に閉止する設計とする。

(i) 原子炉格納容器

型 式	上部半球円筒型プレストレストコンクリート造
寸 法	
内 径	約 43m
円筒部壁厚	約 1.3m
ドーム部壁厚	約 1.1m
内 高	約 65m
鋼製ライニング厚	約 6.4mm
材 料	炭素鋼及びプレストレストコンクリート
主要貫通部	配管貫通部，ダクト貫通部，電気配線貫通部，機器搬入口，エアロック
自 由 体 積	約 73,300m ³

(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

最高使用圧力	0.392MPa [gage]
最高使用温度	144 °C

漏 え い 率 0.1%／d 以下

(常温，空気，最高使用圧力において)

原子炉格納容器は，重大事故等時において設計圧力，設計温度を超えることが想定されるが，その機能が損なわれることのないよう，原子炉格納容器限界圧力，限界温度までに至らない設計とする。

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(i) 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は，1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内圧の減少を図るとともに，浮遊するよう素等の除去を行う。

原子炉格納容器スプレイ設備は2系統設ける。

a. 格納容器スプレイポンプ (ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用)

個 数	2
容 量	約 1,200m ³ ／h／個
揚 程	約 175m

b. 格納容器スプレイ冷却器 (ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用)

個 数	2
-----	---

(ii) 重大事故等対処設備

a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

- (a) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、A、B原子炉補機冷却海水ポンプを用いてA、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低

圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

1 次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホー

スを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

- (b) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）を設ける。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ再循環）として、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッドのスプレイ

ノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

- (c) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1 次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、A、B 原子炉補機冷却海水ポンプを用いて A、B 原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B 原子炉補機冷却水ポンプにより A、B 格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B 格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度

を監視することにより，A，B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

1次冷却材喪失事象時において，格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノ

ズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却は、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクでの格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。

A、B格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置し、

A， B 原子炉補機冷却水ポンプ， A， B 原子炉補機冷却水冷却器， 原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し， A， B 原子炉補機冷却海水ポンプは屋内の燃料取替用水タンクと異なる区画に設置することで， 位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは， 常設低圧代替注水ポンプを設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電することにより， 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイに対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また， 燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで， 燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し， 屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで， 位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは， ディーゼル駆動とすることで， ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは， 原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで， 位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は， 接続口から地中の海水

管カルバートまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に、複数箇所設置する設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「ヌ(2)(iv)代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器再循環ユニット（ホ(4)(iv)他と兼用）

型	式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個	数	2（格納容器内自然対流冷却時A，B号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ(4)(iii)他と兼用）

個	数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時A，B号機使用）
容	量	約 1,700m ³ ／h／個

揚 程 約 55m

原子炉補機冷却水冷却器（ホ(4)(iii)他と兼用）

個 数 2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器
内自然対流冷却時 A，B 号機使用，
原子炉補機冷却系機能喪失時の格納
容器内自然対流冷却時 A 号機使用）

原子炉補機冷却水サージタンク（ホ(4)(iii)他と兼用）

個 数 1（原子炉補機冷却系健全時の格納容器
内自然対流冷却時 A 号機使用）

原子炉補機冷却海水ポンプ（ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用）

個 数 2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器
内自然対流冷却時 A，B 号機使用）

容 量 約 3,400m³／h／個

揚 程 約 32m

常設低圧代替注水ポンプ（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個 数 1

容 量 約 130m³／h

揚 程 約 150m

燃料取替用水タンク（ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用）

個 数 1

容 量 約 2,100m³

復水タンク（ホ(2)他と兼用）

個 数 1

容 量 約 1,200m³

格納容器スプレイポンプ（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 1,200m ³ ／h／個
揚	程	約 175m

格納容器スプレイ冷却器（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個	数	2
---	---	---

格納容器再循環サンプ（ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用）

個	数	2
---	---	---

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用）

個	数	2
---	---	---

容	量	約 2,220m ³ ／h／個
---	---	----------------------------

余熱除去ポンプ（ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用）

個	数	2
---	---	---

容	量	約 1,020m ³ ／h／個（代替格納容器スプレイ時）
---	---	---

揚	程	約 91m（代替格納容器スプレイ時）
---	---	--------------------

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）

（「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用）

個	数	2（予備 2）
---	---	---------

容	量	約 7Nm ³ ／個
---	---	-----------------------

可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個	数	2（予備 1※ ¹ ）
---	---	------------------------

容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水
砲用）」と兼用

b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、A、B原子炉補機冷却海水ポンプを用いてA、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、A、B原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は，A，B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け，冷却水温度を監視することにより，A，B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは，格納容器スプレイ系統を介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは，ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても，代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として，燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して，原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイできる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として，海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，A，B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで，原子炉補機冷却水系統を介して，A，B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A，B格納容器再循環ユニットは，重大事故等時において格納容器内自然対流冷却が

できる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ（ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 1,200m ³ ／h／個
揚	程	約 175m

燃料取替用水タンク（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 2,100m ³

格納容器再循環ユニット（ホ(4)(iv)他と兼用）

型	式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個	数	2（格納容器内自然対流冷却時A，B号機使用）

原子炉補機冷却水ポンプ（ホ(4)(iii)他と兼用）

個	数	2（原子炉補機冷却系健全時の格納容器内自然対流冷却時A，B号機使用）
容	量	約 1,700m ³ ／h／個
揚	程	約 55m

原子炉補機冷却水冷却器（ホ(4)(iii)他と兼用）

個	数	2 (原子炉補機冷却系健全時の格納容器 内自然対流冷却時 A, B 号機使用, 原子炉補機冷却系機能喪失時の格納 容器内自然対流冷却時 A 号機使用)
---	---	--

原子炉補機冷却水サージタンク (ホ(4)(iii)他と兼用)

個	数	1 (原子炉補機冷却系健全時の格納容器 内自然対流冷却時 A 号機使用)
---	---	---

原子炉補機冷却海水ポンプ (ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用)

個	数	2 (原子炉補機冷却系健全時の格納容器 内自然対流冷却時 A, B 号機使用)
---	---	--

容	量	約 3,400m ³ /h/個
---	---	----------------------------

揚	程	約 32m
---	---	-------

常設低圧代替注水ポンプ (ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用)

個	数	1
---	---	---

容	量	約 130m ³ /h
---	---	------------------------

揚	程	約 150m
---	---	--------

復水タンク (ホ(2)他と兼用)

個	数	1
---	---	---

容	量	約 1,200m ³
---	---	-----------------------

余熱除去ポンプ (ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用)

個	数	2
---	---	---

容	量	約 1,020m ³ /h/個 (代替格納容器スプレイ時)
---	---	--

揚	程	約 91m (代替格納容器スプレイ時)
---	---	---------------------

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）（リ(3)(ii)a.と兼用）

個	数	2（予備 2）
容	量	約 7Nm ³ ／個

可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個	数	2（予備 1※）
容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」と兼用

c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレー及び代替格納容器スプレー）を設ける。

原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレー）として、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレーポンプは、原子炉格

格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設低圧代替注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。常設低圧代替注水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電機より重大事故等対処用専用電源盤を経由して給電できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイヘッダのスプレイノズルより原子炉格納容器内へスプレイし、代替格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心

が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

なお、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設ける。これらの設備は、「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」と同じであり、詳細は「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

常設低圧代替注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、空冷式非常用発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水とは互いに多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと屋内の燃料取替用水タンクは、壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、余熱除去設備の余熱除去ポンプにより格納容器スプレイできることで、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部注水に対して多重性

を持つ設計とする。

余熱除去ポンプは，原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を図る設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプは，多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき，系統として多重性を持つ設計とする。

常設低圧代替注水ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は，系統の多様性及び位置的分散により，原子炉補助建屋内の常設低圧代替注水ポンプ出口配管と格納容器スプレイ配管及び余熱除去配管との合流点から原子炉格納容器内のスプレイヘッドまでの配管を除いて互いに独立性を持つ設計とする。

連通穴を含む格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの流入経路は，原子炉格納容器内に様々な経路を設けることで，多重性を持った設計とする。

空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

格納容器スプレイポンプ (ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用)

個	数	2
容	量	約 1,200m ³ /h/個
揚	程	約 175m

燃料取替用水タンク (ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用)

個	数	1
容	量	約 2,100m ³

常設低圧代替注水ポンプ（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 130m ³ /h
揚	程	約 150m

復水タンク（ホ(2)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 1,200m ³

余熱除去ポンプ（ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 1,020m ³ /h/個（代替格納容器スプレイ時）
揚	程	約 91m（代替格納容器スプレイ時）

d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として以下の水素濃度制御設備（水素濃度低減）を設ける。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム－水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計

とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。電気式水素燃焼装置動作監視装置は、中央制御室にて電気式水素燃焼装置の動作状況を温度上昇により確認できる設計とする。電気式水素燃焼装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、可搬型格納容器水素濃度計測装置及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続することで、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度

を可搬型格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は、格納容器雰囲気ガス試料採取系統空気作動弁に窒素を供給できる設計とする。また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合装置

個 数 5

再結合効率 約 1.2kg/h/個

(水素濃度 4vol%, 圧力 0.15MPa において)

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

計測範囲 0～800℃

電気式水素燃焼装置

方式 ヒーティングコイル式

個数 13（予備 1（ドーム部））

容量 約 550W／個

電気式水素燃焼装置動作監視装置

計測範囲 0～800℃

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型格納容器水素濃度計測装置

個数 1（予備 1）

可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ

個数 1（予備 1）

容量 約 1m³／h

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置

個数 1（予備 1）

容量 約 0.6m³／min

吐出圧力 約 0.8MPa [gage]

窒素ポンプ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）

個数 1（予備 1）

容量 約 7Nm³

可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替

補機冷却用）（ホ(3)(ii)b.(c)

他と兼用)

個数 2（予備 1^{※1}）

容	量	約 1,320m ³ ／h／個
揚	程	約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）」と兼用

e. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の放水設備（大気への拡散抑制）を設ける。

放水設備（大気への拡散抑制）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

放水設備（大気への拡散抑制）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットヘスプレイを行う設計とする。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物

質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンス（浦底湾側）は、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（取水口付近及び1号炉放水口付近）に小型船舶により連結して設置できる設計とする。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水口側の海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水系の隔離）を設ける。

重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水系の隔離）として、原子炉補機冷却海水放出ライン隔離弁は、汚染水が原子炉補機冷却海水系を通して放水口へ流出する可能性がある場合に原子炉補機冷却海水系を隔離することにより非常用放出ラインから汚染水を排出し取水口側のシルトフェンス（浦底湾側）により拡散を抑制できる設計とする。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として以下の放水設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

放水設備（航空機燃料火災への泡消火）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁

型 式	電動式
個 数	2

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）（ニ(3)(ii)他と兼用）

個 数	1（予備 1※ ¹ ）
容 量	約 1,320m ³ /h
揚 程	約 140m

※ 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（格納
容器内自然対流冷却及び代替補機冷
却用）」と兼用

放水砲（ニ(3)(ii)他と兼用）

型 式	移動式ノズル
個 数	1（予備 1）

可搬型代替注水中型ポンプ（ニ(3)(ii)他と兼用）

個 数	4（予備 2）
容 量	約 155m ³ /h/個
揚 程	約 120m

使用済燃料ピットスプレイヘッダ（ニ(3)(ii)他と兼用）

個 数	4（予備 1）
-----	---------

シルトフェンス

a. 取水口付近

組 数	2※ ²
-----	-----------------

※ 2 約440mの1組及び約520mの1組の

合計2組と予備約20mを含む。

b. 1号炉放水口付近

組	数	2※3
---	---	-----

※3 約20mの1組及び約40mの1組の合計2組と予備約20mを含む。

小型船舶（チ(2)と兼用）

隻	数	1（予備1）
---	---	--------

f. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（海から中間受槽への供給，原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給，1次冷却系のフィードアンドブリード，海から復水タンクへの供給，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替，燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替，復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給，代替再循環，可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注

水，使用済燃料ピットへのスプレイ，原子炉建屋への放水，燃料取扱棟への放水）及び代替水源を設ける。

重大事故等において炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等に対する代替炉心注水の水源として中間受槽を使用する。

重大事故等対処設備（海から中間受槽への供給）として，中間受槽は海を水源として水源からの移送ルートを確保する。海を水源とする可搬型代替注水中型ポンプにより，可搬型ホースを介して中間受槽へ水を供給できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの補給が不能となった場合の代替手段である重大事故等対処設備（原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給）として，海を水源とした原子炉補機冷却海水設備のＡ，Ｂ原子炉補機冷却海水ポンプを使用する。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である１次冷却系のフィードアンドブリードの水源として，代替水源である燃料取替用水タンクを使用する。

重大事故等により，蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの供給）として，海を水源とする可搬型代替注水中型ポンプにより，可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等により，炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として，代替水源である復水タンクを使用する。

重大事故等により，炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水の水源として，代替水源である中間受槽を使用する。

重大事故等により，炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として，復水タンクは，復水タンクから燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる設計とする。

余熱除去ポンプ，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環）として，格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは，格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイライン及び余熱除去冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

1 次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（高圧代替再循環）として，海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，A，B海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで，原子炉補機冷却水系統に海水を直接供

給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とする B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（低圧代替再循環）として、海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、A、B 海水ストレーナのドレンライン又は原子炉補機冷却海水供給配管へ可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とする B 余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。B 余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備の有効吸込水頭を確保できる設計とする。

使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースを介して使用済燃料ピットへ注水できる設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備として、以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。可搬型代替注水中型ポンプは専用のディーゼル機関により駆動できる設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、以下の放水設備（原子炉建屋への放水）を設ける。

放水設備（原子炉建屋への放水）として、放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、原子炉建屋へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備のうち、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、以下の放水設備（燃料取扱棟への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟への放水）として、放水砲は、可搬型ホー

スにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては復水タンク、２次系純水タンク、原水タンク、ろ過水タンク、１次系純水タンク及びほう酸タンクを確保し、復水タンクに対しては燃料取替用水タンク、２次系純水タンク、原水タンク、ろ過水タンク及び脱気器タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、可搬型のホース及びポンプについては、屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、格納容器スプレイポンプにより再循環できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる再循環に対して多重性を持つ設計とする。

代替再循環時においてB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプは、設計基準事故等対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプの代替補機冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

電源設備の多様性については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

海から中間受槽への供給にて使用する中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは，屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

海から復水タンクへの供給にて使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは，屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水にて使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースは，屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレーで使用する可搬型代替注水中型ポンプ，使用済燃料ピットスプレーヘッド及び可搬型ホースは，屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋又は燃料取扱棟への放水にて使用する可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び可搬型ホースは，屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電機については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料取替用水タンク（ホ(3)(ii) a. (a)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 2,100m ³

距 離 約 39m (2 号炉心より)

原子炉補機冷却海水ポンプ (ホ(3)(ii) b. (a)他と兼用)

個 数 2 (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時
A, B 号機使用)

容 量 約 3,400m³/h/個

揚 程 約 32m

タービン動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

個 数 1

容 量 約 250m³/h

電動補助給水ポンプ (ホ(2)他と兼用)

個 数 2

容 量 約 110m³/h/個

復水タンク (ホ(2)他と兼用)

個 数 1

容 量 約 1,200m³

距 離 約 36m (2 号炉心より)

格納容器スプレイポンプ (ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用)

個 数 2

容 量 約 1,200m³/h/個

揚 程 約 175m

余熱除去冷却器 (ホ(3)(ii) b. (a)他と兼用)

個 数 2

格納容器再循環サンプ (ホ(3)(ii) b. (a)他と兼用)

個 数 2

格納容器再循環サンプスクリーン（ホ(3)(ii)b.(a)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 2,220m ³ /h/個

余熱除去ポンプ（ホ(3)(ii)a.(b)他と兼用）

個	数	1（代替再循環運転時B号機使用）
容	量	約 1,020m ³ /h（安全注入時及び再循環 運転時）
揚	程	約 91m（安全注入時及び再循環運転時）

高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用）

個	数	2（代替再循環運転時B号機使用）
容	量	約 153m ³ /h/個
揚	程	約 503m

充てん／高圧注入ポンプ（ホ(3)(ii)a.(a)他と兼用）

個	数	2
容	量	約 45m ³ /h/個（充てん使用時） 約 125m ³ /h/個（安全注入時）
揚	程	約 1,770m（充てん使用時） 約 800m（安全注入時）

加圧器逃がし弁（ホ(1)他と兼用）

型	式	空気作動式
個	数	3
容	量	約 95t/h/個

常設低圧代替注水ポンプ（ホ(3)(ii)b.(c)他と兼用）

個	数	1
容	量	約 130m ³ /h

揚 程 約 150m

[可搬型重大事故等対処設備]

中間受槽 (ホ(3)(ii) b. (c)他と兼用)

個 数 2 (予備 1)

容 量 約 50m³／個

可搬型低圧代替注水ポンプ (ホ(3)(ii) b. (c)と兼用)

個 数 2 (予備2)

容 量 約150m³／h／個

揚 程 約150m

可搬型代替注水大型ポンプ (格納容器内自然対流冷却及び代替
補機冷却用) (ホ(3)(ii) b. (c)
他と兼用)

個 数 2 (予備 1※¹)

容 量 約 1,320m³／h／個

揚 程 約 140m

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放
水砲用)」と兼用

可搬型代替注水中型ポンプ (ニ(3)(ii)他と兼用)

個 数 4 (予備 2)

容 量 約 155m³／h／個

揚 程 約 120m

使用済燃料ピットスプレーヘッダ (ニ(3)(ii)他と兼用)

個 数 4 (予備 1)

可搬型代替注水大型ポンプ (放水砲用) (ニ(3)(ii)他と兼用)

個 数 1 (予備 1※²)

容	量	約 1,320m ³ ／h
揚	程	約 140m

※2 「可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却用）」と兼用

放水砲（ニ(3)(ii)他と兼用）

型	式	移動式ノズル
個	数	1（予備 1）

(4) その他の主要な事項

(i) 格納容器換気空調設備

通常運転時に原子炉格納容器内の空気の温度調整のため格納容器再循環装置を、放射性物質の除去低減のため格納容器空気浄化装置を、また、燃料取替の場合等原子炉格納容器内への立入りに先立ち、原子炉格納容器内の換気を行うため格納容器空調装置を設ける。

なお、格納容器再循環装置のうち、格納容器再循環ユニットの一部は重大事故等対処設備として使用可能な設計とする。

格納容器再循環ファン

個	数	4
容	量	約 3,500m ³ ／min／個

格納容器空気浄化ファン

個	数	2
容	量	約 340m ³ ／min／個

格納容器給気ファン

個	数	2
容	量	約 1,000m ³ ／min／個

格納容器排気ファン

個	数	2
容	量	約 1,000m ³ ／min／個

格納容器再循環ユニット（ホ(4)(iv)他と兼用）

型	式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
個	数	4

(ii) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、よう素除去フィルタを含むフィルタユニット及び浄化ファンからなり、1次冷却材喪失事故時にアニュラス部の負圧を保ちながら、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした空気を浄化再循環し、放射性物質の除去低減を行う。

また、燃料取替停止中の燃料取扱事故時、燃料取扱棟の空気を浄化し、放射性物質の除去を行う。

アニュラス空気浄化ファン

（「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

個	数	2
容	量	約 170m ³ ／min／個

よう素除去フィルタ

（「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用）

よう素除去効率 95%以上

(iv) 安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は、よう素除去フィルタを含むフィルタユニット及び浄化ファンからなり、1次冷却材喪失事故時に安全補機室

(格納容器スプレイポンプ室，余熱除去ポンプ室等)の空気を浄化し，放射性物質の除去を行う。

安全補機室空気浄化ファン

個	数	2
容	量	約 50m ³ ／min／個

よう素除去フィルタ

よう素除去効率	95%以上
---------	-------

(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する。

格納容器内自然対流冷却，格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度及び圧力低下機能と，静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減機能とあいまって，水素爆発を防止するとともに，貫通部からアニュラス内に漏えいし，アニュラス内で混合された可燃限界濃度未満の水素を含む空気の放射性物質を低減し，排出できる設備として以下の水素排出設備(アニュラスからの水素排出)を設ける。

水素排出設備(アニュラスからの水素排出)として，アニュラス空気浄化ファンは，原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする水素等

を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することでアニュラス内に水素が滞留しない設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁は、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、空冷式非常用発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素濃度を測定するため、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。

監視設備（水素濃度監視）として、アニュラス水素濃度は、アニュラス内の水素濃度を測定し、中央制御室で監視できる設計とする。また、アニュラス水素濃度は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電機については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

アニュラス空気浄化ファン（リ(4)(ii)と兼用）

個	数	2
容	量	約 170m ³ ／min／個

アニュラス空気浄化フィルタユニット

(「アニュラス空気浄化設備」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

型	式	除湿フィルタ，電気加熱コイル，微粒子除去フィルタ及びよう素除去フィルタ内蔵型
---	---	--

個	数	2
---	---	---

容	量	約 170m ³ /min/個
---	---	----------------------------

よう素除去効率	95%以上
---------	-------

粒子除去効率	99%以上
--------	-------

アニュラス水素濃度

個	数	2
---	---	---

測定範囲	0～20vol%
------	----------

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

個	数	1（予備 1）
---	---	---------

容	量	約 7Nm ³
---	---	--------------------

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

2号炉のその他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備の(2) 非常用電源設備の構造の「(1) 受電系統」を「(i) 受電系統」に, 「(2) ディーゼル発電機」を「(ii) ディーゼル発電機」に, 「(3) 蓄電池」を「(iii) 蓄電池」に変更する。

また, (3) その他の主要な事項の「(1) 補助建屋換気空調設備」及び「(2) 安全補機室空気浄化設備」に係る記述を削除するとともに, (2) 非常用電源設備の構造の「(i) 受電系統」, 「(ii) ディーゼル発電機」及び「(iii) 蓄電池」の記述を以下のとおり変更, 並びに(1) 常用電源設備の構造, (2) 非常用電源設備の構造の「(iv) 代替電源設備」, (3) その他の主要な事項の「(i) 火災防護設備」, 「(ii) 浸水防護設備」, 「(iii) 補助ボイラ」, 「(iv) 補機駆動用燃料設備」, 「(v) 非常用取水設備」, 「(vi) 緊急時対策所」, 「(vii) 通信連絡設備」及び「(viii) 放水設備」の記述を以下のとおり追加する。

(1) 常用電源設備の構造

(その1 275kV 送電線を主回線とする前)

(i) 主発電機

個	数	1
容	量	1, 365, 000kVA

(ii) 外部電源系

主発電機, 外部電源系の故障又は発電機に接続している送電線のじょう乱により発生する短絡や地絡, 母線の低電圧や過電流に対し, 検知できる設計とする。

a. 主回線

(「常用電源設備の構造」及び「非常用電源設備の構造」と兼用)

500kV 送電線

回 線 数	2 回線
公 称 電 圧	500kV

b. 予備回線

(「常用電源設備の構造」及び「非常用電源設備の構造」と兼用)

(a) 275kV 送電線 (1 号及び 2 号炉共用, 一部既設)

回 線 数	2 回線
公 称 電 圧	275kV

(b) 77kV 送電線 (1 号及び 2 号炉共用, 一部既設)

回 線 数	1 回線
公 称 電 圧	77kV

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

個 数	1
電 圧	24kV／515kV (1 次／2 次)
容 量	1,260,000kVA

b. 所内変圧器

個 数	1
電 圧	24kV／6.9kV, 6.9kV (1 次／2 次)
容 量	77,000kVA

c. 起動変圧器

個 数	1
電 圧	515kV／6.9kV, 6.9kV (1 次／2 次)
容 量	77,000kVA

d. 予備変圧器

個 数	1
-----	---

電 圧	約 275kV／6.9kV（１次／２次）
容 量	約 55,000kVA

e．後備変圧器（１号及び２号炉共用）

個 数	1
電 圧	約 77kV／6.9kV（１次／２次）
容 量	約 15,000kVA

（その２ 275kV 送電線を主回線とした後）

主発電機

個 数	1
容 量	1,365,000kVA

（ii） 外部電源系

主発電機，外部電源系の故障又は発電機に接続している送電線の
 じょう乱により発生する短絡や地絡，母線の低電圧や過電流に対し，
 検知できる設計とする。

a．主回線

（「常用電源設備の構造」及び「非常用電源設備の構造」と兼用）

275kV 送電線（１号及び２号炉共用，一部既設）

回 線 数	2 回線
公 称 電 圧	275kV

b．予備回線

（「常用電源設備の構造」及び「非常用電源設備の構造」と兼用）

（a） 500kV 送電線

回 線 数	2 回線
公 称 電 圧	500kV

(b) 77kV 送電線 (1 号及び 2 号炉共用, 一部既設)

回 線 数 1 回線

公 称 電 圧 77kV

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

個 数 1

電 圧 約 24kV／約 275kV (1 次／2 次)

容 量 約 1,324,000kVA

b. 所内変圧器

個 数 1

電 圧 約 24kV／6.9kV, 6.9kV, 6.9kV, 6.9kV
(1 次／2 次)

容 量 約 95,000kVA

c. 予備変圧器

個 数 1

電 圧 515kV／6.9kV, 6.9kV (1 次／2 次)

容 量 77,000kVA

d. 後備変圧器 (1 号及び 2 号炉共用)

個 数 1

電 圧 約 77kV／6.9kV (1 次／2 次)

容 量 約 15,000kVA

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

(その 1 275kV 送電線を主回線とする前)

a. 主回線 (ヌ(1)と兼用)

500kV 送電線

回 線 数 2 回線

公 称 電 圧 500kV

b. 予備回線（ヌ(1)と兼用）

(a) 275kV 送電線（1号及び2号炉共用，一部既設）

回 線 数 2 回線

公 称 電 圧 275kV

(b) 77kV 送電線（1号及び2号炉共用，一部既設）

回 線 数 1 回線

公 称 電 圧 77kV

（その2 275kV 送電線を主回線とした後）

a. 主回線（ヌ(1)と兼用）

275kV 送電線（1号及び2号炉共用，一部既設）

回 線 数 2 回線

公 称 電 圧 275kV

b. 予備回線（ヌ(1)と兼用）

(a) 500kV 送電線

回 線 数 2 回線

公 称 電 圧 500kV

(b) 77kV 送電線（1号及び2号炉共用，一部既設）

回 線 数 1 回線

公 称 電 圧 77kV

(ii) ディーゼル発電機

容量は、外部電源が完全に喪失した場合でも、ディーゼル発電機 1 台で原子炉を安全に停止するために必要な負荷及び工学的安全施設の

負荷をとり得るものとする。また、ディーゼル発電機は、7 日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるように、7 日分の連続運転に必要な容量以上の燃料を敷地内に貯蔵する設計とする。

a. ディーゼル発電機

(「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用)

個	数	2
容	量	8,625kVA／個
起	動	時
間		約 10s

b. 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）

(「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用)

個	数	4
容	量	約 200kl／個

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）

(「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用)

型	式	鉛蓄電池
組	数	2
容	量	2,500Ah／組

(iv) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給するための設備として以下の代替電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等時に想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能の喪失及び1次冷却材ポンプ軸封部からの一次冷却材の流出が発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する常設代替電源設備として，空冷式非常用発電機を使用する。

空冷式非常用発電機は，中央制御室の操作にて速やかに起動し，重大事故等対処用専用高圧母線を経由し非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプにより，可搬型ホースを介して燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する可搬型代替電源設備として電源車を使用する。

電源車は，重大事故等対処用専用低圧母線を経由し非常用低圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車は，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄

電池)及び蓄電池(重大事故等対処用)を使用する。これらの設備は、負荷の切り離しを行わずに8時間(ただし、「負荷の切り離しを行わずに」には、中央制御室又は隣接する電気室において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)、さらに必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失及び蓄電池の枯渇)した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、電源車及び充電器(重大事故等対処用)を使用する。これらの設備は、重大事故等対処用専用直流母線を経由し非常用直流母線へ接続することにより、24時間にわたり電力を供給できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する代替所内電気設備として空冷式非常用発電機、重大事故等対処用専用電源盤及び電源車を使用する。

代替所内電気設備は空冷式非常用発電機又は電源車を重大事故等対処用専用電源盤に接続することで重大事故等対処用専用電源盤より電力を供給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)から可搬型燃料給油ポンプにより、可搬型ホースを介して燃料を補給

できる設計とする。

電源車は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）よりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

空冷式非常用発電機は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、屋外の適切な離隔距離を持った位置に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車は、空冷式のディーゼル発電機とし、屋外の空冷式非常用発電機から 100m 以上の離隔距離を確保した可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源車の接続箇所は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）は、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して、異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）に対して、電源車は屋外の離れた可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管し、充電器（重大事故等対処用）は原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤を使用した代替所内電気設備は、電源を空冷式非常用発電機又は電源車とし、原子炉補助建屋内の所内電気設備である 2 系統の非常用母線と異なる区画に設置することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

可搬型燃料給油ポンプ及び可搬型ホースは、原子炉補助建屋から離れた屋外の可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して位置的分散を図る設計とする。

タンクローリは、原子炉補助建屋から離れた屋外の可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して位置的分散を図る設計とする。

空冷式非常用発電機を使用した代替電源系統は、空冷式非常用発電機から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車を使用した代替電源系統は、電源車から非常用低圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

蓄電池（重大事故等対処用）を使用した直流電源は、蓄電池（重大事故等対処用）から直流コントロールセンタまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

電源車及び充電器（重大事故等対処用）を使用した可搬型直流電源設備は、電源車から直流コントロールセンタまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（安全上重要な設備に

供給する蓄電池)を使用した電源系統に対して独立した設計とする。

重大事故等対処用専用電源盤を使用した代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、所内電気設備である2系統の非常用母線に対して独立した設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

空冷式非常用発電機

個	数	3
容	量	約 1,825kVA／個

燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) (ヌ(2)(ii)と兼用)

個	数	4
容	量	約 200kl／個

ディーゼル発電機 (ヌ(2)(ii)と兼用)

個	数	2
容	量	8,625kVA／個

蓄電池 (安全上重要な設備に供給する蓄電池) (ヌ(2)(iii)と兼用)

型	式	鉛蓄電池
組	数	2
容	量	2,500Ah／組

蓄電池 (重大事故等対処用) (ホ(3)(ii)b.(b)と兼用)

型	式	鉛蓄電池
組	数	1
容	量	約 2,500Ah

重大事故等対処用専用電源盤

個	数	1
---	---	---

充電器（重大事故等対処用）

個	数	1
出	力	約 400A

[可搬型重大事故等対処設備]

タンクローリ

（「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用）

個	数	3（予備 1）
容	量	4kl／個

電源車

個	数	2（予備 2）
容	量	約 500kVA／個

可搬型燃料給油ポンプ

個	数	1（予備 1）
容	量	1.2m ³ ／h 以上

(3) その他の主要な事項

(i) 火災防護設備

a. 設計基準対象施設

火災防護設備は、火災区域及び火災区画を考慮し、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の機能を有するものとする。

火災感知設備は、アナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器及びアナログ式でない炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置することを基本とし、中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計とし、火災発生

時の煙の充満等による消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し，手動操作による固定式消火設備，自動消火設備等を設置する。

火災の影響軽減の機能を有するものとして，安全機能を有する構築物，系統及び機器の重要度に応じ，それらを設置する火災区域又は火災区画の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響を軽減するため，3時間以上の耐火能力を有する耐火壁，1時間以上の耐火能力を有する隔壁等を設置する。

b．重大事故等対処施設

火災防護設備は，火災区域及び火災区画を考慮し，火災感知及び消火の機能を有するものとする。

火災感知設備は，アナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器及びアナログ式でない炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせで設置することを基本とし，中央制御室で常時監視可能な火災受信機盤を設置する。

消火設備は，破損，誤作動又は誤操作により，重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とし，火災発生時の煙の充満等による消火活動が困難である火災区域又は火災区画であるかを考慮し，手動操作による固定式消火設備，自動消火設備等を設置する。

(ii) 浸水防護設備

a．津波に対する防護設備

設計基準対象施設は，基準津波に対して，その安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならないこと，また，重大事故等対処施設は，基準津波に対して，重大事故等に対処するために必要

な機能が損なわれるおそれがないものでなければならないことから、防潮堤、防潮扉、1号炉放水路逆流防止設備、一般排水路逆流防止設備、放水ピット逆流防止設備、海水ポンプ室浸水防止蓋、貯留堰等により、津波から防護する設計とする。

防 潮 堤

個	数	1
---	---	---

防 潮 扉

個	数	3
---	---	---

1号炉放水路逆流防止設備

個	数	1
---	---	---

一般排水路逆流防止設備

個	数	1
---	---	---

放水ピット逆流防止設備

個	数	1
---	---	---

海水ポンプ室浸水防止蓋

個	数	3
---	---	---

貯 留 堰

(「津波に対する防護設備」及び「非常用取水設備」と兼用)

個	数	1
---	---	---

b. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動又は使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水が発生した場合においても、施設内に設ける壁、扉、堰等により、防護対象設備が、その機能を損なわない設計とする。

また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を損なわない設計とする。

(iii) 補助ボイラ

補助ボイラは、想定される条件下において、必要な蒸気を供給する能力を有するとともに原子炉施設の安全性に影響を与えないよう設計する。

(iv) 補機駆動用燃料設備

重大事故等に対処するために使用する可搬型設備の動作に必要な駆動燃料を貯蔵及び補給する燃料設備として燃料油貯蔵タンク(北側)、燃料油貯蔵タンク(南側)及びタンクローリを設ける。

タンクローリについては、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

燃料油貯蔵タンク(北側)

個	数	1
容	量	約 125k1

燃料油貯蔵タンク(南側)

個	数	1
容	量	約 125k1

(v) 非常用取水設備

設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却海水系の冷却用の海水を確保するために原子炉補機冷却海水取水口、原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットを設置する。また、基準津波による引き波時にも海水を取水できるように原子炉補機冷却海水取水口の周囲に貯留堰を設置する。

非常用取水設備の原子炉補機冷却海水取水口、貯留堰、原子炉補機

冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

原子炉補機冷却海水取水口

個	数	1
---	---	---

貯留堰（「ヌ(3)(ii)a.」と兼用）

個	数	1
---	---	---

原子炉補機冷却海水取水路

個	数	1
---	---	---

海水ポンプピット

個	数	1
---	---	---

原子炉補機冷却海水取水口，貯留堰，原子炉補機冷却海水取水路及び海水ポンプピットは，設計基準事故時及び重大事故時ともに使用する。

(vi) 緊急時対策所

1 次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，中央制御室とは離れた別の建屋に緊急時対策所を設置する。

緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等がとどまることができるように，適切な措置を講じた設計とする。

また，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員の収容に加え，原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な発電所災害対策本部要員を含め，重大事故等に対処するために必要な要

員を収容することができる設計とする。

緊急時対策所は、異常時に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置さらには、発電所内の関係要員への必要な指示と発電所外関係箇所との通信連絡を実施するために必要な設備として、電力保安通信用電話設備、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、テレビ会議システム、加入電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動 S_s に対する地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。地震及び津波に対しては、「ロ(1)(ii)b. 重大事故等対処施設の耐震設計」, 「ロ(2)(ii) 重大事故等対処施設に対する耐津波設計」に基づく設計とする。

重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が緊急時対策所の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、身体汚染検査の結果、汚染が確認された場合において、除染を行うことができる区画を、身体汚染検査の区画に隣接して設置する設計とする。

緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、重大事故

等が発生した場合において、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するため、適切な遮蔽設計と換気設計を行い、緊急時対策所でのマスクの着用等を考慮しない要件において緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。なお、換気設計に当たっては、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な裕度を考慮した設計とする。また、緊急時対策所の換気設備として、緊急時対策所非常用給気ファン、緊急時対策所排気ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管するとともに、室内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減又は防止するための確実な判断ができるように放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）を保管する。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるように、必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設備として、緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を設置する設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ表示装置については、全交流動力電源が喪失した場合にお

いても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、発電所内の関係要員への指示や発電所外関係箇所との通信連絡など発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に給電を可能とするよう、緊急時対策所用発電機を設置し、当該発電機を含めて多重性又は多様性を有する設計とする。

緊急時対策所遮蔽については、「チ(1)(iii)遮蔽設備」にて記載する。

緊急時対策所換気設備については、「チ(1)(iv)換気設備」にて記載する。

緊急時対策所の通信連絡設備については、「ヌ(3)(vii)通信連絡設備」にて記載する。

緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）は、「チ 放射線管理施設の構造及び設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時データ伝送システム（SPDS）（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個 数 一式

SPDSデータ表示装置（「緊急時対策所」及び「通信連絡設備」と兼用）

個 数 一式

緊急時対策所用発電機

個	数	2
容	量	500kVA 以上／個

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

個	数	2
容	量	44k1 以上／個

緊急時対策所用発電機給油ポンプ

個	数	2
容	量	1,740 l /h／個

緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[可搬型重大事故等対処設備]

酸素濃度計

個	数	1（予備 1）
---	---	---------

二酸化炭素濃度計

個	数	1（予備 1）
---	---	---------

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

(vii) 通信連絡設備

原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、事故一斉放送設備による警報装置及び運転指令設備、電力保安通信用電話設備等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設

置又は保管する。

また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、緊急時データ伝送システム（S P D S）及びS P D S データ表示装置を設置する。

なお、警報装置、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）については、非常用所内電源系又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、加入電話設備、衛星携帯電話設備等の通信設備（発電所外）を設置又は保管する。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として、緊急時データ伝送システム（S P D S）を設置する。

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

なお、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源系又は無停電電源等に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必

要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所内）及び緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）を設ける。

通信設備（発電所内）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）として、緊急時データ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置し、SPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については、ディーゼル発

電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。また、SPDSデータ表示装置については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所外）及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）を設ける。

通信設備（発電所外）として、重大事故等が発生した場合に必要な衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所に設置又は保管する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）として、緊急時データ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び緊急時対策所に設置する設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で利用できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）の電源は、充電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することによ

り，継続して通話ができ，使用後の充電は，中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また，乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより，7 日間以上連続して通話ができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については，ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

緊急時データ伝送システム（SPDS）については，ディーゼル発電機に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である空冷式非常用発電機又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備については，固縛又は転倒防止処置を講じ，基準地震動 S_s による地震力に対し，機能喪失しない設計とする。

空冷式非常用発電機については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」にて記載する。

緊急時対策所用発電機については，「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」にて記載する。

事故一斉放送設備（1 号及び 2 号炉共用）	一式
運転指令設備（1 号及び 2 号炉共用）	一式
加入電話設備（1 号及び 2 号炉共用）	一式
電力保安通信用電話設備（1 号及び 2 号炉共用）	一式
テレビ会議システム（社内）（1 号及び 2 号炉共用）	一式
携帯型通話設備（1 号及び 2 号炉共用）	一式

無線連絡設備（１号及び２号炉共用） 一式

衛星携帯電話設備（１号及び２号炉共用） 一式

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（１号及び２号炉共用） 一式

緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）（ヌ(3)(vi)と兼用） 一式

ＳＰＤＳデータ表示装置（ヌ(3)(vi)と兼用） 一式

携帯型通話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型），衛星携帯電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）及びＳＰＤＳデータ表示装置は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

（viii） 放水設備

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散抑制のため，放水設備を配備する。また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応可能なように，泡放射による消火が可能な設計とする。さらに，原子炉建屋等へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散することを抑制するための設備を配備する。

八 使用済燃料の処分の方法

2号炉の使用済燃料の処分の方法の記述を以下のとおり変更する。

使用済燃料は、原子炉等規制法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とすることとし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理する。

再処理の委託先の確定は、燃料の炉内装荷前までに行い、政府の確認を受けることとする。

ただし、燃料の炉内装荷前までに使用済燃料の貯蔵・管理について政府の確認を受けた場合、再処理の委託先については、搬出前までに政府の確認を受けることとする。

海外において再処理を行う場合は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者に委託することとし、これによって得られるプルトニウムは国内に持ち帰ることとする。

また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。

九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

ハ 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

2号炉の周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果の記述を以下のとおり変更する。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、気体廃棄物中の放射性希ガス（以下「希ガス」という。）からの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（放射性よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素（以下「よう素」という。）に起因する実効線量を、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の放射性希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンクからの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.0 \times 10^{15} \text{Bq/y}$ 及び $3.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $5.8 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $7.8 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び $4.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ とする。

(d) 原子炉補助建屋等の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $8.9 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ とする。

(e) 1号炉の排気

a) 連続放出の場合

空気抽出器，タービン衛帯蒸気復水器及び換気系からの希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ約 $3.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び約 $3.5 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$ とする。

b) 間欠放出の場合

復水器真空ポンプからの希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ約 $4.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び約 $2.5 \times 10^{-1} \text{MeV/dis}$ とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における2006年2月から2007年1月までの観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2号炉排気筒を中心として16方位に分割したうちの5地点について行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量は、トリチウムを除き $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムは $7.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

また、1号炉については、トリチウムを除き $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムは $3.7 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中における放射性物質の濃度は、2号炉復水器冷却水放水口の濃度とし、1号及び2号炉の放射性物質の年間放出量を2号炉の年間の復水器冷却水の量で除した値とする。

なお、年間の復水器冷却水量は循環水ポンプの稼働率を考慮した値、 $2.0 \times 10^9 \text{ m}^3 / \text{y}$ を用いる。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、I-131について $8.5 \times 10^8 \text{ Bq} / \text{y}$ 、I-133について $1.2 \times 10^9 \text{ Bq} / \text{y}$ とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は、I-131について $7.3 \times 10^8 \text{ Bq} / \text{y}$ 、I-133について $2.3 \times 10^8 \text{ Bq} / \text{y}$ とする。

(c) 原子炉補助建屋等の換気

よう素の年間放出量は、I-131について $6.5 \times 10^9 \text{ Bq} / \text{y}$ 、I-133について $1.3 \times 10^{10} \text{ Bq} / \text{y}$ とする。

(d) 定期検査時のよう素

よう素の年間放出量は、I-131について $3.7 \times 10^9 \text{ Bq} / \text{y}$ とする。

(e) 1号炉の排気

a) 連続放出の場合

タービン衛帯蒸気復水器及び換気系からのよう素の年間放出量は、I-131について約 $2.5 \times 10^{10} \text{ Bq} / \text{y}$ 、I-133について

約 $5.0 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ とする。

b) 間欠放出の場合

復水器真空ポンプからのよう素の年間放出量は、 $\text{I}-131$ について約 $1.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ 、 $\text{I}-133$ について約 $1.5 \times 10^9 \text{Bq/y}$ とする。

b. 気象条件

ハ(1)(i)b. と同じとする。

c. 計算地点

牛乳摂取の被ばく経路については、発電所近辺の集落において乳用牛が飼養されておらず、牧草地もないこと等から、吸入摂取及び葉菜摂取について人の居住の可能性のある地点であって、年平均地上空气中濃度が最大となる地点とする。

(2) 線量の評価結果

人の居住の可能性のある地点における気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量、液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、それぞれ年間約 $6.0 \mu \text{Sv}$ 、年間約 $5.4 \mu \text{Sv}$ 及び年間約 $4.4 \times 10^{-1} \mu \text{Sv}$ となり、合計は年間約 $12 \mu \text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50 \mu \text{Sv}$ を下回る。

なお、原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマが、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu \text{Gy}$ を下回るようにする。

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

2号炉

イ 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

運転時の異常な過渡変化の(1)基本方針の「(i)評価事象」の記述を以下のとおり変更するとともに、「(iii)事故に対処するために必要な施設」の記述を以下のとおり追加する。

また、(2)解析条件の(i)主要な解析条件の「c.原子炉トリップ特性」の記述を以下のとおり変更するとともに、「e.解析期間」の記述を以下のとおり追加する。

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下2号炉においては「安全評価指針」という。）に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- a . 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - (c) 制御棒の落下及び不整合
 - (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- b . 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - (c) 外部電源喪失
 - (d) 主給水流量喪失
 - (e) 蒸気負荷の異常な増加
 - (f) 2次冷却系の異常な減圧
 - (g) 蒸気発生器への過剰給水
- c . 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (a) 負荷の喪失
 - (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
- (iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち，解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

 - a . MS - 1
 - (a) 原子炉の緊急停止機能
 - 制御棒クラスタ
 - 制御棒駆動装置（トリップ機能）

(b) 未臨界維持機能

制御棒クラスタ

非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁（開機能）

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水設備

主蒸気安全弁

(e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(f) 安全上特に重要な関連機能

非常用所内電源系

b. MS-3

(a) タービントリップ機能

タービン保安装置

主蒸気止め弁（閉機能）

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第10-2図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロ

ークの85%挿入までの時間を2.2秒とする。

e. 解析期間

各事象の解析は，原則として事象が収束し，補助給水設備又は主給水設備による蒸気発生器保有水の確保，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱，化学体積制御設備によるほう素の添加及び余熱除去設備の作動により，支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

- ロ 設計基準事故 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

設計基準事故の(1) 基本方針の「(i) 評価事象」の記述を以下のとおり変更するとともに、「(iii) 事故に対処するために必要な施設」の記述を以下のとおり追加する。

また、(2) 解析条件の(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化の「d. 主給水管破断」並びに(iv) 環境への放射性物質の異常な放出の「a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損」, 「b. 蒸気発生器伝熱管破損」, 「c. 燃料集合体の落下」及び「d. 原子炉冷却材喪失」並びに「(3) 評価結果」の記述を以下のとおり変更する。

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- (a) 原子炉冷却材喪失
- (b) 原子炉冷却材流量の喪失
- (c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

- (d) 主給水管破断
- (e) 主蒸気管破断
- b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - (a) 制御棒飛び出し
- c. 環境への放射性物質の異常な放出
 - (a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - (b) 蒸気発生器伝熱管破損
 - (c) 燃料集合体の落下
 - (d) 原子炉冷却材喪失
 - (e) 制御棒飛び出し
- d. 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化
 - (a) 原子炉冷却材喪失
 - (b) 可燃性ガスの発生
- (iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち，解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

 - a. MS - 1
 - (a) 原子炉の緊急停止機能
 - 制御棒クラスタ
 - 制御棒駆動装置（トリップ機能）
 - (b) 未臨界維持機能
 - 制御棒クラスタ
 - 非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）
 - (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - 加圧器安全弁（開機能）

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水設備

主蒸気安全弁

主蒸気隔離弁

主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）

(e) 炉心冷却機能

非常用炉心冷却設備

(f) 放射性物質の閉じ込め機能，放射線遮蔽及び放出低減機能

原子炉格納容器

アニュラス

原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器スプレイ設備

アニュラス空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備

(g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(h) 安全上特に重要な関連機能

非常用所内電源系

b. MS - 2

(a) 放射性物質放出の防止機能

アニュラス空気浄化設備

(b) 異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁（手動開閉機能）

c. MS - 3

(a) タービントリップ機能

タービン保安装置

主蒸気止め弁（閉機能）

(2) 解析条件

(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

d. 主給水管破断

蒸気発生器の2次側に液相を保てるだけの十分な給水が送れない程大きな主給水管の破断により、冷却能力が低下する事故として考える。

- (a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とする。
- (b) 全ての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- (c) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。
- (d) 原子炉は、破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。
- (e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- (f) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- (g) タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、運転員は事故の発生を検知してから10分後に、健全側蒸気発生器3基に、電動補助給水ポンプ2台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。
- (h) 限界熱流束比（以下「DNBR」という。）の評価では、初期

原子炉出力は定格出力とする。

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物が最も多く貯蔵されている水素再結合ガス減衰タンク 1 基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事故として考える。

- (a) 原子炉は、停止直前まで定格出力の 102% で運転していたものとする。
- (b) 1 次冷却材中の希ガス濃度は 1% の燃料被覆管欠陥率を基に評価し、1 次冷却材から抽出された希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。
- (c) プラント稼働率は 100% とする。
- (d) 4 基のタンクの切替えを考慮し、タンク 1 基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。
- (e) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2006 年 2 月から 2007 年 1 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、何らかの原因で蒸気発生器伝熱管が破損し、1 次冷却材が蒸気発生器 2 次側へ流出する事故として考える。

(a) 事故経過の解析

- (a-1) 初期原子炉出力は定格出力の 102% とする

(a-2) 1 基の蒸気発生器の伝熱管の 1 本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。

(a-3) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

(a-4) 充てん／高圧注入ポンプ 2 台及び高圧注入ポンプ 2 台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台が作動するものとする。

(a-5) 主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。

(a-6) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(a-7) 事故終結のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a-7-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後 10 分）。

(a-7-2) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。

(a-7-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の除熱を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。

(a-7-4) 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が

279℃に減温された時点で減圧を開始する）。

(a-7-5) 加圧器逃がし弁の閉止後，原子炉圧力の再上昇を確認した後，非常用炉心冷却設備を停止する（解析では，原子炉圧力の再上昇は 0.98MPa とする）。

(b) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(b-1) 原子炉は，事故直前まで定格出力の 102%で運転していたものとする。その運転時間は燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて，最高 30,000 時間とする。

(b-2) 破損側蒸気発生器は，事故発生後 47 分で隔離されるものとし，この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は 80t とする。また，流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち，破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は 40t とする。

(b-3) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって，2 次冷却系へ流出する放射エネルギーとして，以下の 2 通りを仮定する。

(b-3-1) 燃料被覆管欠陥率を 1%として計算した 1 次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 2.0×10^{13} Bq（I-131 等価量）及び希ガス約 4.0×10^{14} Bq（ γ 線エネルギー 0.5MeV 換算）。

(b-3-2) (b-3-1)の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 2.8×10^{14} Bq（I-131 等価量）及び希ガス約 4.3×10^{15} Bq（ γ 線エネルギー 0.5MeV 換算）。

追加放出量は，事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下す

るものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は $1.34 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

(b-4) (b-3) の 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1 次冷却材中の濃度に依存するものとする。

(b-5) 2 次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中に放出されるものとする。

(b-6) 2 次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

(b-7) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(b-8) 破損側蒸気発生器隔離後も、2 次冷却系の弁からの蒸気漏えいによりよう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5\text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は 2 次冷却系圧力が隔離後 24 時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、このときの 2 次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

(b-9) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2006 年 2 月から 2007 年 1 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料取替時に何らかの理由によって燃料集合体が落下し

て破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の 2 号炉燃料集合体 1 体が落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10% の被覆管が破損するものとする。
- (b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が全出力運転（定格出力の 102%）された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 30,000 時間）のものとする。
- (c) 燃料取扱い作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下が生じるものとする。
- (d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- (e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。
- (f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は 500 とする。
- (g) 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気浄化設備を通して排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素フィルタの効率は 95% とする。
- (h) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が排気筒から放出されると仮定し、現地における 2006 年 2 月から 2007 年 1 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（ x/Q ）及び相対線量（ D/Q ）を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

「ロ(2)(ii)a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪

失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102%で長時間にわたって運転していたものとする。その運転時間は、燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、全燃料の燃料ギャップ内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	100%
-----	------

よう素	50%
-----	-----

ただし、燃料ギャップ内蔵量は、炉内蓄積量に対し、希ガス、よう素ともに評価上1%とする。

(c) 放出されたよう素のうち 4%は有機よう素、残り 96%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器、同容器内の機器等に付着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期 50 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上6分とする。

(f) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応する漏えい率を下回らないような値とする。

(g) 原子炉格納容器からの漏えいは、その 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

- (h) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着・付着の効果はないものとする。
- (i) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は評価上 95%とする。
- (j) 事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 2 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (k) 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- (l) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (m) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、全燃料の燃料ギャップよう素内蔵量の 50%が溶解したものとする。
- (n) 再循環水体積は、評価上 $1,600 \text{ m}^3$ とする。
- (o) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5%とし、安全補機室内でのプレートアウト等によるよう素沈着率は 50%とする。
- (p) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、評価上 95%とする。
- (q) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物から

の γ 線による実効線量については、以下の条件に従って評価する。

- (q-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、全て原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉内蓄積量に対する割合は、希ガス 1%，ハロゲン 0.5%，その他 0.01%とする。
- (q-2) 原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた核分裂生成物は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。
- (q-3) 核種の選定に当たって、よう素に関しては核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種を対象とする。その他の核種については、スカイシャイン線量及び直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを有し、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
- (q-4) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

- (r) 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（30 日間）とする。

(s) 環境への放射性物質の放出については、アニュラス部及び安全補機室を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部外から漏えいする希ガス及びよう素は地上放出とする。

(t) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における 2006 年 2 月から 2007 年 1 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ / Q) 及び相対線量 (D / Q) を用いる。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。

(a) 燃料被覆管温度の最高値は約 970℃であり、制限値の 1,200℃を下回る。

(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量は燃料被覆管厚さの約 1.8%であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。

(c) 全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。

(d) 再冠水開始以降、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも熱除去は順調に行われ、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。

- b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において約 $590\text{kJ/kg} \cdot \text{UO}_2$ であり、判断基準の $963\text{kJ/kg} \cdot \text{UO}_2$ を下回っている。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約 19MPa [gage] であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa [gage] を下回っている。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約 0.34MPa [gage] であり、最高使用圧力である 0.392MPa [gage] を下回っている。このとき、原子炉格納容器内温度も最高となるが、最高使用温度を超えない。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30 日時点で約 3.5% であり、可燃限界である 4% を下回っている。
- e. 敷地境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約 3.1mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

ハ 重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故の記述を以下のとおり追加する。

- (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた設備強化等の重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「（i）重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「（ii）大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a．可搬型設備等による対応」は「（i）重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模損壊が発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模損壊が発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処しうる体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「原子炉等規制法」に基

づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」）で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

(i) 重大事故等対策

a . 重大事故等対処設備に係る事項

(a) 切替えの容易性

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるようにして、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるように訓練を実施する。

(b) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋内及び屋外のアクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊及び電磁的障害又は重大事故等時の高線量下を考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。電磁的障害に対しては道路・通路面が直接影響を受けることはない。

生物学的事象に対しては、容易に排除可能なことから、屋外アクセスルートは影響を受けない。

なお、可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、屋外の可搬型重大事故等対処設備は可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル等に保管する。

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、電源車、その他電気設備、モニタリング設備）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）の取水箇所状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク（北側）、

燃料油貯蔵タンク（南側）、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、空冷式非常用発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、降下火砕物）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能な重機を保管、使用する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防潮堤の防護範囲内にアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して、複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動 S_g に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、重機による仮復旧を行う。

不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じているが、想定を上回る段差が発生した場合は、

土嚢等による段差解消対策を行う。

アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、降雪、降下火砕物については、重機による撤去を行う。なお、想定を上回る降雪、降下火砕物が発生した場合は、除雪、降下火砕物の除去の頻度を増加させることにより対処する。凍結、降雪に対しては、常時、車両にスタッドレスタイヤ等を装着することにより対処する。

重大事故等が発生した場合において、要員は屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所へ移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設低圧代替注水ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、津波、その他自然現象による影響及び外部人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止」に示す。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当たっては、アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、確保する。そのために、重機を保管、維持し、

それを運転できる要員を確保する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。

b. 復旧作業に係る事項

重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(a) 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応は、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のための重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(b) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(c) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確保する等、「a. 重大事故等対処設備に係る事項」の「(b) アクセスルートの確保」と同様の運用管理を実施する。

c. 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。

また、プラントメーカー、協力会社とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援

及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援が受けられるように支援計画を定める。

他の原子力事業者からは、支援に係る要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材の提供、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車、ポンプ車）、予備品及び燃料等の提供を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるように、事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品のほか、防護服等放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

d. 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(a) 手順書の整備

重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重

大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所災害対策本部が使用する手順書（以下「発電所災害対策本部用手順書」という。）及び発電所災害対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

(a-1) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。具体的には、第10.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

(a-2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備す

る。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注水を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(a-3) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等時の運転操作において、発電長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針

に基づき定めた判断基準を、運転手順書に整備する。

重大事故等時の発電所災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所災害対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、発電所災害対策本部用手順書に整備する。

(a-4) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。

発電所災害対策本部用手順書に、体制、通報及び発電所災害対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお、運転手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確にし、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う手順書により事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書

(事象ベース)に移行する。

事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び1次冷却系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラ

メータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

なお、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報は、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報として、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報は、発電所災害対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報として、支援組織用の手順書に整理する。

(a-6) 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持並びに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(b) 教育及び訓練の実施

発電所災害対策本部要員は、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則として重大事故等時の発電所災害対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより発電所災害対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

- ・各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、第10.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることの確認を行う。

発電所災害対策本部要員の対象者については、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟

に対処できるよう，各要員の役割に応じた教育及び訓練（検証）を実施し，計画的に評価することにより力量を付与し，運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため，以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

(b-1) 重大事故等対策は，幅広い原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ，重大事故等時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

(b-2) 発電所災害対策本部要員の各役割に応じて，重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう，過酷事故の内容，基本的な対処方法等，定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する。

(b-3) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために，普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより原子炉施設及び予備品について熟知する。

(b-4) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

(b-5) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設

備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、これらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

(c) 体制の整備

重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

(c-1) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者等を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、原子力防災体制）を発令し、要員の非常招集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部を設置して対処する。

発電所災害対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがな

いよう、独立性が確保できる組織に配置（本店総合災害対策本部付）する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所災害対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

時間外、休日（夜間）に重大事故等が発生した場合、初動本部要員は、発電用原子炉主任技術者が原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、連絡により発電所に非常招集する。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常招集圏内（敦賀市等圏内）に発電用原子炉主任技術者を1名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

（c-2）実施組織を、運転班（当直員を含む。）、保修班及び庶務班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員の任務、災害拡大防止に必要な運転上の措置、原子炉施設の保安維持等を行う。

保修班は、事故原因の究明、応急対策の立案、実施等を行う。

庶務班は、アクセスルートの確保及び消火活動を行う。

(c-3) 重大事故等が発生した場合において、以下のとおり対応できる組織とする。

発電所災害対策本部要員を発電所内又は発電所近傍に常時確保して、確保した重大事故等対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

また、重大事故等対策の実施に当たり、発電用原子炉主任技術者は、発電所災害対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行う。

(c-4) 発電所災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故状況の把握、評価及び運転班への助言を行う班、運営支援組織は、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるため発電所対策本部の運営及び情報の収集を行う班、関係地方公共団体の対応及び報道機関等の社外対応を行う班、防災資機材の整備を行う班、避難者の誘導を行う班で構成する。

(c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、警戒体制を発令し、重大事故等対策要員及び発電所災害対策本部要員の

非常招集連絡を行い，所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

時間外，休日（夜間）においては，重大事故等が発生した場合，速やかに対策の対応を行うため，発電所内又は発電所近傍に発電所災害対策本部要員を常時確保し，体制を強化する。

なお，地震により一斉同報システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常招集連絡ができない場合でも地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために必要な要員は，原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者，及び全体指揮者の補佐とプラントの統括管理を行うプラント統括管理者並びに通報連絡を行う通報連絡者の初動本部要員4名，運転操作指揮を行う発電長，運転操作指揮補佐を行う副発電長，並びに運転操作対応を行う運転員の7名，初動の運転対応，保守対応，アクセスルート確保，放射線管理及び消火活動を行う重大事故等対策要員46名の合計57名を確保する。

また，火災発生時の初期消火活動に対応するため，初期消火活動要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合，発電所災害対策本部要員は，緊急時対策所に参集し，各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については，高線量下の対応においても，社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(c-6) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記(c-2)項及び(c-4)項のとおり明確にするとともに、各班に責任者を配置する。

(c-7) 発電所災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、発電所災害対策本部長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

(c-8) 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するため

のSPDSデータ表示装置，発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。），衛星携帯電話設備，無線連絡設備及び携帯型通話設備を備えた緊急時対策所を整備する。

実施組織が，中央制御室，緊急時対策所及び現場との連携を図るため，携帯型通話設備，無線連絡設備（無線通話装置（携帯型））及び衛星携帯電話設備を整備する。また，照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも，迅速な現場への移動，操作及び作業を実施し，作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるように，ヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

(c-9) 支援組織は，原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について，本店総合災害対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように，衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて，広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は，発電所災害対策本部の情報班にて一元的に集約管理し，発電所内で共有するとともに，本店総合災害対策本部と発電所災害対策本部間において，衛星携帯電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時データ伝送システムを使用することにより，発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また，本店総合災害対策本部との連絡を密にすることで報道発表，外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織

で構成する本店総合災害対策本部で実施し、発電所災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

(c-10) 重大事故等時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に該当する特定事象が発生した場合、原子力防災管理者は、それぞれの区分により直ちに原子力防災体制を発令するとともに発電管理室長へ報告する。

発電管理室長は、発電所災害対策本部の本部長から発電所における原子力防災体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における原子力防災体制を発令する。

発電管理室長は、本店原子力防災組織で構成する本店総合災害対策本部を設置するため、本店総合災害対策要員を非常招集する。

社長は、本店における原子力防災体制を発令した場合、速やかに本店総合災害対策本部を設置し、全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店総合災害対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は副社長又は常務取締役がその職務を代行する。本店総合災害対策本部長は、本店総合災害対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店総合災害対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店総合災害対策本部は、発電所災害対策本部が事故対応

に専念できるように、情報の収集及び社外関係機関との連絡・調整等を行う情報班、発電所の災害対策本部が行う応急活動の検討等を行う技術班、通信施設の確保や追加要員の招集等を行う庶務班、報道関係等との対応等を行う広報班、放射線管理に係る事項の検討等を行う放射線管理班並びに緊急医療に係る事項の検討等を行う保健安全班から構成され、原子力施設事態即応センター及び本店総合災害対策本部に参集し活動を行う。

本店総合災害対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営に必要な準備の開始を本店総合災害対策本部庶務班長に指示する。

本店総合災害対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店総合災害対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。

(c-11) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、本店総合災害対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収拾活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

a. 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害により、重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮し対応手順書を整備する。

これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるように整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設

計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(a-2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、(a-3-3)項に示す五つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、(a-3-3)項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊により原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難である

と考えられことから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備する。

(a-3-1) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、原子炉施設の状況把握が困難な場合、状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

(a-3-1-1) 大規模損壊発生時の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害（地震、津波等）又は故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災の

発生有無，建屋の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を発電長又は原子力防災管理者（副防災管理者含む。以下同様）が行う。また，以下の適用開始条件に該当すると発電長又は原子力防災管理者が判断すれば，大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

(a-3-1-1-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

- ・プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む）
- ・使用済燃料ピットが損壊し，漏えいが発生
- ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模損壊が発生
- ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

(a-3-1-1-2) 発電長が重大事故等時に期待する安全機能が喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

(a-3-1-1-3) 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(a-3-1-2) 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後，原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し，各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて，事象進展に

応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。さらに、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時には、設計基準事故対処

設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び発電所災害対策本部要員の一部が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減対策」の原子力災害への対応について、人命救助を行うとともに要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に影響する火災及び延焼することにより被害の拡大につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。

- ・原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替所内電気設備による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型

計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器又は燃料取扱棟の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレーを行う。

・原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員等により原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお，部分的にパラメータ等を確認できない場合は，可搬型計測器等により確認を試みる。

上記の各対策の実施に当たっては，重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に，被害状況を確認し，早急に復旧可能なルートを選定し，重機を用いて斜面崩壊による土砂，建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また，事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

(a-3-3) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については，(a-3-3-1)項の五つの活動を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて，事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を適切に整備する。

また，(a-3-3-2)項から(a-3-3-14)項の手順等を基本に，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

(a-3-3-1) 五つの活動又は緩和対策を行うための手順書

- ・大規模な火災が発生した場合における消火活動に関

する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の(a-3-3-12)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて、小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な化学消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線通話装置の回線を使用することとし、発電所災害対策本部との連絡については無線通話装置（携帯型）及び衛星携帯電話設備等を使用して、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

- ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手

順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については，以下の(a-3-3-2)項から(a-3-3-6)項，(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項の手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び減圧を優先し，蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は 1 次冷却系のフィードアンドブリードを行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において 1 次冷却材喪失事象が発生している場合は，多様な炉心注水手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また，1 次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，格納容器内自然対流冷却には可搬型代替注水大

型ポンプを使用するため準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

- ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-3)項から(a-3-3-10)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項の手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。また、1次冷却系を減圧する手段により、高圧熔融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- ・炉心が熔融し熔融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設

備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器へ注水し，原子炉容器内の残存熔融デブリを冷却する。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，蒸気発生器２次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため，格納容器内自然対流冷却，多様な格納容器スプレー手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため，多様な格納容器スプレー手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により，熔融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，多様な炉心注水手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。

- ・原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。
- ・使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-11)項及び(a-3-3-13)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備

による補給，内部からのスプレー等を実施する。

また，使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の水の漏えいが発生した場合は，外部からのスプレーや放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

- ・放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合において放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については，以下の(a-3-3-11)項及び(a-3-3-12)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は，原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合，格納容器スプレーが実施可能であれば，早期に準備が可能な常設設備によるスプレーを優先して実施し，常設設備によるスプレーができない場合は可搬型設備によるスプレーを実施する。格納容器スプレーが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は，放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は，外部からのスプレーにより放射

性物質の放出低減を実施し、燃料取扱棟の損壊
又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピット
に近づけない場合は、放水砲による放射性物質
の放出低減を実施する。

(a-3-3-2) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、
以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順

(a-3-3-3) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、
以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない状況に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水

をB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により
原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁により
原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操
作を組み合わせた1次冷却材のフィードアンド
ブリードにより原子炉を減圧する手順を整備す
る。

(a-3-3-4) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原
子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、
以下の手順を整備する。

- ・ 重大事故等対策にて整備する 1.4 の全ての炉心注
水の手順が使用できない場合に、可搬型低圧代替
注水ポンプと同じ接続口等を使用し、消防自動車
から原子炉へ注水する手順

(a-3-3-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手
順等を整備する。

(a-3-3-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、
以下の手順を整備する。

- ・ 重大事故等対策にて整備する 1.6 の全ての格納容
器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬型
低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し、消
防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手
順

(a-3-3-7)「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・重大事故等対策にて整備する 1.7 の全ての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬型低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-8)「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・重大事故等対策にて整備する 1.8 の全ての格納容器スプレイ及び原子炉へ注水する手順が使用できない場合に、可搬型低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順及び原子炉へ注水する手順

(a-3-3-9)「1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-10)「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた
手順等を整備する。

(a-3-3-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、
以下の手順を整備する。

- ・使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、
使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不
可能又は不明と判断した場合で、燃料取扱棟の損
壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピッ
トに近づけない場合は、可搬型代替注水中型ポン
プ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、
設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部
スプレイを行う手順
- ・可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピッ
トへのスプレイの手順が使用できない場合に、消
防自動車のスプレイヘッダに接続し、使用済燃料
ピットへの建屋内部又は外部スプレイを行う手
順

(a-3-3-12) 「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するた
めの手順等」

重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、
以下の手順を整備する。

- ・原子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損してい
る場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺
の線量率が上昇している場合は、代替格納容器ス

プレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水又は海水の水源を確保する手順

(a-3-3-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-4) (a-3-3)項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるように整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員等が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の発電所災害対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発

生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるように教育、訓練及び体制の整備を実施する。

(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊時への対応のための発電所災害対策本部初動要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施する。また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

原子炉施設において大規模損壊(大規模火災の発生を含む。)のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子力防災管理者は、通常原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に発電所災害対策本部の体制(警戒体制、原子力防災体制)を整える。

また、時間外、休日(夜間)においても発電所内又は発電所近傍に発電所災害対策本部初動要員57名(初期消火活動要員9名を含む。)を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室(運転員を含む。)が機能しない場合においても、対応で

きるよう体制を整備する。

さらに，発電所災害対策本部初動要員により当面の間は事故対応を行えるように体制を整える。

(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

- ・ 大規模損壊への対応要員を常時確保するため，時間外，休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても，発電所内又は発電所近傍に勤務している他の要員を発電所災害対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。
- ・ プルーム放出時，必要な要員は緊急時対策所にとどまり，プルーム通過後，活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時退避し，その後，交代要員として発電所へ再度非常招集する。
- ・ 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，発電所災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，初期消火活動要員は消火活動を実施する。また，事故対応

を実施及び継続するために、発電所災害対策本部が、放水砲による泡消火の実施が必要と判断した場合は、初期消火活動要員以外の重大事故等対策要員も火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1) 本店総合災害対策本部の確立

原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、社長を本部長とする本店総合災害対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時には、本店総合災害対策本部として対応を実施する。

また、社長は本店総合災害対策本部長として全社を統括する。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を受けられる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を整備する。

(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(c-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の

防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に配備する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

- ・可搬型重大事故等対処設備（故障時及び保守点検時のバックアップを除く。）は、基準地震動 S_s を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に配備する。
- ・屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備（故障時及び保守点検時のバックアップを除く。）は、基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内の高所に配備する。
- ・屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備（故障時及び保守点検時のバックアップを除く。）は、想定を超える竜巻により同時に機能喪失することのないよう、風荷重の影響を受けない可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に配備するとともに、竜巻飛来物の影響を受けないよう、坑口に竜巻飛来物防護対策設備を設置する。
- ・屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備（故障時及び

保守点検時のバックアップを除く。)は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないように、原子炉建屋、原子炉補助建屋等から100m以上離隔をとって、当該建屋等と同時に影響を受けない可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に配備する。

- ・原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、互いに影響を受けないように可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に分散して配備するとともに、常設設備へのアクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に配備する。

(c-2) 大規模損壊の発生に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるように、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- ・炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。
- ・地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又

は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材，小型放水砲等を配備する。

- ・大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため，多様な通信手段を複数整備する。また，消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置（携帯型）を配備する。

(2) 有効性評価

(i) 基本方針

a. 評価事象

本原子炉施設が安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は設置許可基準規則等に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては、P R Aの知見を踏まえ、設置許可基準規則等で想定する事故シーケンスグループ（運転停止中を含む。）、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「L O C A」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下本文十号ハ(2)において「E C C S」という。）の特徴を踏まえたP R A上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

・大破断L O C A

1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のL O C Aであ

る。

- ・ 中破断 L O C A

大破断 L O C A と比較して破断口が小さく， 1 次冷却系の減圧が比較的緩やかで， 蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模の L O C A である。

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は， 対応が可能な範囲を明確にした上で， 事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果， 以下の事故とする。

なお， 事故シーケンスグループのうち， 炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては， 国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1) 2 次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

(a-2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し， 原子炉補機冷却機能の喪失及び 1 次冷却材ポンプ軸封部からの 1 次冷却材の流出（以下本文十号ハ(2)において「R C P シール L O C A」という。）が発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し， 原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(a-3) 原子炉補機冷却機能喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能の喪失及びR C P シール L O C A が発生する事故

(a-4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(a-5) 原子炉停止機能喪失

主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

(a-6) E C C S 注水機能喪失

中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故

(a-7) E C C S 再循環機能喪失

大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故

(a-8) 格納容器バイパス

1 次冷却系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加されるために発生する L O C A （以下本文十号ハ(2)において「インターフェイスシステム L O C A」という。）及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

(b) 運転中の原子炉における重大事故

運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は，原子炉施設の特性等を考慮し，工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で，格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果，以下の事故とする。

(b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(b-1-1) 格納容器過圧破損

大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(b-1-2) 格納容器過温破損

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故

(b-2) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故

(b-3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

(b-4) 水素燃焼

大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故

(b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

本原子炉施設においては，工学的に発生しない。

(b-6) 熔融炉心・コンクリート相互作用

大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策

の評価事象は，設置許可基準規則等で想定された以下の事故とする。

(c-1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故 1」という。）

(c-2) サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想定事故 2」という。）

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は，事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果，以下の事故とする。

(d-1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

(d-2) 全交流動力電源喪失

燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(d-3) 原子炉冷却材の流出

燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧

カバウンダリ機能が喪失する事故

(d-4) 反応度の誤投入

原子炉起動時に，化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故

b. 評価項目

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心損傷防止対策について，以下の項目を概ね満足することを確認することで，有効性があることを確認する。

(a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり，かつ，炉心を十分に冷却できるものであること。

具体的には，燃料被覆管の最高温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下であること及び燃料被覆管の酸化量は，酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下であること。

(a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 17.16MPa [gage] の 1.2 倍の圧力 20.59MPa [gage] を下回ること。

(a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力 0.392MPa [gage] 又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.784MPa [gage] を下回ること。

(a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 144°C 又は限界温度を下回る温度である 200°C を下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損防止対策について，以下の項目を概ね満

足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.392MPa [gage] の 2 倍の圧力 0.784MPa [gage] を下回ること。

(b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

(b-4) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa [gage] 以下に低減されていること。

(b-5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以下であること。

(b-7) 可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，
(b-1) の要件を満足すること。

(b-8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1)燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c-3)未臨界が維持されていること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1)燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-3)未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1)重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、
「(2)有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10.3 表に示す。

(ii) 評価条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、解析コードの持つ

重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、更に本原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1)安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2)外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3)単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4)運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作現場までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定す

る。

(b) 共通評価条件

(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は，原則として，定格値（3,411MWt）に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いる（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）。
- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は，原則として，定格値（307.1℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いる（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）。
- ・ 1次冷却材圧力の初期値は，原則として，定格値（15.41MPa [gage]）に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いる（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）。
- ・ 1次冷却材流量は熱設計流量を用いる。
- ・ 炉心崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- ・ 炉心バイパス流量割合は4.5%を用いる。
- ・ 即発中性子寿命，遅発中性子割合，減速材密度係数，ドップラ係数等の核的パラメータは，原則として炉心運用を包絡する値を用いる。
- ・ 加圧器保有水量の初期値は60%体積とする。

- ・ 蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%を考慮する。また，蒸気発生器 2 次側保有水量は 1 基当たり 52t を用いる。
- ・ 原子炉格納容器自由体積は， $72,900\text{m}^3$ を用いる。
- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは，設計値より小さめの値を用いる。
- ・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は， 49°C 及び 9.8kPa [g a g e] を用いる。
- ・ 主要機器の形状に関する条件として，原子炉容器，1 次冷却材ポンプ，加圧器，蒸気発生器，1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。

(b-1-2) 事故条件

1 次冷却材管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について，炉心損傷防止対策の有効性評価においては，低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・ トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は，余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 落下までの時間を 2.2 秒とする。
- ・ 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数（応答時間 6.0

秒)

原子炉圧力低

12.73MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65% (定格値に対して) (応答時間 1.5 秒)

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位 11% (応答時間 2.0 秒)

工学的安全施設作動信号のうち，非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力低

12.04MPa [gage] (応答時間 2.0 秒)

- ・原子炉制御設備は，作動しないものとする。ただし，加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は自動作動するものとする。なお，事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては，加圧器圧力制御系，加圧器水位制御系及び給水制御系は自動作動するものとする。
- ・加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁，加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また，加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高めの値を使用する。
- ・加圧器逃がし弁容量 : 95t/h/個

- ・加圧器安全弁容量 : 190t/h/個
- ・主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%
- ・主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量（ループ当たり）の100%
- ・1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。
- ・格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たりの除熱特性（100℃～約168℃，約3.4MW～約16.7MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。
- ・燃料取替用水タンクの水量は，2,100m³を用いる。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1) に同じ。なお，格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は，以下の値を用いる。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは，設計値より大きめの値を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は，0kPa [gage] を用いる。

(b-2-2) 事故条件

- ・1次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について，格納容器破損防止対策の有効性評価においては，高温側とす

る。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3) に同じ。

(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1) 初期条件

- ・ 使用済燃料ピットの熱負荷は，使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵されている場合を想定して，11.165MW を用いる。
- ・ 事象発生前の使用済燃料ピット水温は，40℃を用いる。
- ・ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として，使用済燃料ピット，燃料移送チャネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。
- ・ 使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・ 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位としては，燃料頂部から約 4.44m とする。

(b-4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(b-4-1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）

- ・ 炉心崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

- ・ 事象は，原子炉停止 60 時間後に発生するものとする。
- ・ 1 次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。
- ・ 1 次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。
- ・ 1 次冷却材の初期水位は，原子炉容器出入口配管の中心高さを 8cm 上回る高さとする。
- ・ 1 次冷却系開口部は，加圧器安全弁が 3 個取り外されているものとする。
- ・ 主要機器の形状に関する条件として，原子炉容器，1 次冷却材ポンプ，加圧器，蒸気発生器，1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。

b．運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 2 次冷却系からの除熱機能喪失

(a-1) 起因事象として，主給水流量の喪失が発生するものとする。

(a-2) 安全機能としては，補助給水系の機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はあるものとする。

(a-4) 1 次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心への注水は，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプをそれぞれ 2 台使用するものとし，最小注入特性（（充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入特性）：0～約 130m³／h，0～約 17.7MPa [gage]），（高圧注入ポンプ：0～約 160m³／h，0～約 9.5MPa [gage]））

を用いるものとする。

(a-5) 1 次冷却系のフィードアンドブリードにおける 1 次冷却材の放出は，加圧器逃がし弁 3 個を使用するものとし，1 個当たりの容量は， 95t/h とする。

(a-6) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(a-6-1) 1 次冷却系のフィードアンドブリードは，蒸気発生器広域水位が 0% に到達した時点から 5 分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として，外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては，非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) R C P シール L O C A が発生する場合の R C P シール部からの漏えい率は，1 次冷却材ポンプ 1 台当たり，定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$ とし，1 次冷却材ポンプ 4 台からの漏えいを考慮するものとする。
R C P シール L O C A が発生しない場合の R C P シール部からの漏えい率は，1 次冷却材ポンプ 1 台当たり，定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし，1 次冷却材ポンプ 4 台からの漏えいを考慮するものとする。

(b-5) タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し，事象発生 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $200\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(b-6) 2 次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁 4 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。

(b-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 26.9m³ / 基

(b-8) 常設低圧代替注水ポンプの原子炉への注水流量は、1 次冷却材圧力 0.7MPa [gage] 到達時点で炉心注水を開始することとし、30m³ / h を設定する。

(b-9) R C P シール L O C A が発生しない場合において、1 次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa [gage] で漏えいが停止するものとする。

(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-10-1) 2 次冷却系強制冷却は、事象発生から 30 分後に開始するものとする。

(b-10-2) 代替交流電源は、R C P シール L O C A が発生する場合においては事象発生 60 分後に確立するものとし、R C P シール L O C A が発生しない場合においては交流電源が 24 時間使用できないものとして、事象発生 24 時間後に確立するものとする。

(b-10-3) 1 次冷却材温度の維持は、約 1.7MPa [gage] の

飽和温度である 208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-4) 蓄圧タンク出口弁の閉止は，1 次冷却材圧力約 1.7MPa [gage] 到達及び代替交流電源の確立から，10 分後に実施するものとする。

(b-10-5) 2 次冷却系強制冷却の再開は，蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後に再開し，1 次冷却材温度が 170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで，蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(b-10-7) R C P シール L O C A が発生する場合には 1 次冷却材圧力が 0.7MPa [gage] に到達すれば，常設低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(d-1) 起因事象として，中破断 L O C A が発生するものとし，破断口径は，約 10cm (4 インチ) とする。

(d-2) 安全機能としては，格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力低」信号により発信するものとし，12.04MPa [gage] を作

動限界値とする。また、応答時間は 0 秒とする。

(d-5) 充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ 2 台作動し、最大注入特性（(充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入特性）：0～約 $180\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 19.4MPa [gage]），（高圧注入ポンプ：0～約 $190\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 11.5MPa [gage]），（余熱除去ポンプ（低圧注入特性）：0～約 $2,500\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 1.5MPa [gage]））で炉心へ注水するものとする。

(d-6) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $400\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(d-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 $26.9\text{m}^3/\text{基}$

(d-8) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位 16% 到達後に行われるものとする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始は、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa [gage] 到達から 30 分後とする。

(e) 原子炉停止機能喪失

(e-1) 炉心熱出力の初期値は、定格値 ($3,411\text{MWt}$) を用い

る。

(e-2) 1 次冷却材圧力の初期値は，定格値（15.41MPa [gage]）を用いる。

(e-3) 1 次冷却材平均温度の初期値は，定格値（307.1℃）を用いる。

(e-4) 減速材温度係数の初期値は，炉心サイクル寿命中の変化，取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し，負の反応度帰還効果が小さくなるよう，炉心のほう素濃度を高めることにより $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ に設定する。

(e-5) ドップラ特性は，ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮している。

(e-6) 対象炉心は，ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して，(e-4) 及び (e-5) の特性を考慮した炉心を用いる。

(e-7) 起因事象として，以下のいずれかが発生するものとする。

- ・ 主給水流量喪失
- ・ 負荷の喪失

(e-8) 安全機能としては，原子炉停止機能が喪失するものとする。

(e-9) 外部電源はあるものとする。

(e-10) 多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし，水位は狭域水位 7% を作動設定点とする。

(e-11) 主蒸気ライン隔離は，多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）作動設定点到達 17 秒後に隔離完了す

るものとする。

(e-12) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が多様化自動作動盤 (A T W S 緩和設備) 作動設定点に到達することにより自動起動し、60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $400\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(f) E C C S 注水機能喪失

(f-1) 起因事象として、中破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、約 15cm (6 インチ)、約 10cm (4 インチ) 及び約 5cm (2 インチ) とする。

(f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。

(f-3) 外部電源はないものとする。

(f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、最小注入特性 (低圧注入特性: 0 ～ 約 $980\text{m}^3/\text{h}$, 0 ～ 約 1.0MPa [gage]) を用いるものとする。

(f-5) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $400\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(f-6) 2 次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁 4 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10% を処理するものとする。

(f-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、

以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 26.9m³／基

(f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(f-8-1) 非常用炉心冷却設備作動信号の発信 10 分後に 2 次冷却系強制冷却操作を開始し、開操作に 1 分を要するものとする。

(f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) E C C S 再循環機能喪失

(g-1) 起回事象として、大破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却材管（約 0.70m (27.5 インチ)）の完全両端破断とする。

(g-2) 安全機能としては、E C C S 再循環機能が喪失するものとする。

(g-3) 外部電源はあるものとする。

(g-4) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位 16% 到達時に行い、E C C S 再循環に失敗するものとする。

(g-5) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa [gage] を作動限界値とする。また、応答時間は 0 秒とする。

(g-6) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.205MPa [gage] を作動限界値とする。また、応答

時間は 0 秒とする。

(g-7) 充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ 2 台作動し、最大注入特性（（充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入特性）：0～約 $180\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 19.4MPa [gage]），（高圧注入ポンプ：0～約 $190\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 11.5MPa [gage]），（余熱除去ポンプ（低圧注入特性）：0～約 $2,500\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 1.5MPa [gage]））で炉心へ注水するものとする。

(g-8) 格納容器スプレイポンプは 2 台作動し、最大流量で原子炉格納容器内へ注水するものとする。また、再循環時には 1 台作動し、最大流量で原子炉格納容器内へ注水するものとする。

(g-9) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $400\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(g-10) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 $26.9\text{m}^3/\text{基}$

(g-11) 格納容器スプレイポンプ 1 台作動による代替再循環時の炉心への注水流量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(g-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(g-12-1) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開

始は，E C C S 再循環切替失敗から 30 分後とする。

(h) 格納容器バイパス

(h-1) インターフェイスシステム L O C A

(h-1-1) 起因事象として，余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により，余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-2) 1 次冷却材の漏えい箇所として，余熱除去系逃がし弁の動作，余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-3) 破断口径は，以下のとおり設定する。

- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁（等価直径 約 4.3cm（約 1.7 インチ）相当）
- ・ 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁（等価直径 約 14cm（約 5.7 インチ）相当）
- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等（等価直径 約 4.1cm（約 1.6 インチ）相当）

(h-1-4) 安全機能としては，余熱除去機能が喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源はないものとする。

(h-1-6) 炉心への注水は，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプをそれぞれ 2 台使用するものとし，最大注入特性（（充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入特性）：0～約 180m³／h，0～約 19.4MPa [gage]），（高圧注入ポンプ：0～約 190m³／h，0

～約 11.5MPa [gage])) を用いるものとする。

(h-1-7) 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し，非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 $400\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(h-1-8) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 26.9m^3 / 基

(h-1-9) 2 次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁 4 個を使用するものとし，容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。

(h-1-10) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は，設計値にて閉止するものとする。

(h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(h-1-11-1) 主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却は，非常用炉心冷却設備作動信号発信から 25 分後に開始するものとする。

(h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで，蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば，1 個の加圧器逃がし弁を開閉するもの

とする。

(h-1-11-4) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立又は原子炉トリップ後 1 時間経過すれば，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水を，充てん／高圧注入ポンプによる充てん注入に切り替えるものとし，蓄圧タンク隔離に 2 分，充てん注入への切替えに 2 分の操作時間を考慮するものとする。

(h-1-11-5) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで，加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

(h-2-1) 起因事象として，1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

(h-2-2) 安全機能としては，破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として，原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が動作した時点で，破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。

(h-2-3) 外部電源はないものとする。

(h-2-4) 炉心への注水は，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプをそれぞれ2台使用するものとし，最大注入特性（（充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入特性）：0～約 $180\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 19.4MPa [gage]），（高圧注入ポンプ：0～約 $190\text{m}^3/\text{h}$ ，0～約 11.5MPa [gage]））を用いるものとする。

(h-2-5) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計400m³/hの流量で注水するものとする。

(h-2-6) 2次冷却系強制冷却のため、健全側の主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(h-2-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-2-7-1) 破損側蒸気発生器の隔離操作として、原子炉トリップから10分後に、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止操作を開始し、操作完了に約2分を要するものとする。

(h-2-7-2) 健全側の主蒸気逃がし弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(h-2-7-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものと

する。

(h-2-7-5) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水を，充てん／高圧注入ポンプによる充てん注入に切り替えるものとし，切替えに2分の操作時間を考慮するものとする。

(h-2-7-6) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで，加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2-7-7) 余熱除去運転条件が成立すれば，余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

c．運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-1) 事故進展解析の条件

(a-1-1-1) 起 因 事 象 と し て ， 大 破 断 L O C A が 発 生するものとし，破断口径は，1次冷却材管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。

(a-1-1-2) 安全機能としては，低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし，さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(a-1-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-1-1-4) 水素の発生については，ジルコニウム－水反応を考慮する。

(a-1-1-5)タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、
事象発生 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計
 $200\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(a-1-1-6)蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量とし
て、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 $26.9\text{m}^3/\text{基}$

(a-1-1-7)常設低圧代替注水ポンプによるスプレイ流量は、
 $130\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(a-1-1-8)静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼
装置の効果については期待しない。

(a-1-1-9)事故収束のための運転員等操作としては、以下
のとおりとする。

(a-1-1-9-1)常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器
スプレイは、炉心溶融開始から 30 分後に開
始するものとし、事象発生から 24 時間後に
停止するものとする。

(a-1-1-9-2)可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器
再循環ユニットへの海水通水による格納容器
内自然対流冷却の開始は、事象発生から 24
時間後とする。

(a-1-2)放射性物質 ($\text{Cs}-137$) の放出量評価の条件

(a-1-2-1)事象発生直前まで、定格出力の 102%で長時間
にわたって運転されていたものとする。その運
転時間は、燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場
合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とす

る。

(a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心全体の内蔵量に対して 75% の割合で放出されるものとする。

(a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 は、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

(a-1-2-4) 評価期間は 7 日間とする。なお、事故後 7 日以降の影響についても評価する。

(a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の $0.16\%/\text{d}$ とする。なお、事故後 7 日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、 $0.13\%/\text{d}$ とする。

(a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、その 97% が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3% はアニュラス部以外で生じるものとする。

(a-1-2-7) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、99% とする。

(a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、62 分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事故解析の条件

(a-2-1-1) 起因事象として，外部電源が喪失するものとする。

(a-2-1-2) 安全機能としては，非常用所内交流電源が喪失するものとする。また，補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(a-2-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-2-1-4) R C P シール部の漏えい率として，1 次冷却材ポンプ1台当たり，定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし，1 次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。

(a-2-1-5) 水素の発生については，ジルコニウム－水反応を考慮する。

(a-2-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 $26.9\text{m}^3/\text{基}$

(a-2-1-7) 1 次冷却系強制減圧操作において，加圧器逃がし弁 3 個を使用するものとし，1 個当たりの容量は $95\text{t}/\text{h}$ とする。

(a-2-1-8) 常設低圧代替注水ポンプによるスプレー流量は， $130\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(a-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の効果については期待しない。

(a-2-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のとおりとする。

(a-2-1-10-1) 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧

は、炉心溶融開始から 10 分後に開始するものとする。

(a-2-1-10-2) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始から 30 分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内保有水量が $2,000\text{m}^3$ に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力である 0.392MPa [gage] に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から 24 時間後に停止するものとする。

(a-2-1-10-3) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生から 24 時間後とする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが，以下の条件を適用する。

(c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は，計装用案内管の径と同等とする。

(c-2) エントレインメント係数は，Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は，原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(d) 水素燃焼

(d-1) 起因事象として，大破断 L O C A が発生するものとし，破断口径は，1 次冷却材管（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては，低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 全炉心内のジルコニウム量の 75% と水の反応による水素の発生を考慮する。また，水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では，水素の生成割合を，炉心水については 0.4 分子／100eV，サンプ水については 0.3 分子／100eV とする。金属腐食では，アルミニウム及び亜鉛を考慮する。

(d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては，全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応して発生した水素が，全て燃焼に寄与するものとする。

(d-6) 静的触媒式水素再結合装置 1 基当たりの処理性能については， 1.2 kg/h （水素濃度 4vol%，圧力 0.15 MPa [abs] 時）とする。また，装置については 5 基の設置を考慮する。

(d-7) 電気式水素燃焼装置の効果については期待しない。

(d-8) 格納容器スプレイポンプは 2 台作動し，最大流量で原子炉格納容器内へ注水するものとする。

(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが，以下の条件を適用する。

(e-1) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては，原子炉下部キャビティ床底面の全面とする。

(e-2) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は，大気圧条件で 0.8 MW/m^2 相当とする。

(e-3) 熔融炉心とコンクリートの伝熱として，伝熱抵抗を考慮せず，熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

(a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、水位低警報レベル（通常水位－0.08m）とする。

(a-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 可搬型代替注水中型ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量は、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水は、事象発生から 8 時間 50 分後に開始するものとする。

(b) 想定事故 2

(b-1) 初期水位については、使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される低下を考慮し、使用済燃料ピット出口配管下端（通常水位－約 1.36m）とする。また、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮する。

(b-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 可搬型代替注水中型ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量は、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水は、事象発生から 8 時間 50 分後に開始するものとする。

e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(a-1) 起因事象としては、余熱除去系による浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、全ての余熱除去系が機能喪失するものとする。

(a-2) 安全機能としては、充てん機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 26.9m³/基

(a-5) 常設低圧代替注水ポンプの原子炉への注水流量は、30m³/h を設定する。

(a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-6-1) 蓄圧タンクによる炉心注水は、事象発生から 60 分後に 1 基ずつ開始するものとする。

(a-6-2) 常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水は、蓄圧タンクによる炉心注水の完了後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象としては、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては，非常用所内交流電源が喪失し，
原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，
以下の値を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量 26.9m^3 / 基

(b-4) 常設低圧代替注水ポンプの原子炉への注水流量は，
 30m^3 / h を設定する。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては，以下のと
おりとする。

(b-5-1) 蓄圧タンクによる炉心注水は，事象発生から 60
分後に 1 基ずつ開始するものとする。

(b-5-2) 常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水は，蓄圧
タンクによる炉心注水の完了後に開始するものと
する。

(c) 原子炉冷却材の流出

(c-1) 起因事象としては，余熱除去系から 1 次冷却材が流
出するものとする。

(c-2) 1 次冷却材は，流出流量を 370m^3 / h とする。さら
に，余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし，
流出口径は約 20cm (8 インチ) 相当とする。

(c-3) 安全機能としては，1 次冷却系水位が 1 次冷却材管
の下端に到達した時点で浄化運転中の全ての余熱除
去系が機能喪失するものとする。

(c-4) 外部電源はないものとする。

(c-5) 充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量は，

30m³／h を設定する。

(c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-6-1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失から 20 分後に開始するものとする。

(d) 反応度の誤投入

(d-1) 制御棒位置は全挿入状態とする。

(d-2) 1 次冷却系の有効体積は、255m³とする。

(d-3) 原子炉停止中の 1 次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度は 2,500ppm とする。

(d-4) 臨界ほう素濃度は、1,800ppm とする。

(d-5) 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1 次冷却材中に純水が注水されるものとする。

(d-6) 1 次冷却系への純水注水最大流量は、82m³／h とする。

(d-7) 外部電源はあるものとする。

(d-8) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 希釈停止は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後に開始し、操作完了に 1 分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目に対する評価結果は以下のとおりであり，事故シーケンスグループ，格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち，評価項目に対して最も厳しくなる評価事象の結果を記載する。

a．運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり，かつ，炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には，燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること，及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であることについては，これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」において，不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目を満足する。なお，「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において，設計基準事故時の評価結果を参照した場合は，燃料被覆管温度の最高値は約 962℃，燃料被覆管の酸化量は約 1.8%となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約 940℃であり，1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は約 2.3%であり，酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。

- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については，これが最も厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において，約 18.6MPa [gage] であり，不確かさを考慮しても最高使用圧力の

1.2 倍である 20.59MPa [gage] を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.409MPa [gage] であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.392MPa [gage] の 2 倍の圧力 0.784MPa [gage] を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約 141℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.428MPa [gage] であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.392MPa [gage] の 2 倍の圧力 0.784MPa [gage] を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約 145℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しく

なる「大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において，C s - 137 の総放出量は，事故発生後から 7 日後までの間で約 4.1TBq，100 日後までを考慮したとしても約 4.5TBq であり，不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響を小さくとどめている。

- (d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については，これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」において，約 1.2MPa [gage] であり，不確かさを考慮しても 2.0MPa [gage] 以下に低減される。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については，工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に原子炉格納容器内注水を考慮した事故において，圧力上昇は見られるものの，不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。
- (f) 水素濃度については，水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において，ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約 11.7vol% であり，不確かさを考慮しても 13vol% 以下である。また，水の放射線分解等によって発生する水素を

考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。

(g) 全炉心内のジルコニウム量の 75%と水が反応して発生した水素が、全て燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は、約 0.444MPa [gage] であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.784MPa [gage] を下回る。

(h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」においても、常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器内注水により、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉格納容器床は有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故 2 において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下するのに要する時間は約 1.2 日であり、事故を検知し、可搬型代替注水中型ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、

純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約 0.97 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

炉心崩壊熱及び 1 次冷却系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生の 60 分後に蓄圧注入及び常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であるため、燃料取替時の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。さらに、運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、炉心崩壊熱による 1 次冷却材密度の低下に伴い、炉心反応度が正側に移行する場合もある。このため、取替炉心による反応度の変動を考慮して初期状態の未臨界度を保守的に設定し、代表的な取替炉心について事象発生後の 1 次冷却材密度の低下

に伴う炉心反応度の変化を評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約 $-6.1\% \Delta k/k$ であり、未臨界を維持できる。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、取替炉心を考慮しても未臨界を維持できる。このため、不確かさを考慮しても炉心は露出することはなく、未臨界は維持され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料及び電源が確保され、重大事故等に対処できる。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（1／19）

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的	運転時の異常な過渡変化時において原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器（以下本表において「格納容器」という。）の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	原子炉緊急停止	A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉の緊急停止を行う。
		原子炉出力抑制（自動）	A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1 次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により 1 次冷却材圧力が安定し、格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下本表において「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却材温度が安定することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で、かつ多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しなかった場合、中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで、1 次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により 1 次冷却材圧力が安定し、格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却材温度が安定することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		ほう酸水注入	A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉出力の抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 化学体積制御設備が使用できない場合は、非常用炉心冷却設備の充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインを使用し充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ほう酸水注入は、燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

配慮すべき事項	優先順位	A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行い、その後、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動状況の確認を行う。 中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で、かつ多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。 原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。
----------------	-------------	--

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（2／19）

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	1次冷却系のフィードアンドブリード	全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁による格納容器内へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達すれば、中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。 2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。 2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合、余熱除去系又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水をA、B、C原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台から補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。なお、多様性拡張設備であるC原子炉補機冷却海水ポンプについては、2A非常用高圧母線より受電中に限る。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による注水を行う。

対応手段等	サポ-ト系故障時	(蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水))	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから 2 次系純水タンクへの切替え、中間受槽又は海（海水ポンプピット、1 号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 全交流動力電源が喪失した場合に、空冷式非常用発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 ただし、空冷式非常用発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 電動補助給水ポンプは、復水タンクから 2 次系純水タンクへの切替え、中間受槽又は海（海水ポンプピット、1 号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。
		弁の機能回復 (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出))	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために 1 次冷却系及び 2 次冷却系の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、復水タンク水位、蒸気発生器水位により確認する。 燃料取替用水タンク水等を常設低圧代替注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	2次冷却系の除熱機能回復を優先し，2次冷却系の除熱機能が回復しない場合は，1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復していない場合，主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため，補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合，空冷式非常用発電機からの給電により，電動補助給水ポンプを起動させ，十分な期間運転を継続させる。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は，蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損の有無は，放射線モニタ等で確認するが，全交流動力電源が喪失した場合は，放射線モニタが使用できないため，蒸気発生器水位及び圧力により確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合は，当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損等により現場の環境が悪化した場合において，主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合，初動対応として現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し，以降は運転員等の負担軽減又は現場作業環境悪化の可能性を考慮し，多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し，継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。駆動用電源が確保できれば，主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサを使用し，継続的に中央制御室から遠隔操作を行う。 なお，現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり，運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに，必要に応じて放射線防護具を着用する。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し，補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は，高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
	補助給水ポンプ駆動蒸気確保		全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温，減圧を行う場合，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量調節弁を調整し，封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

配 慮 す べ き 事 項	判 断 基 準 に つ い て フ ィ ー ド ア ン ド 1 次 冷 却 系 の	蒸気発生器水位計（広域）は常温，常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため，高温状態においては，実水位と異なる指示値を示す。 1次冷却系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは，上記校正誤差に余裕を持たせた水位をいう。
	作 業 性	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は，現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり，タービン動補助給水ポンプ起動入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき，専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（3／19）

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧する手順等を整備する。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。		
	対応手段等	フロントライン系故障時	1次冷却系のフィードアンドブリード 全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達すれば、中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。 2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。 2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合、余熱除去系又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。

対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。このとき、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、補助給水ポンプの優先順位は、駆動用の外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、空冷式非常用発電機からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 復水タンク及び 2 次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を行うため、海水を A、B、C 原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか 2 台から補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。なお、多様性拡張設備である C 原子炉補機冷却海水ポンプについては、2 A 非常用高圧母線より受電中に限る。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である 2 次系純水タンクへ切替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2 次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による注水を行う。
		蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を行う。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから 2 次系純水タンクへの切替え、中間受槽又は海（海水ポンプピット、1 号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

対応手段等	サ ボ ー ト 系 故 障 時	弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、加圧器逃がし弁駆動用空気を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、蓄電池（重大事故等対処用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。
	高 圧 溶 融 物 放 出 及 び 格 納 容 器 雰 囲 気 直 接 加 熱 防 止		炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa [gage] 以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。
		蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 破損側蒸気発生器の判定を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 1次冷却系減圧後、充てん／高圧注入ポンプによる注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。
		システムLOCA	インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、1次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。 低温停止状態に移行するに当たり、余熱除去系による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁開による1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

配慮すべき事項	優先順位	サ ボ ー ト 系 故 障 時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。 補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。
	復旧に係る手順等		直流電源喪失時、蓄電池（重大事故等対処用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。全交流動力電源又は直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損の有無は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合は、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。
	環境条件		蒸気発生器伝熱管破損等により現場の環境が悪化した場合において、主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応として現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減又は現場作業環境悪化の可能性を考慮し、多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。駆動用電源が確保できれば、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサを使用し、継続的に中央制御室から遠隔操作を行う。 なお、現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり、運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。 加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ポンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定する。 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を用いた1次冷却系の減圧時は、中央制御室からの操作回数を少なくする。
	システムLOCA時の漏えい監視について		インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏えい検出装置、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配 慮 す べ き 事 項	シ ス テ ム L O C A 時 の 内 部 溢 水 の 影 響	専用工具による操作場所及び操作場所への通路部をインターフェイスシステム L O C A により漏えいが発生する機器のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。
	ター ビ ン 動 補 助 給 水 ポ ン プ の 蒸 気 の 確 保	全交流動力電源喪失時において 1 次冷却系の減温，減圧を行う場合，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量調節弁を調整し，封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。
	1 次 冷 却 系 の フ ィ ー ド の ブ リ ー ド の 断 断 基 準 に つ い て	蒸気発生器水位計（広域）は常温，常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため，高温状態においては，実水位と異なる指示値を示す。 1 次冷却系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは，上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作 業 性	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は，現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作であり，タービン動補助給水ポンプ起動入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき，専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 インターフェイスシステム L O C A 発生時，現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（4／19）

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等				
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水及び代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転及び蒸気発生器2次側による炉心冷却により原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却する手順等を整備する。			
	対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	代替炉心注水 非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・ 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早い格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）を優先し、次に常設低圧代替注水ポンプを使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。
				代替再循環運転 非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、1系列の格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。また、余熱除去冷却器の故障により格納容器再循環サンプ水の冷却機能が喪失した場合は、他の系列の格納容器スプレイポンプ再循環運転を実施する。 再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。充てん／高圧注入ポンプの故障等により原子炉への注水ができない場合は、代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 また、格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用し、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却を行う。 原子炉への注水は、格納容器内水位が格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さまで注水されたことを確認し停止する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注水	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 - 空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 - 空冷式非常用発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 - 可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早く、注水流量が大きい常設低圧代替注水ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電機により受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。
		熔融デブリが原子炉容器内に残存する場合	格納容器水張り	炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に熔融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより残存熔融デブリを冷却し、格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）が使用できない場合は、常設低圧代替注水ポンプにより注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時 サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系の冷却効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は、電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注水／代替炉心注水	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室の操作にて系統構成が容易な充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプの順に炉心注水を行う。これらが使用できない場合は、蓄圧タンクからの注水を行う。 蓄圧タンクが使用できない場合は、代替炉心注水である格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプの順に使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	余熱除去ポンプの故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、1系列の格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する。また、余熱除去冷却器の故障により格納容器再循環サンプル水の冷却機能が喪失した場合は、他の系列の格納容器スプレイポンプ再循環運転を実施する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系の冷却効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は、電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
		サポート系故障時	代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・ 空冷式非常用発電機により受電した後、蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 空冷式非常用発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を使用し、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注水が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電機から受電後は、準備時間が短い蓄圧タンクによる代替炉心注水を行う。並行して継続的に原子炉へ注水するために注水流量が大きい常設低圧代替注水ポンプを準備し、準備が整えば代替炉心注水を行う。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電機により受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。

対応手段等	運転停止中の場合	サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に1次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系の冷却効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
			サポート系故障時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
		格納容器隔離弁の閉止		全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏れいすおそれがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。 隔離は、空冷式非常用発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。 なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。
		常設低圧代替注水ポンプの注水先について		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常設低圧代替注水ポンプの注水先については、炉心注水とする準備を行い、空冷式非常用発電機より受電すれば、代替炉心注水を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、注水先を格納容器スプレイへ変更するとともに、その後、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。
		の残存デブリの1次冷却材圧力監視について		原子炉容器内に熔融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は熔融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉内と格納容器を均圧させる。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時の注水量について		格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置の動作状況、燃料取替用水タンク水位の収支、又は常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計、格納容器スプレイ積算流量計及び代替注水消火水流量計（AM）の合計値により把握する。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリの冷却が可能で格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまでとする。
		炉心損傷後の再循環運転について		炉心が損傷した場合において、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力、格納容器エリアモニタ（高レンジ）等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。
		格納容器内の冷却再循環不能時の格納容器内の冷却		代替再循環運転による格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水できない場合、格納容器再循環サンプル余熱除去ポンプ側隔離弁の開不能により再循環運転に移行できない場合、又は格納容器再循環サンプルスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水するとともに、A、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、格納容器スプレイを実施する。
	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	運転停止中に余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水又は代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプルが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプルが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

配 慮 す べ き 事 項	運 転 停 止 中 の 場 合	格 納 容 器 内 か ら の 退 避	運転停止中において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、余熱除去設備の機能が喪失した場合、又は1次冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
		復 旧 に 係 る 手 順 等	全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電機からの給電により設計基準事故対処設備の起動及び十分な期間の運転を継続させる。
		作 業 性	常設低圧代替注水ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
		電 源 確 保	全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）等へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
		燃 料 補 給	可搬型低圧代替注水ポンプへの給油は、可搬型低圧代替注水ポンプの運転が必要と判断した場合、燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリを用いて可搬型低圧代替注水ポンプへの給油を実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（5／19）

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が発生した場合、可搬型代替注水大型ポンプを設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置の取付けを開始するとともに、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系に海水を通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替補機冷却	原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、可搬型代替注水大型ポンプによりB高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB制御用空気圧縮機の補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
	サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプ又は空冷式非常用発電機より受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、空冷式非常用発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、タービン動補助給水ポンプが使用できなければ、空冷式非常用発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、可搬型代替注水大型ポンプを設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置の取付けを開始するとともに、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系に海水を通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

対応手段等	サ ボ ー ト 系 故 障 時	代 替 補 機 冷 却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによりB 高圧注入ポンプ、B 余熱除去ポンプ及びB 制御用空気圧縮機の補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
配慮すべき事項	作 業 性		可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	主 蒸 気 逃 が し 弁 現 場 操 作 時 の 環 境 条 件		蒸気発生器伝熱管破損等により現場の環境が悪化した場合において、主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応として現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減又は現場作業環境悪化の可能性を考慮し、多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。駆動用電源が確保できれば、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサを使用し、継続的に中央制御室から遠隔操作を行う。 なお、現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり、運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	電 源 確 保		全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃 料 補 給		可搬型代替注水大型ポンプへの給油は、可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）、及びタンクローリを用いて可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（6／19）

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
方針目的	設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。			
対応手段等	炉心損傷前	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器スプレイ作動圧力設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、原子炉補機冷却水系の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。また、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け、A、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）の故障等により、格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、可搬型代替注水大型ポンプを設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置の取付けを開始するとともに、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系に海水を通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合に1次冷却材喪失事象により格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器スプレイ作動圧力設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。また、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け、A、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、余熱除去ポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。余熱除去ポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）が使用できない場合、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、可搬型代替注水大型ポンプを設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置の取付けを開始するとともに、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系に海水を通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器へのスプレイができない場合、空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
配慮すべき事項	優先順位		炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な冷却を実施する観点並びに格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。 ただし、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却では可搬型代替注水大型ポンプを使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。	

配 慮 す べ き 事 項	格 納 容 器 内 冷 却	水 素 濃 度	炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム－水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注 水 量 の 管 理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	放 射 性 物 質 濃 度 低 減		炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。
	作 業 性		可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電 源 確 保		全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃 料 補 給		可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油は、可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）、及びタンクローリを用いて可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。重大事故等発生後7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に示す燃料（軽油）も含め、燃料油貯蔵タンク（北側）（約39kl）又は燃料油貯蔵タンク（南側）（約39kl）を管理する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（7／19）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。		
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷却水系の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。また、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け、A、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。
		代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）の故障等により、格納容器へのスプレイができない場合において、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
	原子炉補機冷却機能又は全交流動力電源喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、可搬型代替注水大型ポンプを設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置の取付けを開始するとともに、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系に海水を通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、継続的な冷却実施の観点並びに格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の準備の間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、格納容器の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを行い、格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。
		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は、継続的な冷却実施の観点並びに格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は、可搬型代替注水大型ポンプを使用するための準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	作業性		可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプへ給電する。 給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

配 慮 す べ き 事 項	燃 料 補 給	可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
---------------------------------	------------------	--

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（8／19）

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等				
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、熔融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び熔融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。 また、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注水及び代替炉心注水により、原子炉を冷却する手順等を整備する。			
対応手段等	格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	スプレイ 格納容器	炉心の著しい損傷が発生した場合において熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 熔融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合において、熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合、余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）の故障等により格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合において、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 熔融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は、余熱除去ポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）又は常設低圧代替注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。なお、常設低圧代替注水ポンプを使用する場合の水源は、燃料取替用水タンクが使用できない場合、復水タンクを使用する。
	熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 熔融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設低圧代替注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。

対応手段等	熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 - 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 - 常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	代替炉心注水	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 - 空冷式非常用発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 - 空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を優先する。次に代替格納容器スプレイを行っていない場合は常設低圧代替注水ポンプを使用する。
配慮すべき事項	優先順位	格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイを優先し、次に代替格納容器スプレイを使用する。
		熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、中央制御室からの操作により早期に運転可能な、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを用いた炉心注水を優先する。次に格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替炉心注水、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水とする。
		原子炉下部キャビティ水位監視		熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。

配慮すべき事項	常設低圧代替注水ポンプの注水先について	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心損傷に至った場合、常設低圧代替注水ポンプの注水先は格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティへ注水する。その後、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行い、炉心を冷却する。
	作業性	常設低圧代替注水ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（9／19）

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内にジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素が放出された場合に、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行う手順等を整備する。		
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、電気式水素燃焼装置を速やかに起動する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電機からの給電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の動作状況を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を計測し監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電機からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を測定し監視する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。
	配慮すべき事項	作業性	格納容器内の水素濃度監視に係る可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。
		電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（10／19）

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。	
対応手段等	水素排出	非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンが起動し、アニュラスからアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排气されることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給する。さらに代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電した後、アニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷を判断した場合、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を測定し監視する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（11／19）

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。	
	可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合、又は使用済燃料ピット水位がE.L.＋6.78mまで低下し、水位低下が継続する場合に、可搬型代替注水中型ポンプにより海水を使用済燃料ピットへ注水する。 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。可搬型代替注水中型ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。
対応手段等	燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。 ・ 燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位計（ＡＭ）、使用済燃料ピット温度計（ＡＭ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また、使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより、使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合、又は使用済燃料ピット水位がE.L.+6.78mまで低下し、水位低下が継続する場合に、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）及び使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器の指示値をオーバーラップさせて監視する。全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、使用済燃料ピット監視計器が代替電源設備から給電されていることを確認後、常設設備又は可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット上部の空間線量率を推定する。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。
	作業性	可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）、及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（12／19）

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。 また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。		
対応手段等	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損	大気への拡散抑制	炉心出口温度350℃以上かつ格納容器エリアモニタ（高レンジ）が$1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する。
		海洋への拡散抑制	格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、一般排水の流路を通して海洋に流出する可能性がある箇所に、小型船舶を用いてシルトフェンス（浦底湾側）を設置するとともに、原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を行う。原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を行うことにより、若狭湾側については、海洋への放射性物質の拡散が抑制されるが、放水ピットは放水路を経由し海洋と繋がっていることから、放水口にシルトフェンス（若狭湾側）を設置する。また、一般排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する放射性物質吸着剤を付替排水路内及び埋設一般排水管の集水枡に設置する。 放射性物質を含む汚染水の海洋への拡散は、重大事故等対処設備と位置付けるシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離により抑制可能であることから、シルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を優先し、多様性拡張設備と位置付けるシルトフェンス（若狭湾側）及び放射性物質吸着剤の設置は、シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後とする。
	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. + 5.49m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合は、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドにより使用済燃料ピットへ海水をスプレイする。水源は海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を使用する。 ・ 燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、スプレイよりも射程距離が長い可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。

対応手段等	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	海洋への拡散抑制	燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、一般排水の流路を通して海洋に流出する可能性がある箇所に、小型船舶を用いてシルトフェンス（浦底湾側）を設置するとともに、原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を行う。原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を行うことにより、若狭湾側については、海洋への放射性物質の拡散が抑制されるが、放水ピットは放水路を経由し海洋と繋がっていることから、放水口にシルトフェンス（若狭湾側）を設置する。また、一般排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する放射性物質吸着剤を敷き詰めたものを付替排水路内及び埋設一般排水管の集水枡に設置する。 放射性物質を含む汚染水の海洋への拡散は、重大事故等対処設備と位置付けるシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離により抑制可能であることから、シルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を優先し、多様性拡張設備と位置付けるシルトフェンス（若狭湾側）及び放射性物質吸着剤の設置は、シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後とする。
	航空機燃料火災への泡消火		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を用いて、海水に可搬型代替注水大型ポンプ内蔵の泡薬剤ポンプで泡消火薬剤を注入して航空機燃料火災へ泡消火を実施する。 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防車及び水槽付消防車、並びに可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲により、アクセスルートの確保、災害対策本部要員の安全確保及び航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。
配慮すべき事項	操作性		放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状にすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、極力噴霧状を使用する。 格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。 放水砲は、最も効果的な方角から格納容器又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。
	作業性		可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）、及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（13／19）

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等			
方針目的	設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク，復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源として，海等を確保する。 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため，代替水源から中間受槽への供給，蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給，炉心注水及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給，格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転，使用済燃料ピットへの水の供給，使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水並びに炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニユラス部への放水について手順等を整備する。		
	代替水源から中間受槽への供給 重大事故等の発生時において，蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合，炉心注水及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合，又は貯蔵槽内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの水の供給が必要になった場合において，2次系純水タンク等の淡水タンクからの供給，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を水源として可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。 中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である2次系純水タンク等を優先して使用し，上記のタンクが使用できなければ，海を使用する。		
対応手段等	蒸気発生器2次側及び復水タンクへの供給	できない場合の代替手段	重大事故等の発生時において，蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水タンクの枯渇又は破損等が発生し，水源として使用できない場合，以下の手段により炉心を冷却する。 ・ A，B，C原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台から補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し，蒸気発生器への注水により，炉心を冷却する。なお，多様性拡張設備であるC原子炉補機冷却海水ポンプについては，2A非常用高圧母線より受電中に限る。 ・ 燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し，加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。
		復水タンクへの供給	重大事故等の発生時において，蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクへの水の供給が必要な場合，可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を復水タンクへ供給する。 復水タンクへの水の供給の優先順位は，多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な2次系純水タンクを優先して使用する。次に，可搬型代替注水中型ポンプによる代替水源からの供給を実施する。代替水源の選択に当たっては，より水質の良い淡水を優先し，中間受槽を優先して使用する。中間受槽が使用できないと判断した場合は，海を使用する。

対応手段等	炉心注水のための代替手段及び 燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへ供給が できない場合の代替手段	重大事故等の発生時において、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等が発生し、水源として使用できない場合、以下の手段により、原子炉へ注水する。 - 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替により、復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉へ注水する。 - 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替ができない場合は、海を水源として可搬型低圧代替注水ポンプにより、海水を中間受槽を経由して原子炉へ注水する。
		燃料取替用水タンクへの供給	重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ供給する。 燃料取替用水タンクへの水の供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。
	格納容器スプレイのための代替手段及び 燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへ供給が できない場合の代替手段	重大事故等の発生時において、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等が発生し、水源として使用できない場合、以下の手段により、格納容器へスプレイする。 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替により、復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。
		燃料取替用水タンクへの供給	重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ供給する。 燃料取替用水タンクへの水の供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。
	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転		格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。 - 格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）及び余熱除去冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 - 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉補機冷却機能を回復させ、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）、又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。

対応手段等	使用済燃料ピットへの水の供給	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合，可搬型代替注水中型ポンプにより海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は，注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。可搬型代替注水中型ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。
	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	使用済燃料ピットの大量漏えいが発生した場合は，以下の手段により使用済燃料ピットヘスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットヘスプレイする。 ・ 燃料取扱棟の損壊等により使用済燃料ピットに近づけない場合は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により，海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。
	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	炉心出口温度 350°C 以上かつ格納容器エリアモニタ（高レンジ）が $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上となり，格納容器へのスプレイが確認できない場合，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する。
配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し，移送ルートを確保する。
	切替性	当初選択した水源から送水準備が完了後，引き続き次の水源からの送水準備を開始し，最終的には海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することではなく，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から復水タンクへの補給操作により，継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため，復水タンクの水量を約930m^3以上に管理する。 淡水又は海水から燃料取替用水タンクへの補給操作により，継続的な炉心注水，格納容器スプレイ，代替炉心注水及び代替格納容器スプレイを成立させるため，燃料取替用水タンクの水量を約$1,860\text{m}^3$以上に管理する。

配 慮 す べ き 事 項	成 立 性	海水取水時には、ストレーナ付きの可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの取水部を、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給する。
	作 業 性	可搬型代替注水中型ポンプによる中間受槽又は復水タンクへの供給に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、復水タンクと燃料取替用水タンクの境界となるディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	燃 料 補 給	可搬型代替注水中型ポンプへの給油は、可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）、及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。重大事故等発生後7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に示す燃料（軽油）も含め、燃料油貯蔵タンク（北側）（約39k1）及び燃料油貯蔵タンク（南側）（約39k1）を管理する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（14／19）

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても、炉心の著しい損傷，格納容器の破損，使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，代替電源（交流），代替電源（直流），代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。	
対応手段等	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は，以下の手段により非常用交流母線及び重大事故等対処用専用電源盤へ代替電源（交流）から給電し，電圧計により受電確認する。 ・ 空冷式非常用発電機からの受電準備を行った後，空冷式非常用発電機を起動し給電する。 ・ 電源車から受電準備を行った後，電源車を起動し給電する。 代替電源の給電手順の優先順位は，空冷式非常用発電機，多様性拡張設備である後備変圧器2次側電路，多様性拡張設備である号機間電力融通ケーブル，電源車の順で使用する。
	代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。早期の交流動力電源の復旧見込みがない場合は，全交流動力電源喪失発生後2時間以内に，中央制御室及び隣接した電気室等で蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷の切離しを実施し，非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が低下する前までに，電源車及び充電器（重大事故等対処用）により給電する。
	代替所内電気設備による給電	所内電気設備の2系統が同時に機能を喪失した場合は，共通要因で機能を失うことがないように，少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤により，原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ電力を供給する。空冷式非常用発電機が使用できない場合は，電源車及び重大事故等対処用専用電源盤によりプラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ電力を供給する。
配慮すべき事項	負荷容量	空冷式非常用発電機の必要最大負荷は，想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる，「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に，重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても空冷式非常用発電機の定格負荷容量以下となる。空冷式非常用発電機は，必要最大負荷以上の電力を確保することで，原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに，空冷式非常用発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況，施設定期検査中等）に応じ，その他使用可能な負荷へ電力を供給する。 電源車は，プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ電力を供給する。さらに，電源車の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況，施設定期検査中等）に応じ，その他使用可能な負荷へ電力を供給する。

配慮すべき事項	悪影響防止	空冷式非常用発電機，電源車により電源を給電する際，中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため，大型補機の操作スイッチを「引ロック」又は「切」にする。 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため，蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）用ダンパを「開」とし，蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動により，蓄電池室（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。
	成立性	所内常設蓄電式直流電源から給電されている24時間以内に，十分な余裕を持って電源車を重大事故等対処用専用低圧母線に繋ぎ込み，給電を開始した後，充電器（重大事故等対処用）より非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。また，常設代替電源設備である空冷式非常用発電機についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。
	作業性	操作対象遮断器に対して，暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。
	燃料補給	空冷式非常用発電機の運転開始後，直ちに燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプを用いて給油する。また，電源車の運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及びタンクローリを用いて電源車への給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。重大事故等発生後7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）（約628k1）を管理する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（15／19）

1.15 事故時の計装に関する手順等			
方針目的	重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。		
対応手段等	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定	パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。 ・ 原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。 ・ パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。 ○ 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量） ○ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注入量から推定 ○ 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定 ○ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ○ 1 次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ○ 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定 ○ ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定 ○ 装置の動作特性により推定 ○ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。 重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。
		計器の計測範囲を超えた場合	原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。 原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、以下の手段により原子炉施設の状態を推定する。 ・ 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである 1 次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、計測する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。 ・ 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉容器水位で計測する。

対応手段等	計器電源の喪失	計器電源の喪失時の対応	計測に必要な計器電源が喪失し監視機能が喪失した場合、以下の手段により特に重要なパラメータの計測又は監視を行う。 ・ 全交流動力電源喪失等により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電機、電源車、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）、蓄電池（重大事故等対処用）及び充電器（重大事故等対処用）等の運転により、計器へ給電する。 ・ 代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか一つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか一つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。
	記録		パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、緊急時データ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 緊急時データ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。

配 慮 す べ き 事 項	パ ラ メ ー タ の 選 定	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1～1.10、1.13、1.14のパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ(パラメータの分類:原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び格納容器への注水量、格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニユラス内の水素濃度等)は、以下のとおり分類する。 ・ 重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 ・ 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 ・ 補助的な監視パラメータ：主要パラメータのうち、現場運転状態、操作スイッチ表示灯及び関連警報等により監視が可能なパラメータ及び当該パラメータなしで操作の続行が可能なパラメータをいう。 さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。 ・ 重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を含む。）及び有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。
	の 原 状 子 態 炉 把 施 握 設	設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数等を明確化した運転手順書を整備する。
	確 か ら し さ の 考 慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 アニユラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

配 慮 す べ き 事 項	電 源 確 保	全交流動力電源及び直流電源喪失時は、空冷式非常用発電機、電源車、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）、蓄電池（重大事故等対処用）、及び充電器（重大事故等対処用）等の運転により、計器へ給電する。 給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
--	----------------------------	--

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（16／19）

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針 目的	重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。	
対応 手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉回路循環運転モードにより、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するとともに、マネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・ 非常用炉心冷却設備作動信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気空調設備の閉回路循環運転モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が閉回路循環運転モードにできない場合は、窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）による代替空気（窒素）供給及び手動によるダンパ操作により閉回路循環運転モードの系統構成を行い、空冷式非常用発電機による給電後、中央制御室換気空調設備を運転する。 ・ 中央制御室換気空調設備が閉回路循環運転モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。 ・ 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池により照明を確保し、空冷式非常用発電機による給電後、可搬型照明（S A）を可搬型照明用電源に接続し、中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し、中央制御室非常用照明が使用できない場合は、可搬型照明（S A）を使用する。 ・ 炉心出口温度等により、炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、発電長の指示により全面マスクを着用する。 ・ 運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、運転本部員は本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。
	汚染の持ち込み防止	「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池により照明を確保し、空冷式非常用発電機による給電後、可搬型照明（S A）を電源に接続し、チェンジングエリアの照明を引き続き確保する。
	配慮すべき事項	全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電機により中央制御室換気空調設備及び可搬型照明（S A）へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

配 慮 す べ き 事 項	放 射 線 管 理	チェンジングエリア内では、現場作業を行う運転員等の身体の汚染検査を行い、汚染が確認された場合、除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませる等適切に処理した後、放射性廃棄物として廃棄する。
--	----------------------------------	---

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（17／19）

1.17 監視測定等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等が発生した場合の発電所敷地境界付近の放射線量をモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、モニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、空冷式非常用発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングポストの電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合、原子炉施設を囲む8方位の放射線量を可搬型モニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等が発生した場合の放射性物質の濃度（空气中）の代替測定を可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である放射能観測車を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射能測定装置を使用する。 重大事故等が発生した場合の発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壤中）及び放射線量は、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等が発生した場合の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測設備により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測設備を使用する。
配慮すべき事項	測定頻度	重大事故が発生した場合の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壤中）及び海上モニタリングは、毎日1回以上とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等が発生した場合の風向、風速その他気象条件の測定は、気象観測設備及び可搬型気象観測設備による連続測定を行う。

配 慮 す べ き 事 項	バックグラウンド 低減対策	重大事故等の発生時に放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出によりモニタリングポスト配置場所の放射線量が通常のバックグラウンドより高い場合には、周辺の汚染レベルを確認し、汚染されている場所に応じて、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等が発生した場合の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射能測定装置が測定不能となった場合、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との 連携体制	重大事故等が発生した場合における敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して、策定されるモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備によりモニタリングポストへ給電する。 給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（18／19）

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等		
方針目的	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所換気設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 ・ 緊急時対策所を立ち上げる場合、緊急時対策所換気設備を起動するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、換気率を調整する。また、ブルーム放出時の緊急時対策所換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替えに備え、緊急時対策所加圧設備の系統構成等の準備を行う。 ・ 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所換気設備を起動する。 ・ 「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合、緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを、緊急時対策所付近へ可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）を設置し、放射線量の測定を開始する。 ・ 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）が重大事故等による指示値の有意な上昇傾向や炉心損傷が生じる等、ブルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替えのための要員配置を行う。 ・ 格納容器からブルームが放出され、可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタが重大事故等による指示値の有意な上昇傾向となった場合、速やかに緊急時対策所換気設備を緊急時対策所加圧設備へ切り替えるとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタの指示値が低下し、緊急時対策所周辺から希ガス等の放射性物質の影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所加圧設備を緊急時対策所換気設備へ切り替える。
	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が、緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるように通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。

対応手段等	必要な数の要員の収容	緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加え、格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。この要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員、現場作業を行う発電所災害対策本部要員等の対策要員の装備（電子式個人線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等の発生時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）である緊急時対策所用発電機から緊急時対策所へ給電する。 緊急時対策所用発電機は、必要に応じ、切替えを行う。
配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員と現場作業を行う発電所災害対策本部要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また、この要員の収容が適切に行えるようにトイレ、休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内では現場作業を行う発電所災害対策本部要員等の身体の汚染検査を行い、汚染が確認された場合、スクリーニングエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませる等適切に処理した後、放射性廃棄物として廃棄する。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器へ給電する。 給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

配 慮 す べ き 事 項	燃 料 補 給	緊急時対策所用発電機への給油は，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから，緊急時対策所用発電機給油ポンプにより，自動補給する。発電機運転中は，緊急時対策所用発電機給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の監視を行い，正常に自動補給されていることを確認する。 重大事故等発生後7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（44kl／基，2基）を管理する。
---------------------------------	------------------	--

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（19／19）

1.19 通信連絡に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。	
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等、重大事故等対策要員及び発電所災害対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所又は緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星携帯電話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、発電所災害対策本部要員が、緊急時対策所と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）を使用する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ）、緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）及びＳＰＤＳデータ表示装置へ給電する。 給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性（1／5）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	運転員等 （中央制御室，現場）	4	2 時間
		保守対応要員	2	
	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （現場）	2	20 分
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3 にて整備する。		
1.3	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2 にて整備する。		
	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2 にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等 （現場）	4	20 分
	窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室，現場）	4	1 時間 5 分
	蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室，現場）	2	30 分
1.4	格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室，現場）	2	30 分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水（運転員が系統構成する場合）	運転員等 （中央制御室，現場）	3	45 分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水（重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合）		3	1 時間 5 分
	可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水	保守対応要員	6	9 時間 30 分
		運転員等 （中央制御室，現場）	3	
	格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室，現場）	2	10 分
	B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	保守対応要員	4	1 時間
		運転員等 （中央制御室，現場）	2	
	電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード	保守対応要員	4	5 時間 10 分
		運転員等 （中央制御室，現場）	4	
	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3 にて整備する。		
	蓄圧タンクによる炉心注水	運転員等 （中央制御室，現場）	2	18 分

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性（2／5）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプを用いたA，B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水	運転員等 (中央制御室，現場)	3	13時間5分
保守対応要員	14			
1.6	A，B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。		
	余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替格納容器スプレイ	運転員等 (中央制御室，現場)	2	20分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（運転員が系統構成する場合）	運転員等 (中央制御室，現場)	3	34分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合）		3	59分
	可搬型代替注水大型ポンプを用いたA，B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。		
	可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給	保守対応要員	3	1時間45分 (初回)
	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給	保守対応要員	3	1時間25分 (2回目以降)
1.7	A，B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 (中央制御室，現場)	2	55分
	保守対応要員	2		
	余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替格納容器スプレイ	1.6にて整備する。		
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプを用いたA，B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 (中央制御室，現場)	3	13時間35分
		保守対応要員	16	
1.8	余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替格納容器スプレイ	運転員等 (中央制御室，現場)	2	20分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（運転員が系統構成する場合）	運転員等 (中央制御室，現場)	3	34分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合）		3	59分
	格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替炉心注水	1.4にて整備する。		
	常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水	1.4にて整備する。		

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性（3／5）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.8	B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	1.4 にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 （交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	運転員等 （中央制御室，現場）	2	1 時間 30 分
		保守対応要員	2	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 （全交流動力電源喪失時）	運転員等 （中央制御室，現場）	2	2 時間 10 分
		保守対応要員	2	
1.10	代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 （中央制御室）	1	49 分
		保守対応要員	2	
1.11	海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水	保守対応要員	6	7 時間 5 分
	可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ	重大事故等対策要員	24	2 時間
	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	1.12 にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	運転員等 （現場）	1	2 時間 25 分
		保守対応要員	2	
1.12	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制	重大事故等対策要員	16	8 時間 40 分
	シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制	運転員等 （中央制御室）	1	3 時間 45 分
		重大事故等対策要員	20	
	可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	1.11 にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対策要員	16	8 時間 40 分
1.13	海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から中間受槽への供給	保守対応要員	6	7 時間 40 分
	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2 にて整備する。		
	海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から復水タンクへの供給	保守対応要員	6	7 時間 20 分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	運転員等 （現場）	2	1 時間 35 分
		保守対応要員	2	

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性（4／5）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替	1.4にて整備する。		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	運転員等 （現場）	2	1時間 35分
		保守対応要員	2	
	格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替再循環運転	1.4にて整備する。		
	可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。		
	使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11及び1.12にて整備する。		
	燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	1.11及び1.12にて整備する。		
	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	1.12にて整備する。		
可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給	保守対応要員	3	1時間 50分	
1.14	空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室，現場）	3	18分
		保守対応要員	1	
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室，現場）	3	5時間 10分
		保守対応要員	4	
	受電後操作 （充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）の受電操作）	運転員等 （中央制御室，現場）	3	1時間 25分
		保守対応要員	2	
	受電後操作 （充電器（重大事故等対処用）の受電操作）	運転員等 （中央制御室，現場）	2	25分
	蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電	運転員等 （中央制御室，現場）	2	40分
	電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等 （中央制御室，現場）	2	5時間 30分
		保守対応要員	4	
	代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電機）	運転員等 （中央制御室，現場）	2	1時間
保守対応要員		1		
代替所内電気設備による給電（電源車）	運転員等 （中央制御室，現場）	2	5時間 10分	
	保守対応要員	4		

第10.2表 重大事故等対策における操作の成立性（5／5）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	空冷式非常用発電機への燃料（軽油）補給	運転員等 （中央制御室， 現場）	2	2 時間
		保守対応要員	4	
	電源車への燃料（軽油）補給	保守対応要員	3	1 時間 45 分
1.15	可搬型計測器による監視パラメータの計測	保守対応要員	1	1 時間
1.16	中央制御室非常用循環系の運転操作	運転員等 （中央制御室）	1	1 時間 30 分
		保守対応要員	2	
1.17	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射線管理班	2	1 時間 15 分 （1 箇所）
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	2	2 時間 55 分 （3 台）
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定	放射線管理班	4	3 時間 10 分 （7 台）
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1 時間 15 分 （1 箇所）
	可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	2 時間 15 分
	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1 時間 （1 箇所）
	海上モニタリング測定	放射線管理班	2	2 時間 50 分 （1 箇所）
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	放射線管理班	2	1 時間 5 分
1.18	緊急時対策所換気設備運転手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
	緊急時対策所エリアモニタ設置手順	放射線管理班	1	25 分
	緊急時対策所加圧設備への切替手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
	緊急時対策所換気設備への切替手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
	緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
	緊急時対策所用発電機起動手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
	緊急時対策所用発電機の切替手順	発電所災害対策 本部初動要員	1	2 分
1.19	—	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(2 次冷却系からの除熱機能喪失)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水系機能喪失の判断	—	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
補助給水系機能喪失時の対応	—	—	—
1 次冷却系のフィードアンドブリード開始	主蒸気逃がし弁 燃料取替用水タンク 充てん／高压注入ポンプ 高压注入ポンプ 加圧器逃がし弁	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 蒸気発生器水位 (広域) ほう酸注入ライン流量 高压注入ポンプ出口流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
高压再循環運転への切替え	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん／高压注入ポンプ 高压注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ほう酸注入ライン流量 高压注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
蒸気発生器水位回復の判断	—	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	—	余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 加圧器水位
1 次冷却系のフィードアンドブリード停止	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1 次冷却材圧力 余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(全交流動力電源喪失) (1/3)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1 次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域)
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
1 次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
1 次冷却材ポンプ封水戻りライン隔離弁等の閉止	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(全交流動力電源喪失) (2/3)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク (北側) 燃料油貯蔵タンク (南側)	可搬型代替注水中型 ポンプ タンクローリ	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
不要直流電源負荷切離し	蓄電池 (安全上重要な設備に 供給する蓄電池) 蓄電池 (重大事故等対処用)	—	—
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル 発電機用)	可搬型燃料給油ポン プ	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却の再開	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
常設低圧代替注水ポンプによる代 替炉心注水	空冷式非常用発電機 常設低圧代替注水ポンプ 燃料取替用水タンク 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル 発電機用)	可搬型燃料給油ポン プ	1 次冷却材圧力 加圧器水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 常設低圧代替注水ポンプ出口 積算流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(全交流動力電源喪失) (3/3)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) 窒素ポンベ(中央制御室換気系ダンパ用) 可搬型燃料給油ポンプ	—
格納容器内自然対流冷却及び高压代替再循環運転	A, B 格納容器再循環ユニット 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B 余熱除去ポンプ(海水冷却) B 高压注入ポンプ(海水冷却) 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク※1	可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ 可搬型燃料給油ポンプ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力(AM) 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA) 高压注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器再循環サンプ水位(広域) 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク(北側) 燃料油貯蔵タンク(南側)	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位(狭域) 蒸気発生器水位(広域) 復水タンク水位 補助給水流量
原子炉補機冷却系の復旧作業	—	—	—

※1：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(北側)又は(南側)を使用する。空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)を使用する。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(原子炉補機冷却機能喪失) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	—	—	—
原子炉補機冷却機能喪失時の対応	—	—	—
1 次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
補助給水系機能維持の判断	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
1 次冷却材ポンプ封水戻りライン隔離弁等の閉止	—	—	—
主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク (北側) 燃料油貯蔵タンク (南側)	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) 窒素ポンベ(中央制御室換気系ダンパ用)	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(原子炉補機冷却機能喪失) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系 強制冷却の再開	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
常設低圧代替注水ポンプによる代 替炉心注水	常設低圧代替注水ポンプ 燃料取替用水タンク	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 常設低圧代替注水ポンプ出口 積算流量
格納容器内自然対流冷却及び高圧 代替再循環運転	A, B 格納容器再循環ユニッ ト 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスク リーン B 余熱除去ポンプ (海水冷 却) B 高圧注入ポンプ (海水冷 却) 燃料油貯蔵タンク (北側) 燃料油貯蔵タンク (南側)	可搬型代替注水大型 ポンプ タンクローリ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口 温度/出口温度 (SA) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
原子炉補機冷却系の復旧作業	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(原子炉格納容器の除熱機能喪失) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
1 次冷却材漏えいの判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
燃料取替用水タンクの補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
低圧及び高圧再循環運転への切替え	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1 次冷却材圧力 ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
原子炉格納容器スプレイ系機能喪失の判断	—	—	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(原子炉格納容器の除熱機能喪失) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器スプレイ系機能喪失時の対応	—	—	原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (S A) 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (S A) 主蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量
格納容器内自然対流冷却	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却海水ポンプ A, B 格納容器再循環ユニット	窒素ボンベ (原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (S A) 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (S A)
再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却海水ポンプ A, B 格納容器再循環ユニット	窒素ボンベ (原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (S A) 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (S A) 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(原子炉停止機能喪失)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動トリップ不能の判断	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動及び作動状況確認	多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備） 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水流量 復水タンク水位
緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 急速ほう酸補給弁	—	ほう酸タンク水位
原子炉未臨界状態の確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 加圧器水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力
1 次冷却系の減温，減圧	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水流量 復水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(E C C S 注水機能喪失) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
1 次冷却材漏えいの判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
高圧注入系機能喪失の判断	—	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 燃料取替用水タンク水位
高圧注入系機能喪失時の対応	—	—	—

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(E C C S 注水機能喪失) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
電気式水素燃焼装置動作状況確認	—	—	—
主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系 強制冷却	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼ ル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
余熱除去ポンプによる低圧注入開 始の確認	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼ ル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 原子炉容器水位 燃料取替用水タンク水位 余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
燃料取替用水タンクの補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼ ル発電機用)	—	1 次冷却材圧力
低圧再循環運転への切替え	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスク リーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼ ル発電機用)	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 余熱除去ライン流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(E C C S 再循環機能喪失) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
格納容器スプレイ作動状況の確認	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度
1 次冷却材漏えいの判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
燃料取替用水タンクの補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位
低圧及び高圧再循環運転への切替え	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
低圧及び高圧再循環運転への切替失敗の判断	—	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(E C C S 再循環機能喪失) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
低圧及び高圧再循環運転への切替 失敗時の対応	—	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域) 補助給水流量 復水タンク水位
代替再循環運転による炉心冷却	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスク リーン 格納容器スプレイポンプ 余熱除去冷却器 代替再循環配管	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
原子炉格納容器の健全性維持	格納容器再循環サンプ 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプスク リーン	—	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(インターフェイスシステム LOCA) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
余熱除去系からの漏えいの判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度
余熱除去系隔離	—	—	燃料取替用水タンク水位 余熱除去ライン流量
余熱除去系の隔離失敗の判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位
燃料取替用水タンクの補給操作	—	—	燃料取替用水タンク水位
主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系の減圧	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 加圧器水位 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(インターフェイスシステム LOCA) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
現場での余熱除去系の隔離及び余熱除去系からの漏えい停止確認	余熱除去ポンプ入口弁	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度
蒸気発生器 2 次側を使用した除熱の確認	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(蒸気発生器伝熱管破損) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
蒸気発生器細管漏えいの判断	—	—	主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 加圧器水位 1 次冷却材圧力
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位
破損側蒸気発生器の隔離	主蒸気隔離弁	—	—
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域)
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位 燃料取替用水タンク水位
加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系の減圧	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(蒸気発生器伝熱管破損) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
高压注入から充てん注入への切替え	充てん／高压注入ポンプ 高压注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 加圧器水位 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) ほう酸注入ライン流量 高压注入ポンプ出口流量 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量 加圧器水位 1 次冷却材圧力
1 次冷却系と破損側蒸気発生器均圧操作による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量
1 次冷却系のフィードアンドブリード	充てん／高压注入ポンプ 燃料取替用水タンク 加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
代替再循環運転への切替え	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器スプレイポンプ 余熱除去冷却器 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水タンク水位

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(格納容器過圧破損) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
1 次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) 窒素ポンベ(中央制御室換気系ダンパ用) 可搬型燃料給油ポンプ	—
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位 1 次冷却材圧力
低圧注入系及び高圧注入系の作動不能並びに格納容器スプレイ自動作動の確認	—	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(格納容器過圧破損) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
電気式水素燃焼装置起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量
炉心損傷の判断	—	—	格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置動作状況確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	燃料取替用水タンク 常設低圧代替注水ポンプ 復水タンク 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
水素濃度監視	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク※ 1	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ 可搬型燃料給油ポンプ	可搬型格納容器水素濃度計測装置
格納容器内自然対流冷却	A, B 格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク (北側) 燃料油貯蔵タンク (南側)	可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)

※ 1 : 可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク (北側) 又は (南側) を使用する。空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(格納容器過温破損) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
1 次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) 窒素ポンベ(中央制御室換気系ダンパ用) 可搬型燃料給油ポンプ	—
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位 1 次冷却材圧力
低圧注入系, 高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	—	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(格納容器過温破損) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
電気式水素燃焼装置起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) ほう酸注入ライン流量 高压注入ポンプ出口流量
炉心損傷の判断	—	—	格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置動作状況確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
常設低压代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	燃料取替用水タンク 常設低压代替注水ポンプ 復水タンク 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 常設低压代替注水ポンプ出口積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
水素濃度監視	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク※ 1	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ 可搬型燃料給油ポンプ	可搬型格納容器水素濃度計測装置
格納容器内自然対流冷却	A, B 格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク (北側) 燃料油貯蔵タンク (南側)	可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)

※ 1 : 可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (北側) 又は (南側) を使用する。空冷式非常用発電機の燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「格納容器過温破損」と同様である。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「格納容器過圧破損」と同様である。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(水素燃焼) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
1 次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) 窒素ポンベ(中央制御室換気系ダンパ用) 可搬型燃料給油ポンプ	—
補助給水系機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)	蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量 復水タンク水位 1 次冷却材圧力
低圧注入系, 高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	—	—	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(水素燃焼) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
電気式水素燃焼装置起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) ほう酸注入ライン流量 高压注入ポンプ出口流量
炉心損傷の判断	—	—	格納容器エリアモニタ (高レンジ) 格納容器エリアモニタ (低レンジ) 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置動作状況確認	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
常設低压代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	燃料取替用水タンク 常設低压代替注水ポンプ 復水タンク 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 格納容器スプレイ積算流量 常設低压代替注水ポンプ出口積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
水素濃度監視	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク※ 1	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ 可搬型燃料給油ポンプ	可搬型格納容器水素濃度計測装置
格納容器内自然対流冷却	A, B 格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク (北側) 燃料油貯蔵タンク (南側)	可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)

※ 1 : 可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (北側) 又は (南側) を使用する。空冷式非常用発電機の燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

本格納容器破損モードに対応する事故対処のために必要な施設は「格納容器過圧破損」と同様である。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設（想定事故 1）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット温度及び水位の確認	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	—	—	使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピットへの注水操作	燃料油貯蔵タンク（北側） 燃料油貯蔵タンク（南側）	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位 (広域) （使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む。）

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設（想定事故 2）

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット温度上昇の確認	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	—	—	使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピットへの注水操作	燃料油貯蔵タンク（北側） 燃料油貯蔵タンク（南側）	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	使用済燃料ピット水位 (AM) 使用済燃料ピット温度 (AM) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位 (広域) (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む。)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(運転停止中における余熱除去機能喪失) (1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去系機能喪失の判断	—	—	余熱除去ライン流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
充てん／高圧注入ポンプ等による炉心注水	—	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位
常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水の準備	—	—	—
燃料取替用水タンクによる重力注水	—	—	燃料取替用水タンク水位 加圧器水位
炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保操作	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 燃料取替用水タンク 常設低圧代替注水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位 余熱除去ライン流量 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(運転停止中における余熱除去機能喪失) (2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	常設低圧代替注水ポンプ 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器スプレイポンプ 余熱除去冷却器 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用) 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却海水ポンプ A, B 格納容器再循環ユニット	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ライン流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(運転停止中における全交流動力電源喪失)(1/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	—	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応	空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	—
燃料取替用水タンクによる重力注水	—	—	燃料取替用水タンク水位 加圧器水位
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 常設低圧代替注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	可搬型燃料給油ポンプ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 常設低圧代替注水ポンプ出口 積算流量

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(運転停止中における全交流動力電源喪失)(2/2)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用) 窒素ポンベ(中央制御室換気系ダンパ用) 可搬型燃料給油ポンプ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力(AM)
格納容器内自然対流冷却及び低圧代替再循環運転	A, B 格納容器再循環ユニット 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B 余熱除去ポンプ(海水冷却) 空冷式非常用発電機 燃料油貯蔵タンク※1	可搬型代替注水大型ポンプ タンクローリ 可搬型燃料給油ポンプ	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力(AM) 格納容器内温度 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA) 加圧器水位 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 余熱除去ライン流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)
原子炉補機冷却系の復旧作業	—	—	—

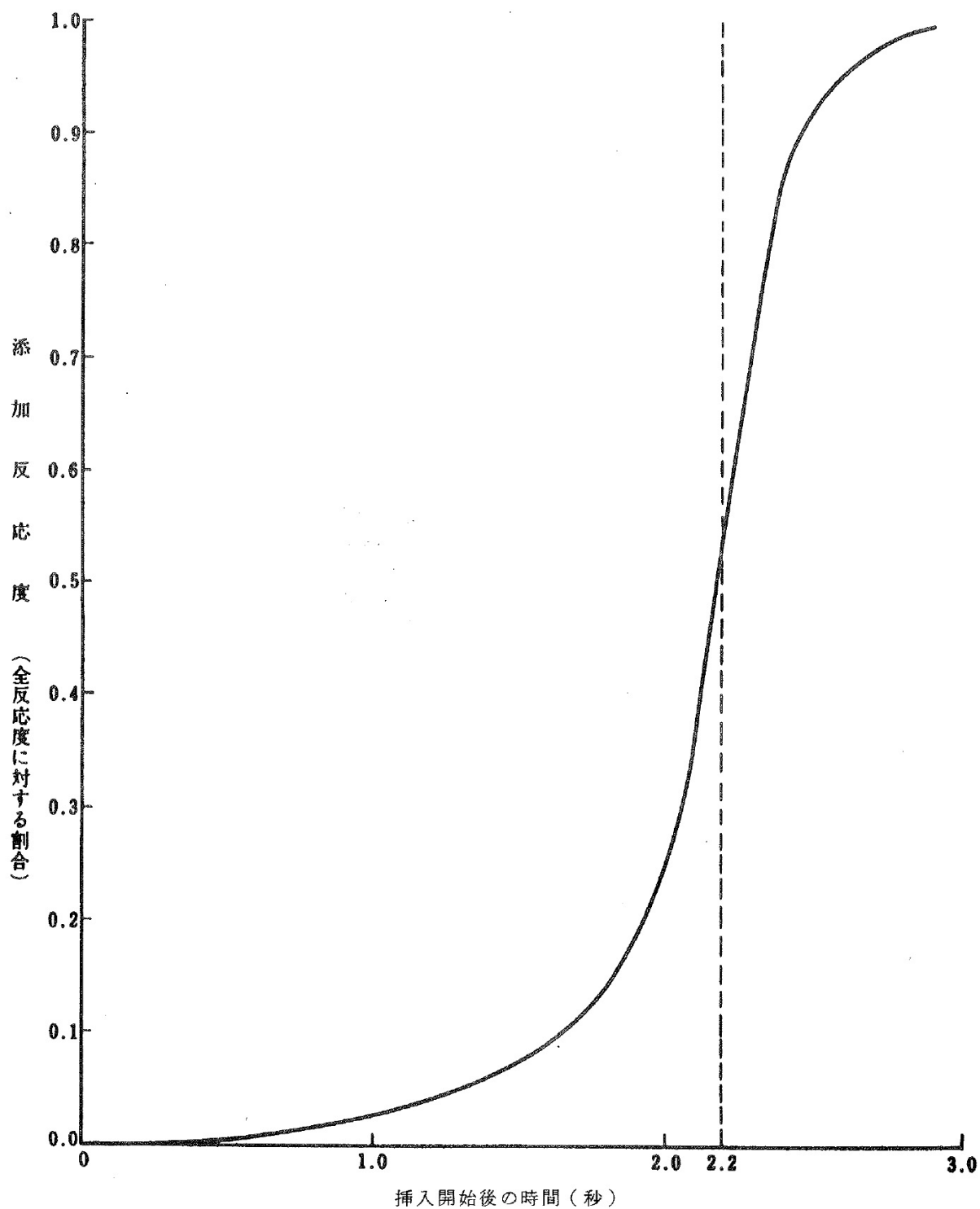
※1：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(北側)又は(南側)を使用する。空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)を使用する。

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(運転停止中における原子炉冷却材の流出)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
1 次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	—	—	余熱除去ライン流量
余熱除去機能喪失時の対応	—	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	—	—	—
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用)	—	格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM)
代替再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器スプレイポンプ 余熱除去冷却器 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却海水ポンプ A, B 格納容器再循環ユニット	窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク用)	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ライン流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器圧力 原子炉格納容器圧力 (AM) 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA)

第 10.3 表 事故対処するために必要な施設
(運転停止中における反応度の誤投入)

判断及び操作	重大事故等対処設備		
	常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	—	—	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	—	—	—
希釈停止操作	—	—	—
緊急ほう酸注入操作	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高压注入ポンプ 急速ほう酸補給弁	—	ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
未臨界状態の維持確認	—	—	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束



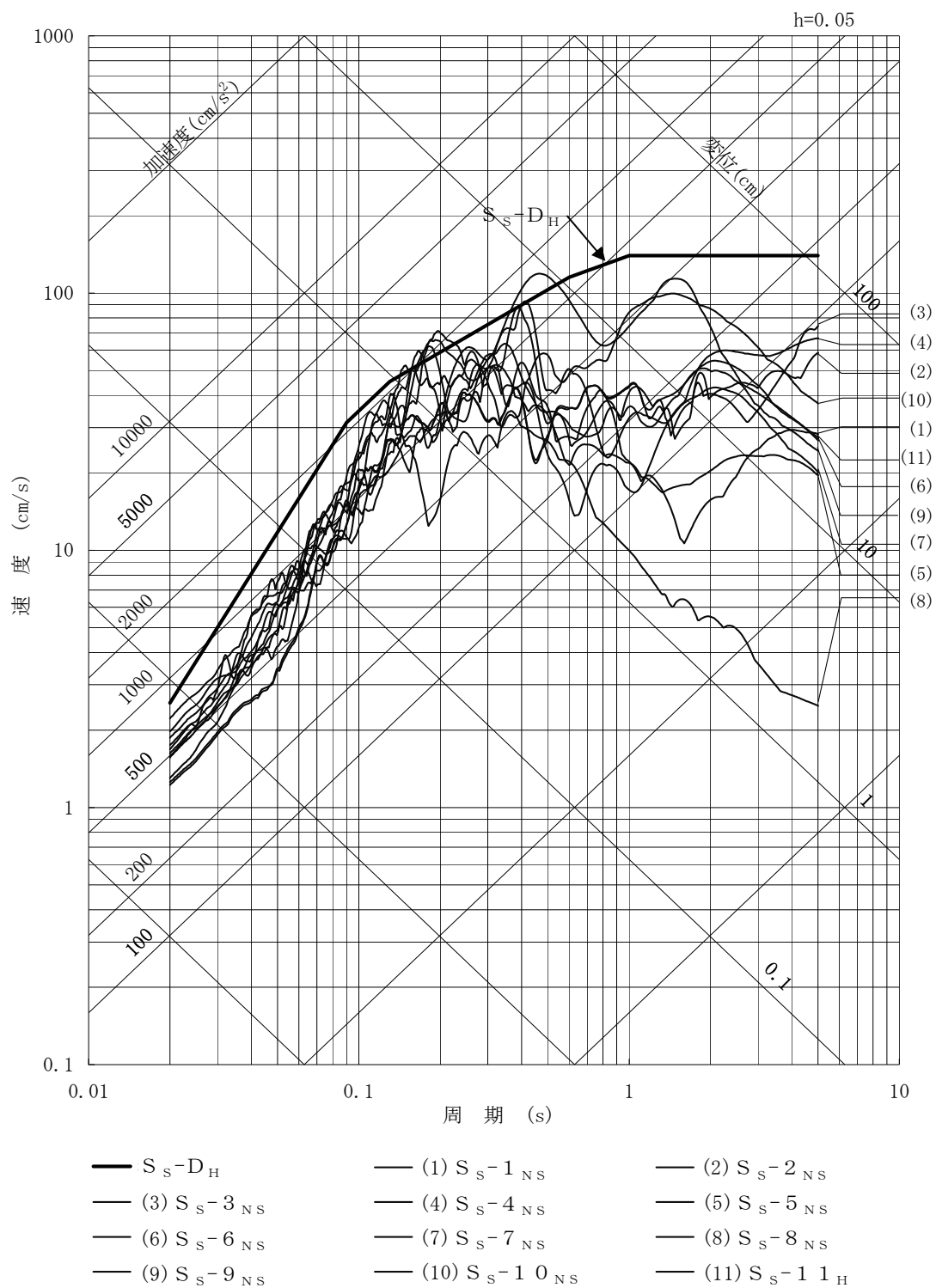
第 10-2 図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

申 請 書 図 面

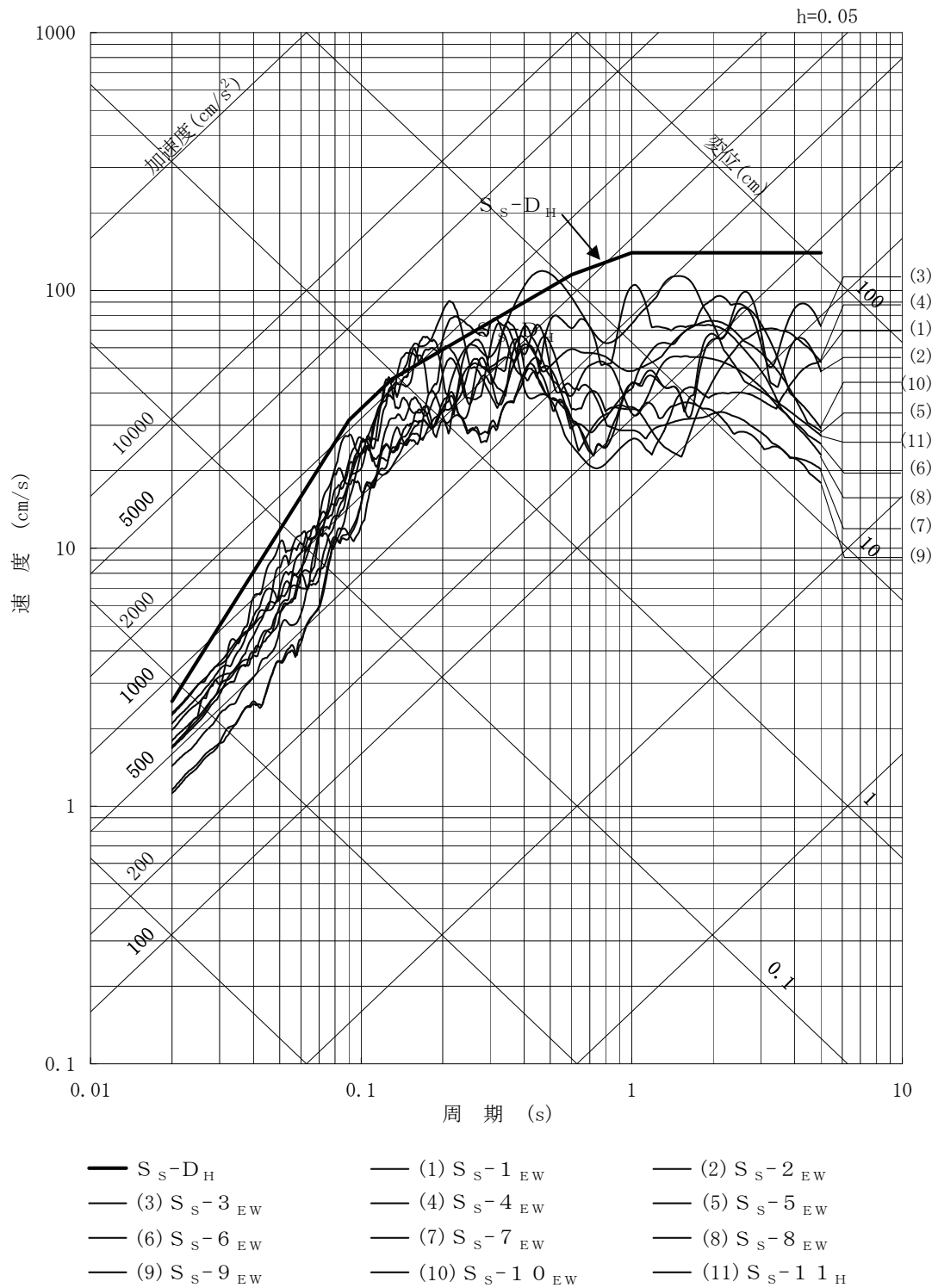
申請書図面として，下記図面を追加する。

記

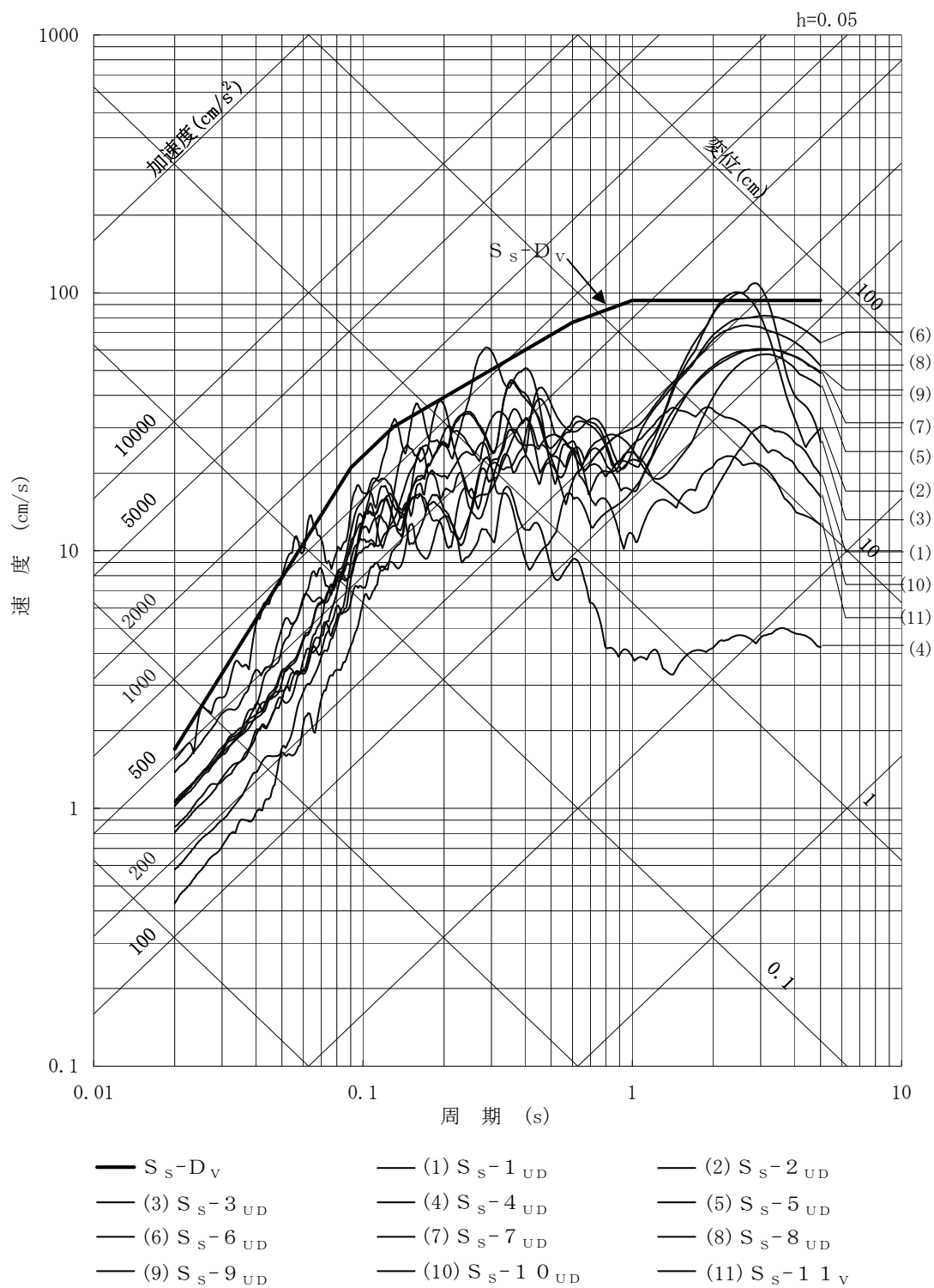
- 第5.1図 基準地震動 S_s の応答スペクトル（N S 方向）
- 第5.2図 基準地震動 S_s の応答スペクトル（E W 方向）
- 第5.3図 基準地震動 S_s の応答スペクトル（鉛直方向）
- 第5.4図 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
- 第5.5図 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
（N S 方向）
- 第5.6図 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
（E W 方向）
- 第5.7図 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
（U D 方向）
- 第5.8図 震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 S_s の時刻歴波形
- 第5.9図 基準津波の定義位置
- 第5.10図 (1) 基準津波の時刻歴波形
- 第5.10図 (2) 基準津波の時刻歴波形



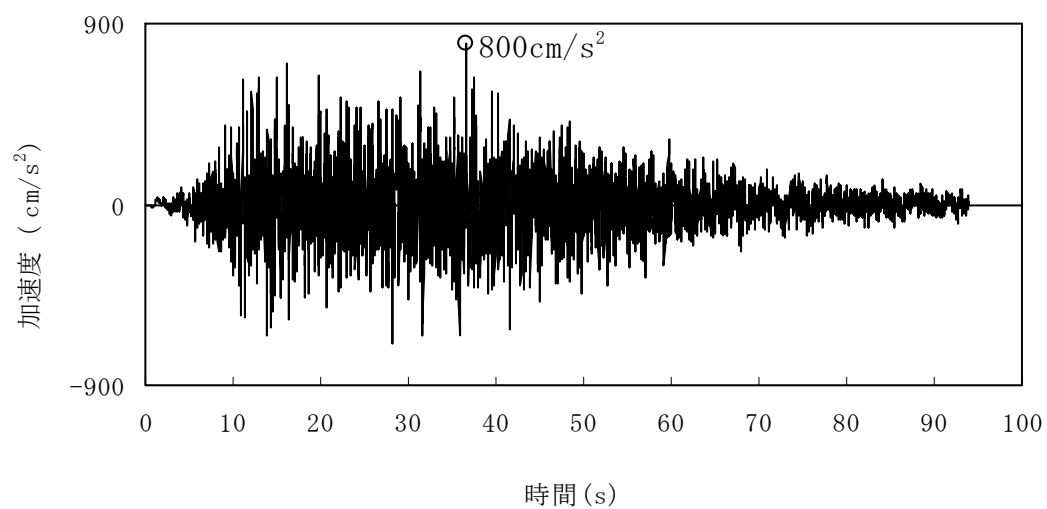
第5.1図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (NS方向)



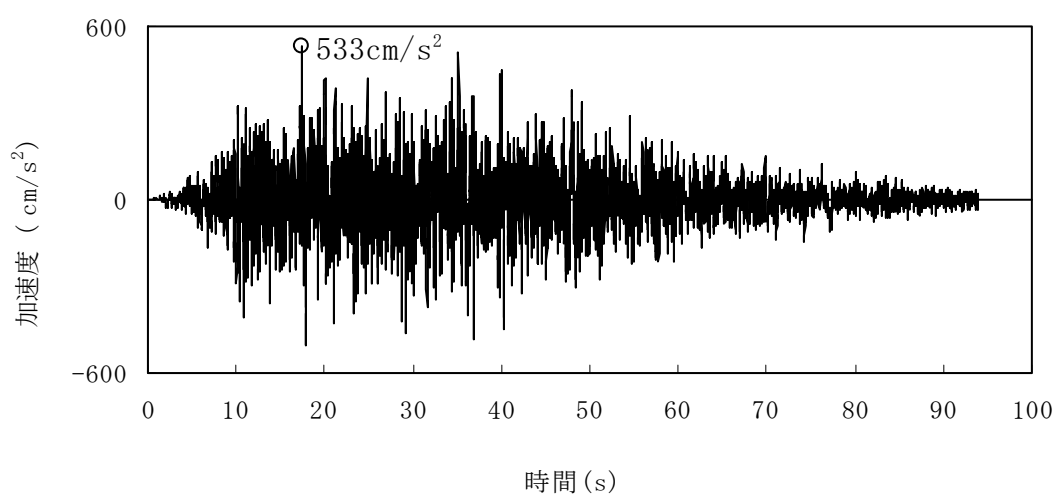
第5.2図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (EW方向)



第5.3図 基準地震動 S_s の応答スペクトル (鉛直方向)

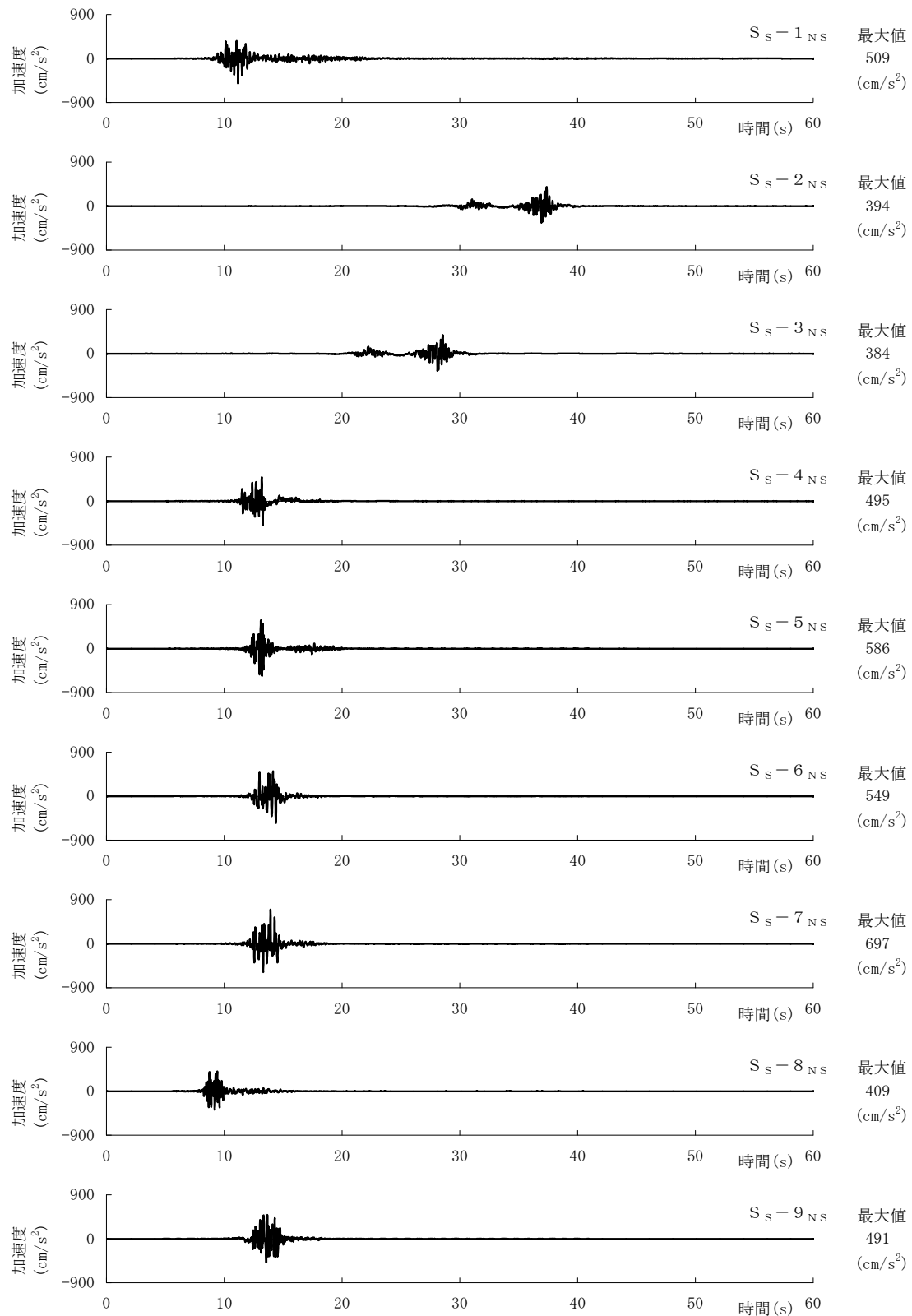


水平方向 ($S_s - D_H$)

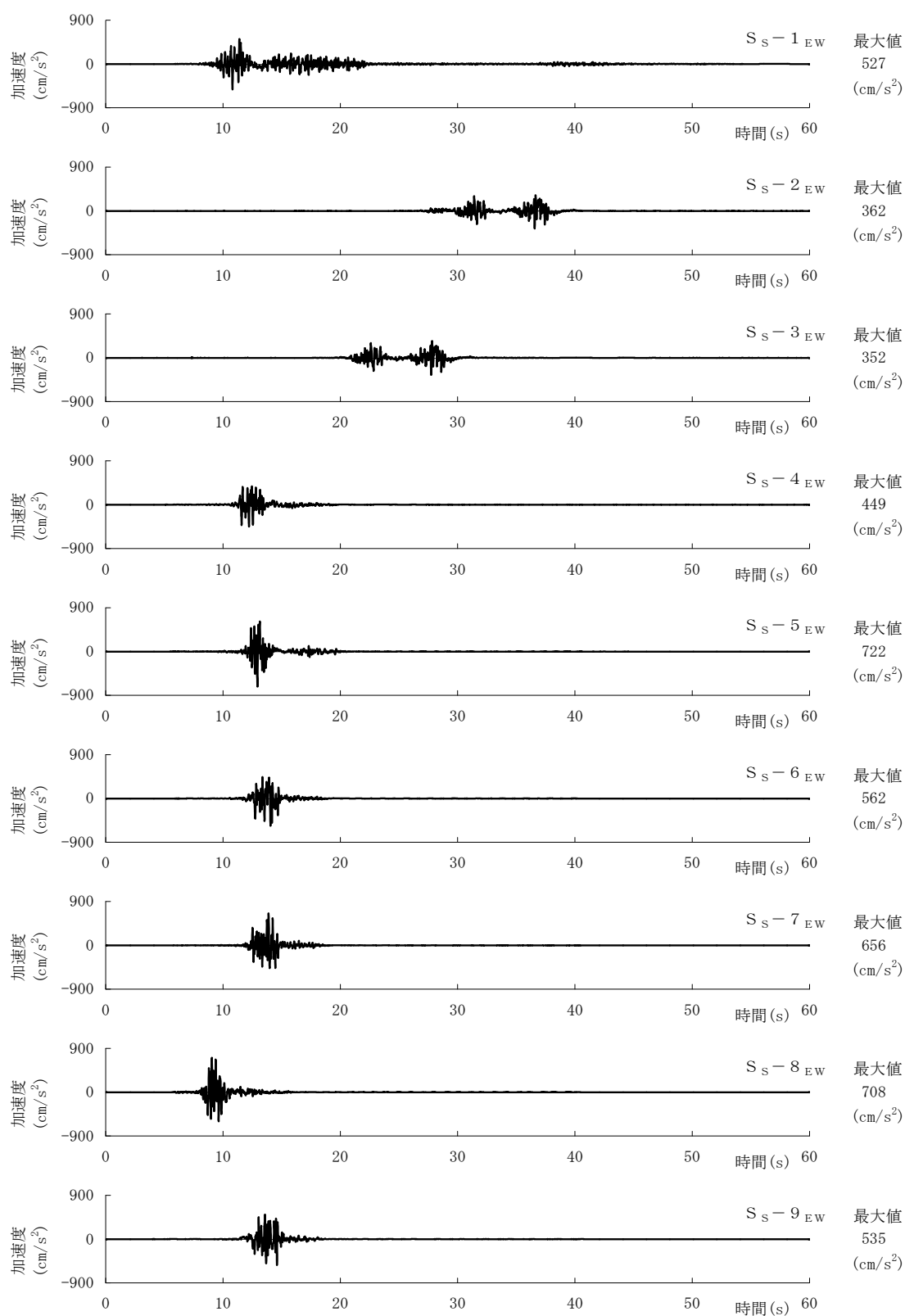


鉛直方向 ($S_s - D_V$)

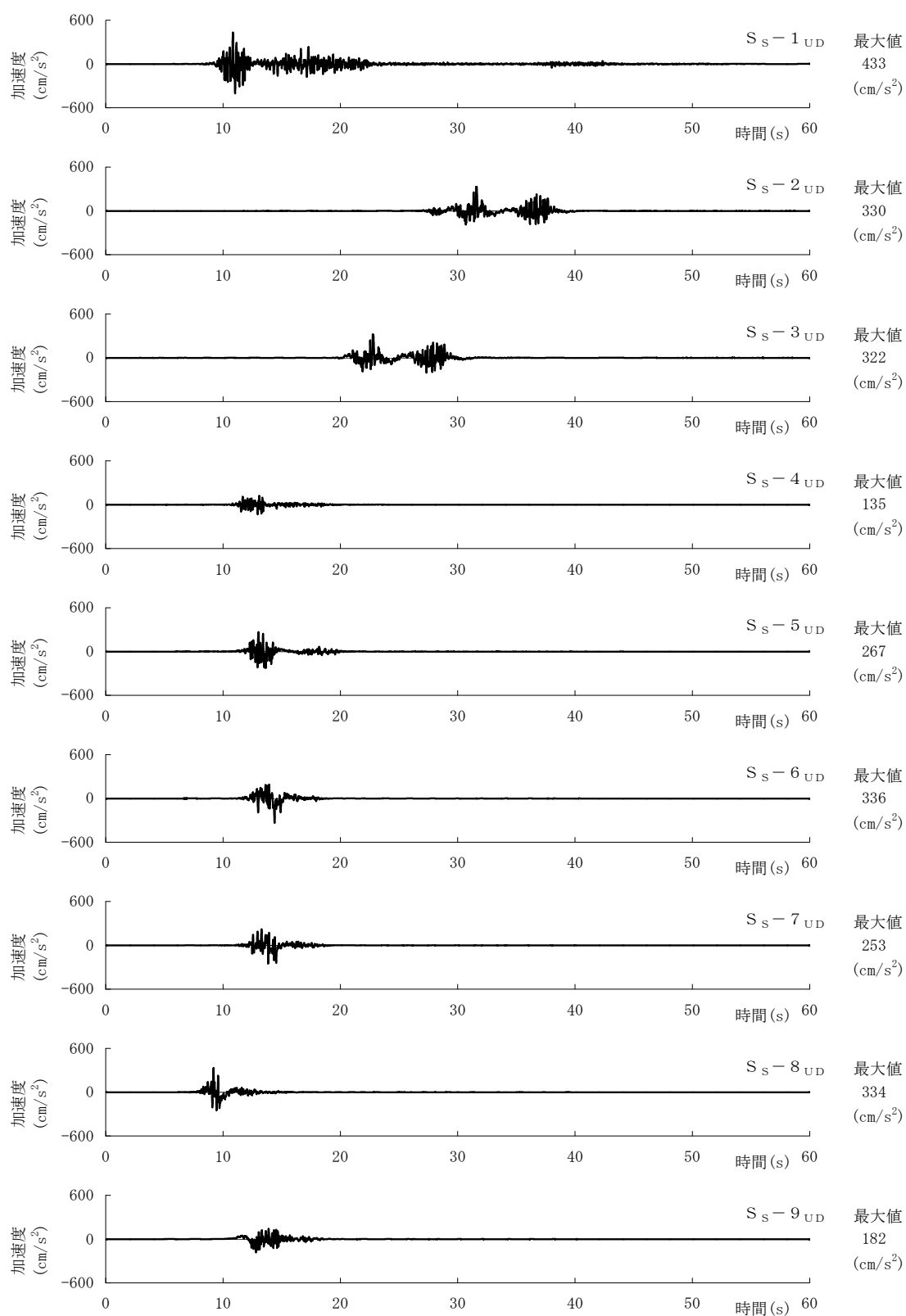
第5.4図 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形



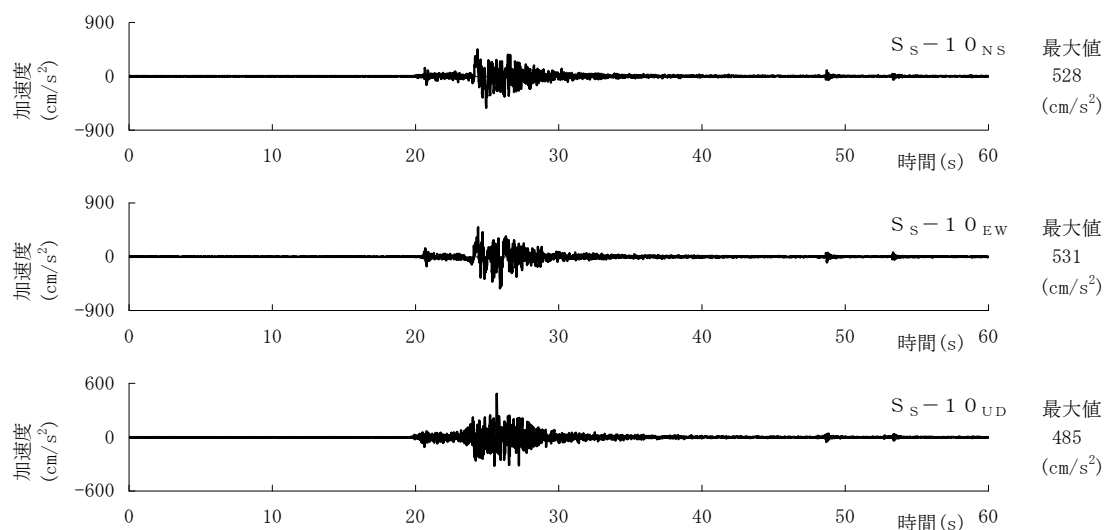
第5.5図 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
(N S 方向)



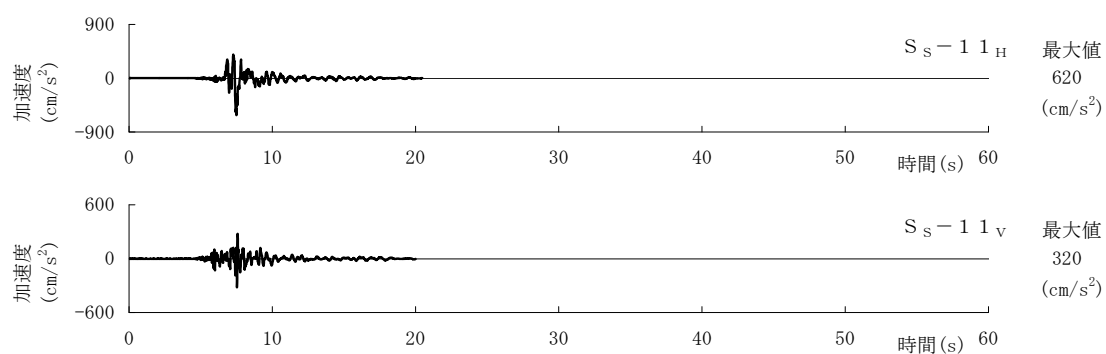
第5.6図 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
(EW方向)



第5.7図 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s の時刻歴波形
(UD方向)

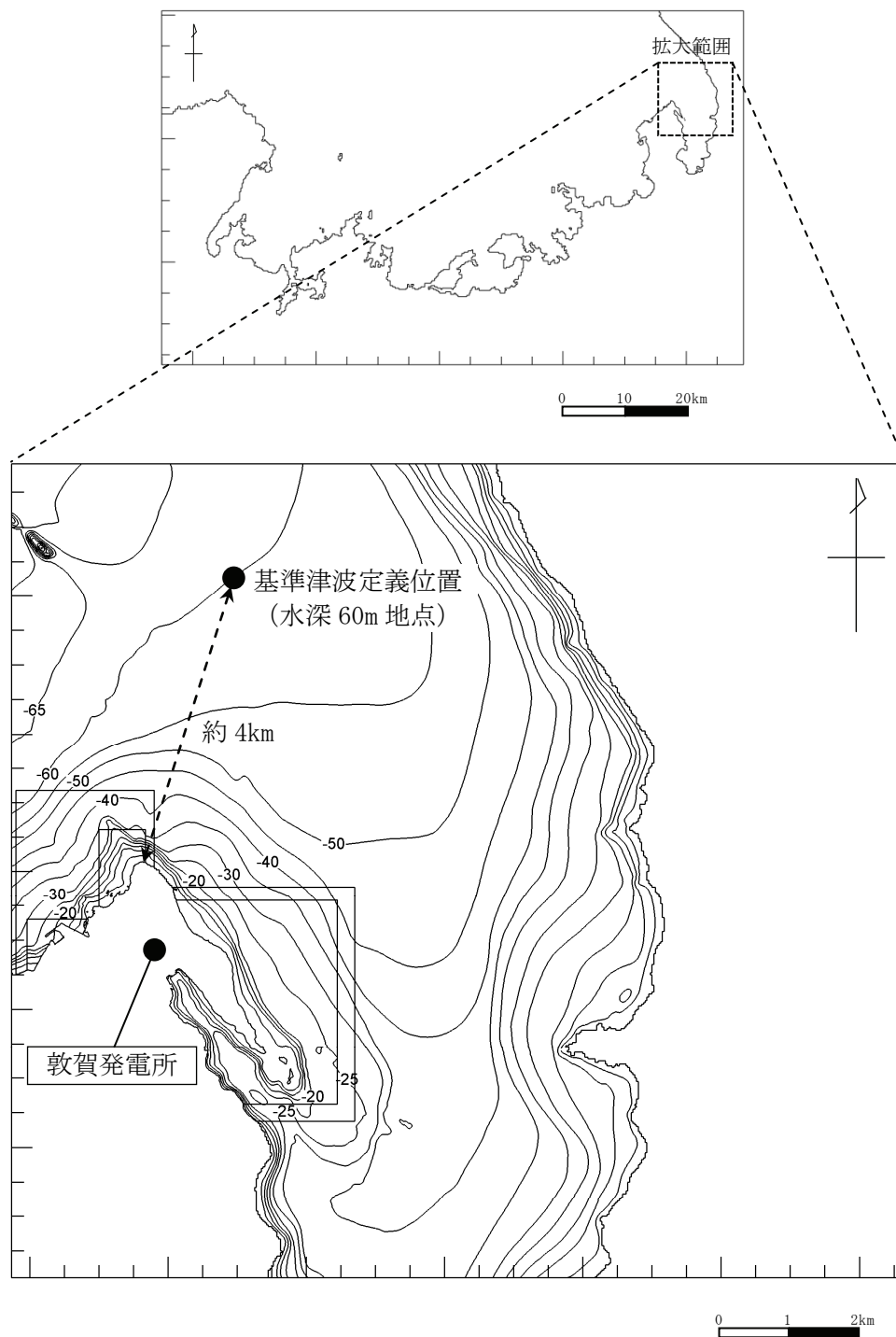


S_s - 1 0 (2000 年鳥取県西部地震)

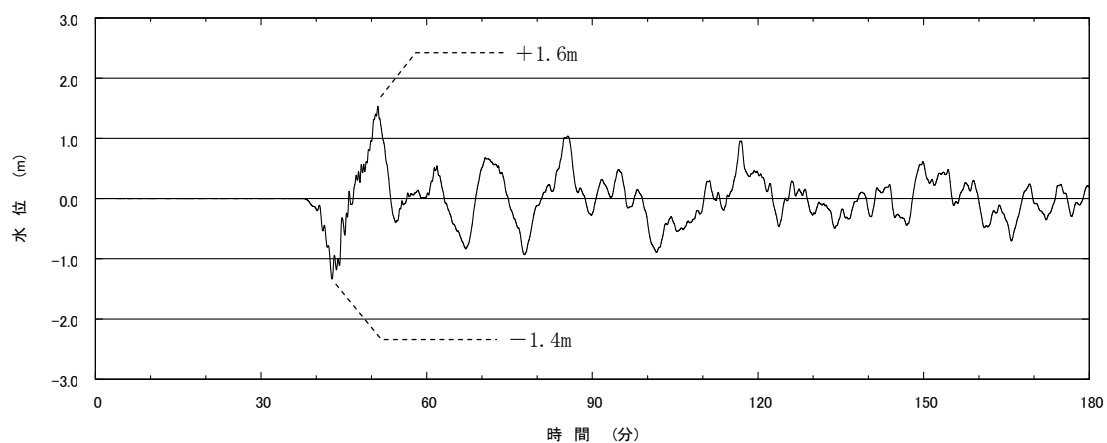


S_s - 1 1 (2004 年北海道留萌支庁南部地震)

第5.8図 震源を特定せず策定する地震動による基準地震動 S_s の時刻歴波形

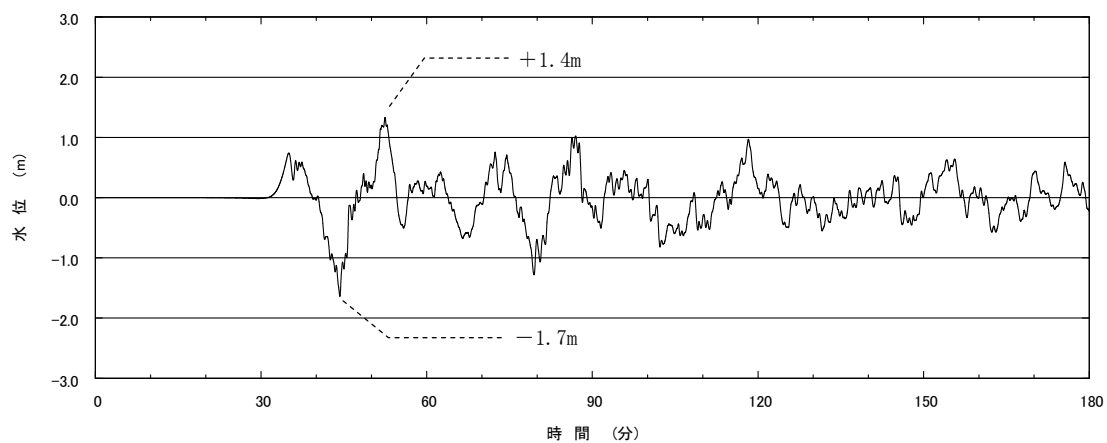


第5.9図 基準津波の定義位置



基準津波 1

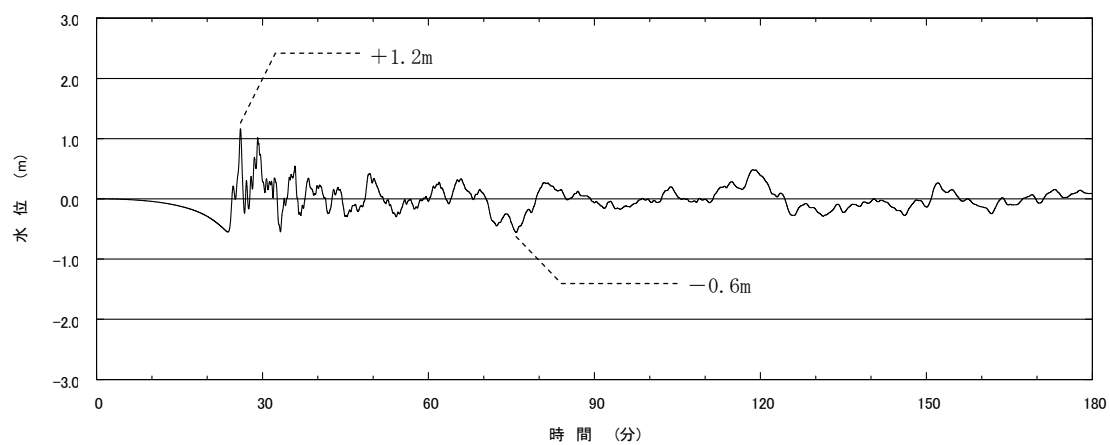
(隠岐トラフ海底地すべり (エリアBのE_s-K5))



基準津波 2

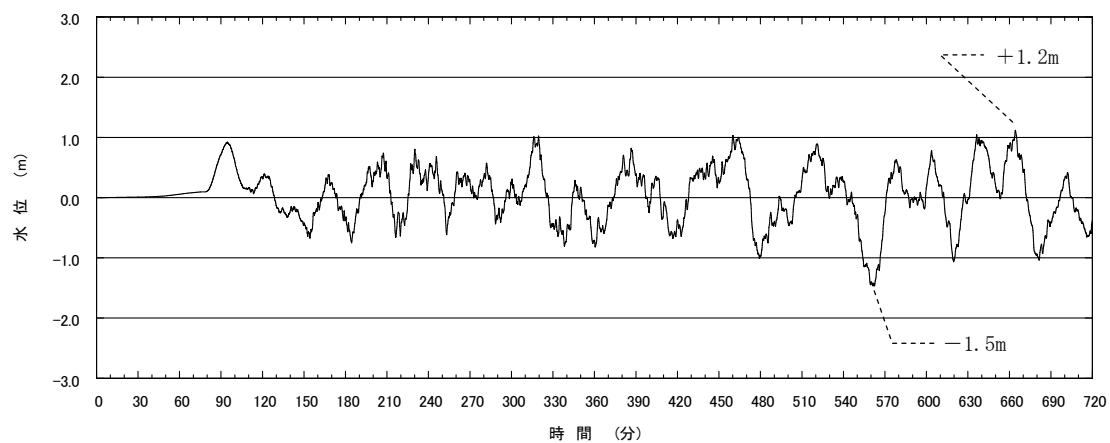
(若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり (エリアBのE_s-K5)
の組み合わせ)

第5.10図 (1) 基準津波の時刻歴波形



基準津波 3

(F O - A断層～F O - B断層～熊川断層)



基準津波 4

(秋田県の波源モデル)

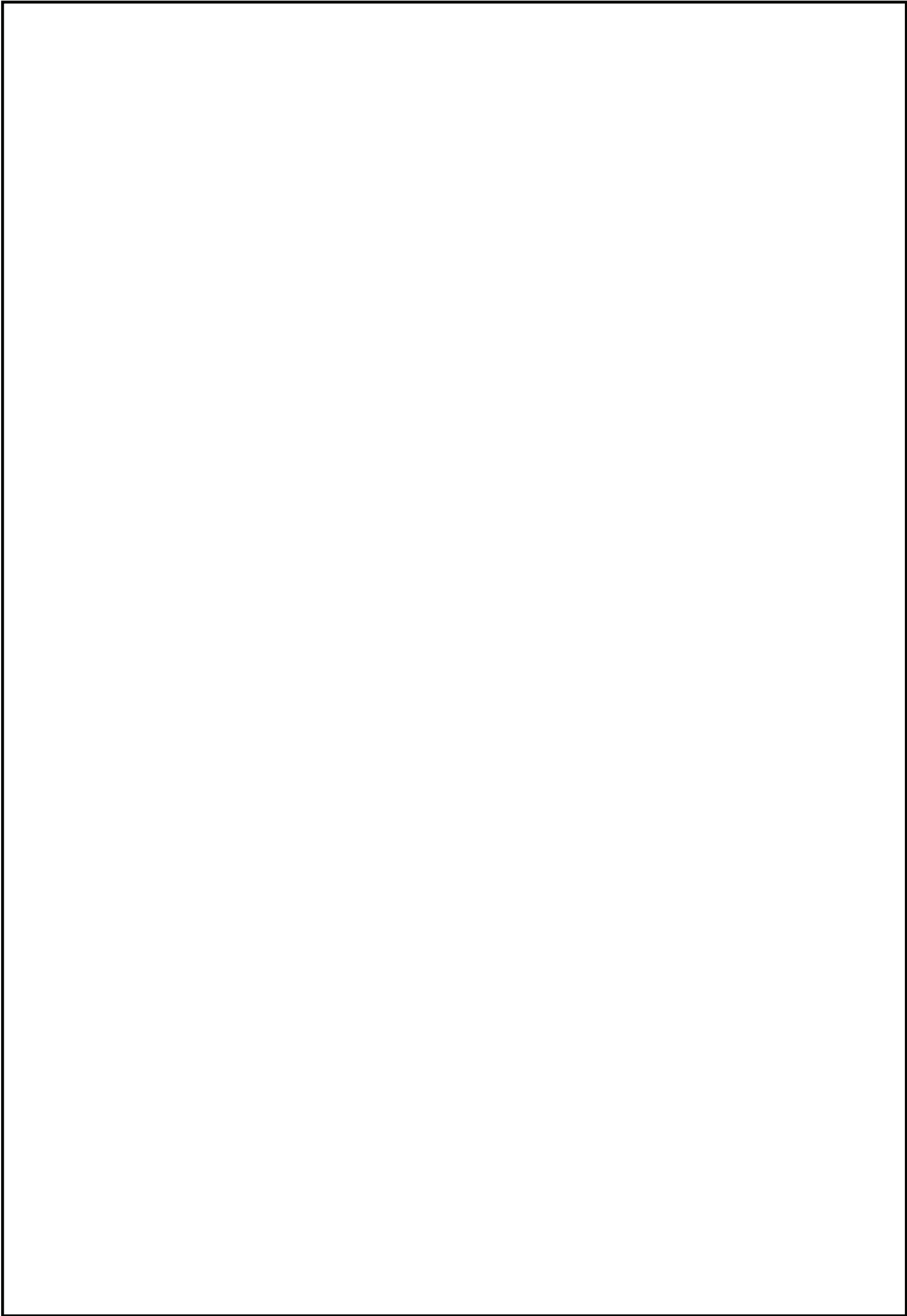
第5.10図 (2) 基準津波の時刻歴波形

申請書添付参考図面

申請書添付参考図面を次のとおり変更する。

「第 2 図 発電所敷地付近地図(2) (添付書類 六 第 1.1.1 図)」及び「第 3 図 発電所構内配置図 (添付書類 八 第 2.4.1 図)」を添付 1 のとおり変更する。

また、「第 4 図 主要建屋平面図 (地下 4 階, 地下 3 階) (添付書類 八 第 2.5.1 図)」を「第 3 図 主要建屋平面図 (地下 4 階, 地下 3 階) (添付書類 八 第 2.5.1 図)」に, 「第 5 図 主要建屋平面図 (地下 2 階) (添付書類 八 第 2.5.2 図)」を「第 4 図 主要建屋平面図 (地下 2 階) (添付書類 八 第 2.5.2 図)」に, 「第 6 図 主要建屋平面図 (地下 1 階) (添付書類 八 第 2.5.3 図)」を「第 5 図 主要建屋平面図 (地下 1 階) (添付書類 八 第 2.5.3 図)」に, 「第 7 図 主要建屋平面図 (1 階) (添付書類 八 第 2.5.4 図)」を「第 6 図 主要建屋平面図 (1 階) (添付書類 八 第 2.5.4 図)」に, 「第 8 図 主要建屋平面図 (2 階) (添付書類 八 第 2.5.5 図)」を「第 7 図 主要建屋平面図 (2 階) (添付書類 八 第 2.5.5 図)」に, 「第 9 図 主要建屋平面図 (3 階) (添付書類 八 第 2.5.6 図)」を「第 8 図 主要建屋平面図 (3 階) (添付書類 八 第 2.5.6 図)」に, 「第 9.2 図 雑固体処理建屋平面図 (添付書類 八 第 2.5.9 図)」を「第 9 図 雑固体処理建屋平面図 (添付書類 八 第 2.5.9 図)」に変更する。



第 2 図 発電所全体配置図 (添付書類六 第 7.1.1 図)
(添付書類八 第 2.4.1 図)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。