

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第26回)
ご説明資料

委員からの指摘事項等を踏まえた論点及び 県民意見を踏まえた論点への説明

2024年2月14日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

事前予測できず竜巻が襲来した場合も含めた竜巻対策の成立性や時間的余裕等について

【説明概要】

竜巻襲来の事前予測に関しては、近年、国内で発生した日本版改良藤田スケール1以上の竜巻について、**すべての竜巻の発生より以前に注意報等が発表されていることを確認した**。これより、**竜巻襲来の事前予測の信頼性は高いと判断した**。

また、準備体制が間に合わない状態で竜巻が襲来した場合でも、**重要設備は原子炉建屋内等の鉄筋コンクリート躯体等に囲まれた内部に離隔等を講じて設置しており、想定を上回る竜巻の被害でプラントの安全性が脅かされる可能性は低いと判断**。万一、**既存の設計基準事故対処施設の機能が失われた場合は、新設した重大事故等対処設備を活用し、原子炉等の安全を確保可能**

1. 発電所における竜巻襲来時の防護対応

○発電所への竜巻襲来時の主な防護対応は以下のとおり。

- ① 気象庁より事前に発表される**竜巻に関する注意報等を受信**することで、**竜巻の襲来の兆候を早期に検知**する。
- ② 発電所内に**竜巻襲来の準備体制**を発令し、以下の対応を行い竜巻襲来に備える。
(所内への周知, 車両の固縛・退避, 扉の閉止, 作業の中止・人員の避難等)

竜巻の早期検知と準備体制確立の流れ

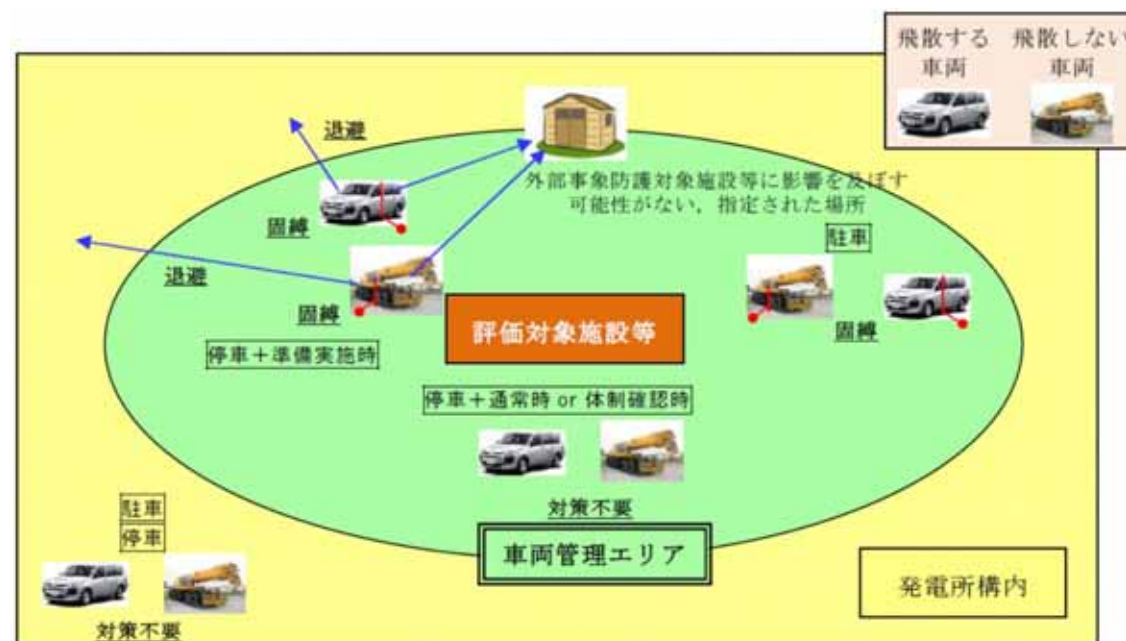
発電所の通常運用時



- ①**竜巻に関する注意報等を受信**
(雷注意報(竜巻又は突風), 竜巻注意情報等)
竜巻襲来の兆候を早期検知



- ②**竜巻準備体制の確認・作業実施**
(所内周知, 車両の固縛・退避, 避難等)
準備・作業等時間: 30分以内を想定



発電所への入構車両の管理イメージ(例)

○次項より、竜巻襲来に対する準備体制発令の起点となる、**事前予測・猶予時間の実績データ**を確認し、**竜巻準備体制の確立に失敗した場合の竜巻襲来時の影響と対応**について示す。

2. 竜巻発生 の 事前予測・発生までの猶予時間の実績データ



○近年の**国内の竜巻発生データと注意報等の発表状況を確認**するため、過去3年間のデータを集計した。

○国内で発生が確認された竜巻のうち、日本版改良藤田スケール1以上の竜巻を対象に、発電所の竜巻襲来 の 準備体制に係る注意報等の発表の有無、発表の時刻を集計した。

・すべての竜巻の発生より以前に、注意報等が発表されていることを確認 **【事前の捕捉率 100%】**

・注意報等発表から竜巻発生までの猶予時間30分超が7割以上を確認 **【30分超で捕捉 約73%】**

○これらのデータより、**竜巻襲来 の 事前予測の信頼性は高く**、これらの注意報等を活用することで、**発電所の竜巻準備体制を適切に確立できると判断する。**

国内の竜巻発生データと注意報等の発表状況*

	2020年	2021年	2022年	3カ年合計	竜巻の事前の捕捉率(3カ年合計)	
	竜巻発生件数及び注意報等の発表時刻				全捕捉率	100%
予見失敗	0	0	0	0	竜巻発生までの猶予時間 10分超で捕捉	約86%
竜巻発生 の 10分以内	1	2	0	3		
10分超～30分以内	1	0	2	3	同 30分超で捕捉	約73%
30分超～40分以内	1	1	1	3		
40分超～50分以内	0	0	1	1	同 40分超で捕捉	約59%
50分超～60分以内	0	0	0	0		
60分超	5	4	3	12	同 60分超で捕捉	約55%
年合計	8	7	7	22		

*: 日本版改良藤田(JFE)スケール1(風速39～52m/s)以上の竜巻を対象、注意報等は雷注意報(竜巻又は突風)又は竜巻注意情報を対象として集計

3. 竜巻準備体制の確立に失敗した場合の竜巻襲来時の影響と対応

- **竜巻襲来の事前予測の信頼性は高い**と考えるが、自然現象の把握には不確かさが生じるため、事前に竜巻に関する注意報等が発表されない、または直前の発表で準備体制が間に合わない場合も考えられる。

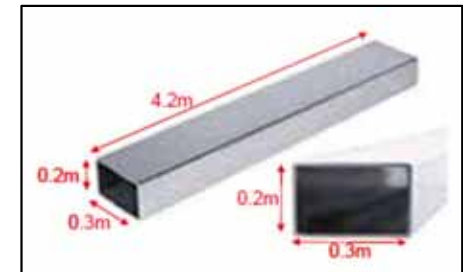
この状態で、発電所に設計竜巻(風速100m/s)クラスの大型の竜巻が襲来した場合、設計上想定する**設計飛来物(鋼製材:角型鋼管)**の規模を上回る飛来物が発生し、発電所の設備に被害を与える可能性を完全には否定できない。



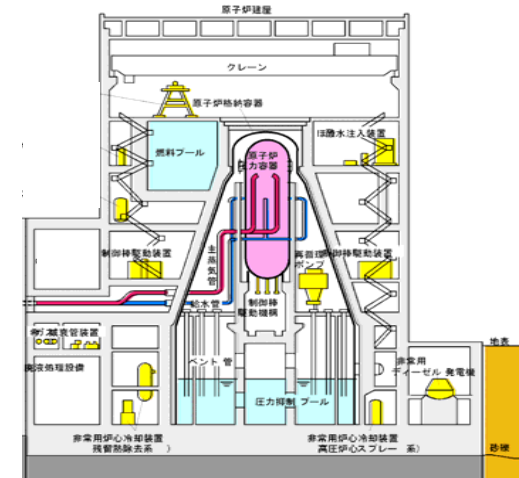
- 設計飛来物の衝突の評価結果より、許容限界と評価結果の差の裕度に加えて、多くの壁の厚さは評価に用いた最小厚さよりも厚く、**設計飛来物を上回る飛来物にも一定程度の裕度がある**と考える。【別紙1参照】
- 安全上**重要な設備は複数系統を確保し**、原子炉建屋内等の**鉄筋コンクリート躯体等に囲まれた内部に離隔等を講じて設置**。仮に、想定を上回る飛来物の被害を受けたとしても、**各設備の機能がことごとく失われ**、**プラントの安全性が脅かされる可能性は小さい**と判断する。【別紙2参照】



- さらに、万一、**既存の設計基準事故対処施設(DB設備)の機能が失われた場合は**、竜巻による被害を受けていない、新設した**重大事故等対処設備(SA設備)**を活用し、原子炉等の安全を確保することが可能である。
- SA設備は、DB設備と**位置的に分散して配置し**、また一部の設備は**地下に設置することで**、DB設備と同時に竜巻の被害を受けにくい設計となっている。【別紙3参照】



設計飛来物
(鋼製材:角型鋼管)



原子炉建屋縦断面模式図
(建屋内設備配置イメージ)

DB設備による対応



位置的分散して配置

SA設備による対応

(DB設備の機能喪失時の
バックアップ)

【別紙1】設計竜巻による設計飛来物の原子炉建屋外壁への衝突評価



○国内最大級の竜巻を上回る規模の設計竜巻(風速100m/s)による設計飛来物の原子炉建屋外壁への衝突評価等を示す。評価結果は、原子炉建屋の外壁で最も壁厚の薄い箇所でも、壁面の貫通及び裏面剥離のいずれも生じず、また、竜巻の風による建屋全体のひずみも許容範囲内に留まる。

○本評価における許容限界と評価結果の差の裕度に加えて、実際の原子炉建屋の外壁の多くの箇所は、衝突評価条件の最小厚さよりも厚いことから、仮に、これらの箇所に設計飛来物を上回る飛来物の衝突が生じても、一定程度の裕度があると考える。



設計飛来物(鋼製材:角型鋼管)

質量:135kg
飛来速度:51m/s(水平), 34m/s(鉛直)

原子炉建屋外壁への設計飛来物の衝突評価結果*

対象部位	外壁最小厚さ	貫通限界厚さ(水平方向)	評価結果
鉄筋コンクリート外壁		265mm	○ (壁面貫通しない)

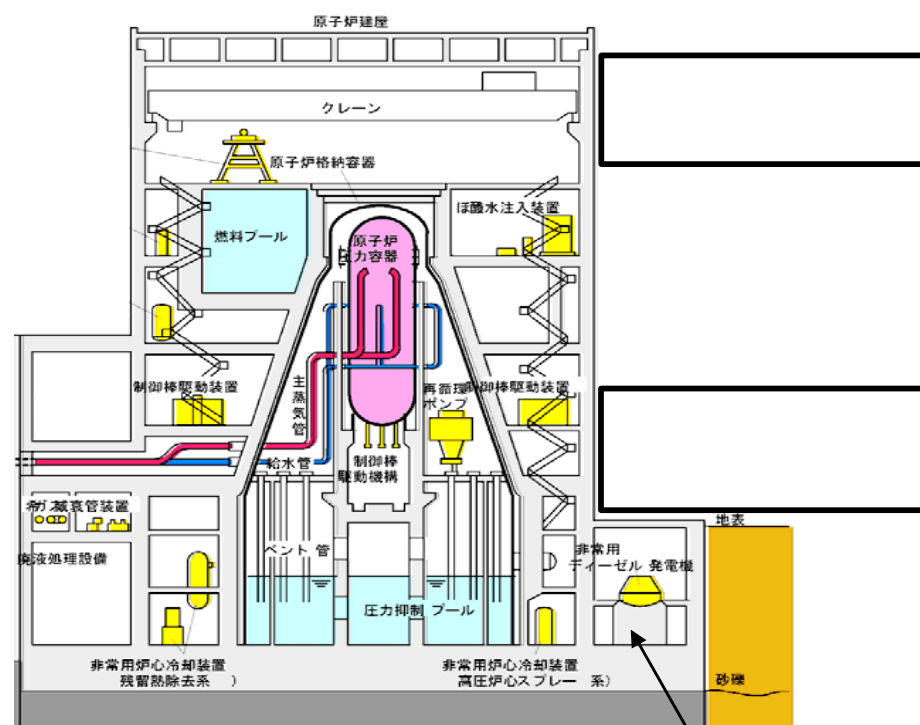
対象部位	裏面剥離ひずみ評価結果	裏面剥離ひずみ許容限界	評価結果
鉄筋コンクリート外壁	9.45×10^{-4}	2.0×10^{-3}	○ (裏面側の鉄筋のひずみが許容限界を超えない)

<参考>設計竜巻(風圧)による原子炉建屋の変形評価結果*

対象部位	評価結果	許容限界	評価結果
原子炉建屋のせん断ひずみ	4.2×10^{-5}	2.0×10^{-3}	○ (建屋ひずみが許容限界を超えない)

* 各評価は東海第二発電所の工事計画認可申請で実施

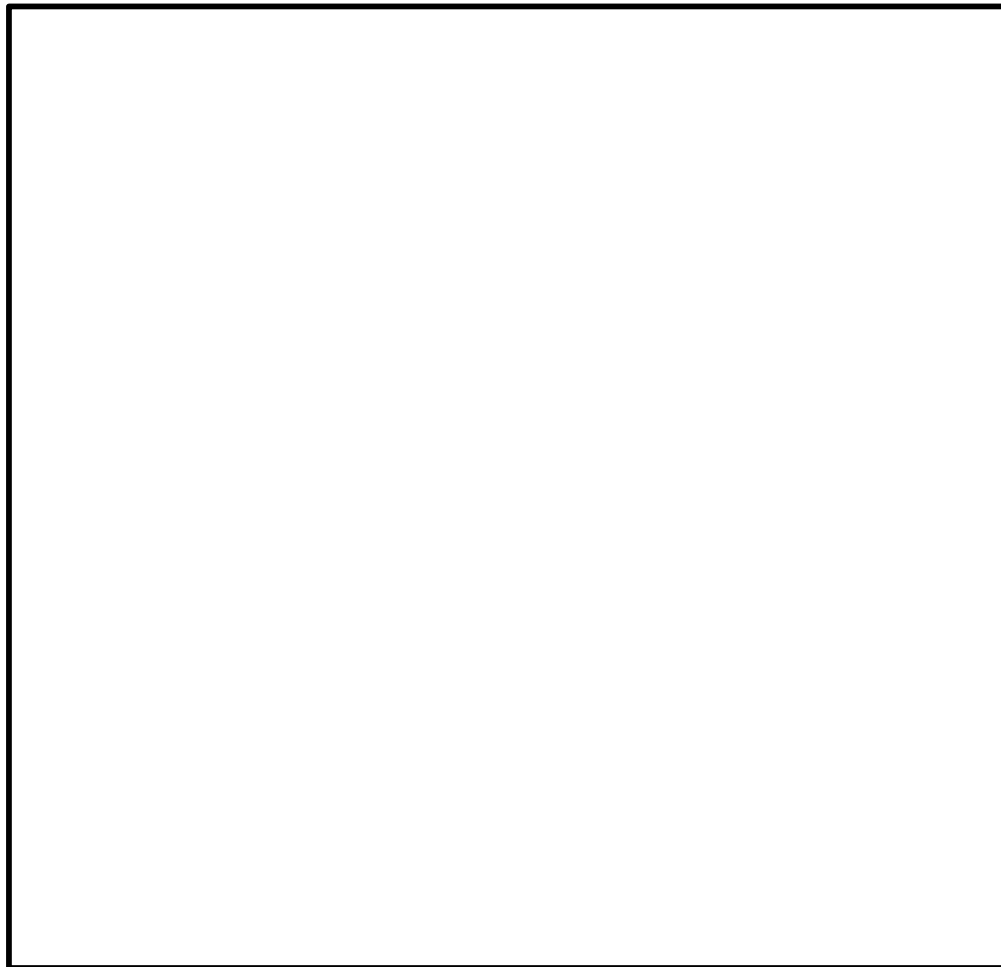
- ・貫通限界厚さはNEI07-13のDegen式を用いて算出
- ・裏面剥離の鉄筋ひずみ評価は3次元FEMモデルで算出
- ・建屋せん断ひずみは地震応答解析モデルを利用して算出



原子炉建屋縦断面模式図

非常用ディーゼル発電機
(地下設置) 論点No.226-5

○原子炉等の安全上重要な設計基準事故対処施設(DB設備)は、複数の系統を確保し、それらを原子炉建屋内等の鉄筋コンクリート躯体等に囲まれた内部に離隔等を講じて設置している。仮に、設計飛来物を上回る規模の飛来物が発生し、設備の一部に被害が生じたとしても、各設備の機能がことごとく失われ、プラントの安全性が脅かされる可能性は小さいと判断する。



原子炉建屋平面図(E.L.+2m)

＜非常用ディーゼル発電機等の配置例＞

- ・原子炉建屋内に非常用のディーゼル発電機3台を設置

〔 2C 非常用D/G
2D 非常用D/G
HPCS D/G 〕

- ・各ディーゼル発電機は地下設置であり、竜巻の影響を受け難い配置
- ・各ディーゼル発電機は原子炉建屋の耐震壁である外壁、天井等で覆われ、外界の竜巻から防護される。
- ・各ディーゼル発電機はそれぞれの室に収められ、相互に隔壁・扉で離隔されており、仮に1台が被害を受けた場合でも、他のD/Gに波及的な影響を与え難い構造

- 万一、既存の設計基準事故対処施設(DB設備)の機能が失われた場合でも、竜巻による被害を受けていない、新設した重大事故等対処設備(SA設備)を活用し、原子炉等の安全を確保可能である。
- 新設したSA設備は、既存のDB設備と位置的に分散して配置し、また一部の設備は地下に設置することで、DB設備と同時に竜巻の被害を受けにくい設計となっている。

【電源設備の例】

【非常用電源】

原子炉建屋内に設置

ディーゼル発電機:3台
(海水冷却)

【常設の代替電源装置】

原子炉建屋よりも高台に
常設の電源を設置

6台(内予備1台)
(空冷冷却)

【可搬型の電源車】

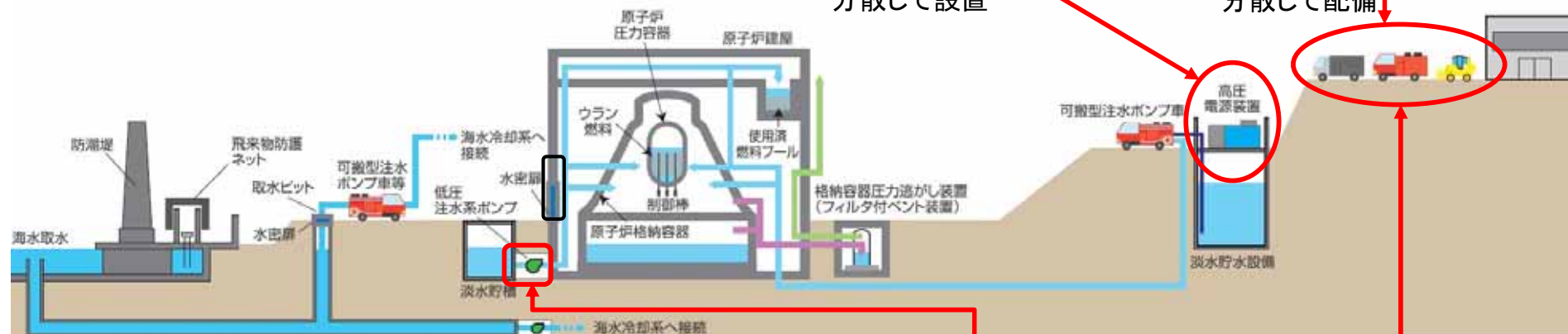
更なる高台に保管

2台×2セット※+予備1台
(空冷冷却)

※分散して配備

分散して設置

分散して配備



【注水設備の例】

【非常用炉心冷却系等】

原子炉建屋内に設置

内部水源を使用

【常設の代替注水設備】

原子炉建屋外(地下)に
設置

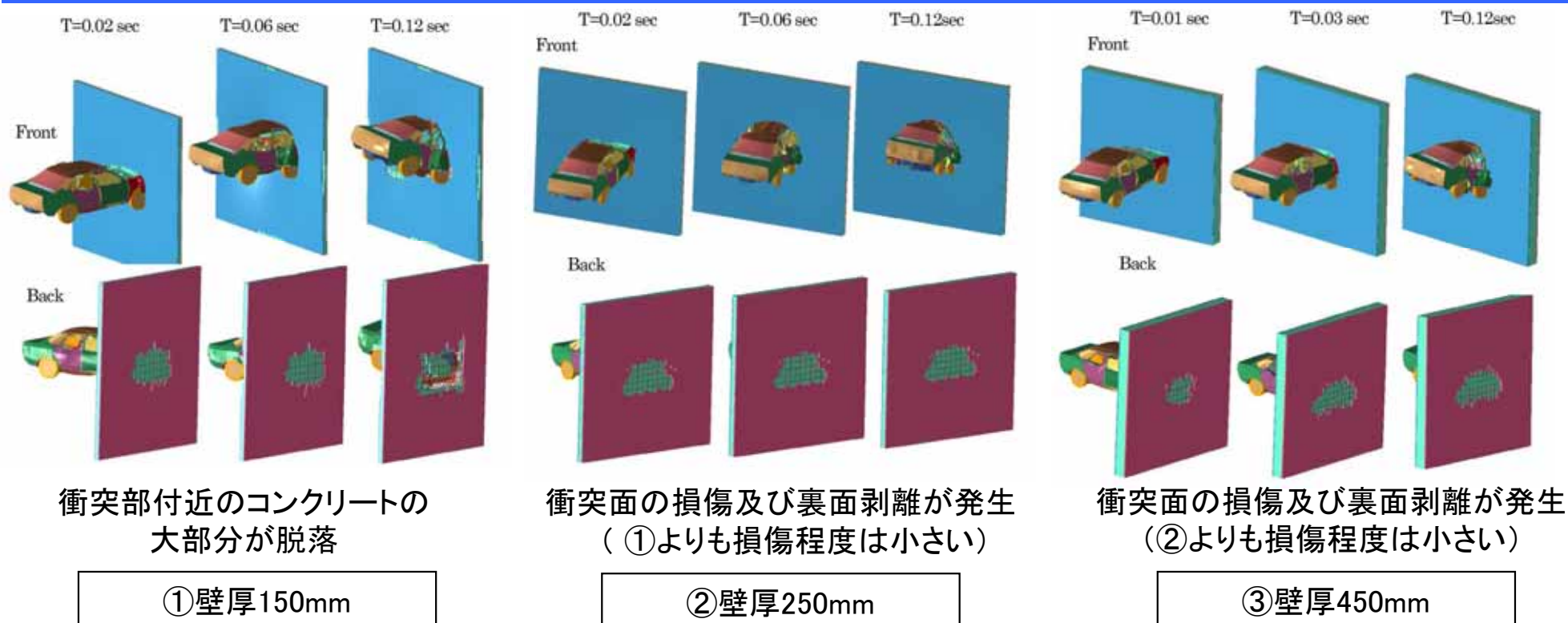
外部水源を使用

【可搬型の代替注水設備】

更なる高台に保管
(敷地内に複数の水源・接続口を
整備)

外部水源を使用

特定重大事故等対処施設は、設計基準事故対処設備(DB設備)及び重大事故等対処設備(SA設備)との位置的分散・多様性を考慮



車両衝突時の鉄筋コンクリート壁の損傷解析(LS-DYNAによるシミュレーション)

○鉄筋コンクリート壁(壁厚さ3ケース)に竜巻飛来物として車両(乗用車, 質量2t, 速度47m/s)を衝突させたシミュレーション結果が公開されている。

- ①厚さ150mmのケース: 衝突部付近のコンクリートの大部分が脱落している。
- ②厚さ250mm及び③450mmケース: 衝突面の損傷及び裏面剥離は生じるが, コンクリートの大規模な脱落や鉄筋の大変形及び破断は確認されていない。これより躯体としての機能はある程度維持されているものと考えられる。

衝突解析に用いた車両モデル
(質量2t, 速度47m/s)

出典: Madurapperuma 他, 竜巻飛来物(自動車)衝突による鉄筋コンクリート構造物の挙動,
土木学会 第11回 構造物の衝撃問題に関するシンポジウム論文集, 2014

論点No.226-8

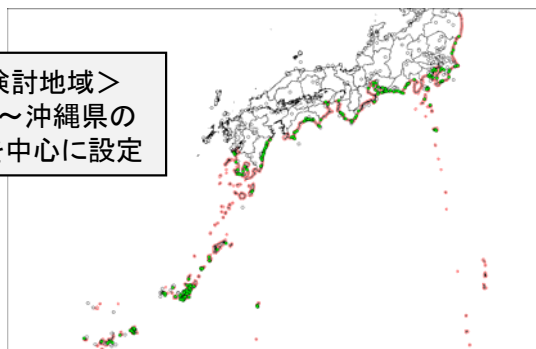
(1)設計竜巻の設定及び設計飛来物等の設定

【①基準竜巻の設定】

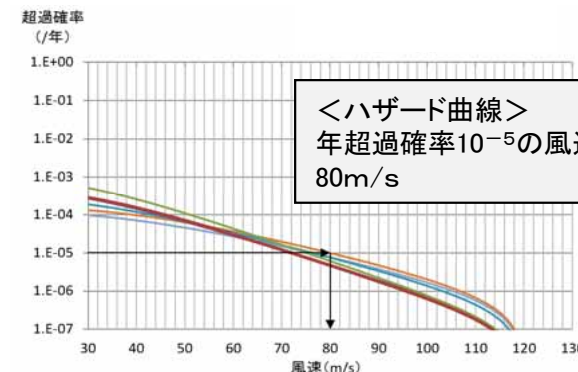
V_{B1} : 過去に発生した竜巻による最大風速:92m/s … 竜巻検討地域(左下)内の既往最大竜巻(F3)の風速の上限値

V_{B2} : 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速:80m/s … 竜巻検討地域内の竜巻データを用いて設定

<竜巻検討地域>
・福島県～沖縄県の
海沿いを中心に設定



フジタスケール	風速(m/s)
F0	17～32
F1	33～49
F2	50～69
F3	70～92
F4	93～116
F5	117～142



【②設計竜巻の設定(最大風速及び特性値)】

V_D : (地形特性等を考慮した)設計竜巻の最大風速
… 竜巻の観測データに関する不確実性を考慮し
保守的に、100m/s へ切上げて設定

< V_D を基に設定する竜巻の特性値>

V_T : 移動速度(= $0.15V_D$)

V_{Rm} : 最大接線風速(= $V_D - V_T$)

R_m : 最大接線風速半径

ΔP_{max} : 最大気圧低下量

$(dp/dt)_{max}$: 最大気圧低下率

【③設計飛来物の設定】

現地調査等で抽出した物品(飛来物源)

飛散解析(飛散速度, 飛散距離, 浮上高さ)

設計飛来物(鋼製材)の決定
… 上記の物品の解析結果を踏まえて設定

飛来物発生防止対策の要否確認
… 貫通力又は運動エネルギーの何れかが設計飛来物に
よるものより大きい場合は, 固縛, 撤去等の措置が必要

(2)設計竜巻による荷重に対する評価

設計竜巻による荷重

設計竜巻の最大風速(V_D): 100m/s

風圧力による荷重

気圧差による荷重

設計飛来物等による衝撃荷重

●設計飛来物(鋼製材:角型鋼管)

寸法: $0.3 \times 0.2 \times 4.2\text{m}$

質量: 135kg

飛来速度: 51m/s(水平)

34m/s(鉛直)



●隣接事業者からの飛来物(車両の飛来を考慮)

(3)設計竜巻荷重に対する主な竜巻防護対策

竜巻防護対策

飛来物発生防止対策

・資機材及び車両の固縛, 固定

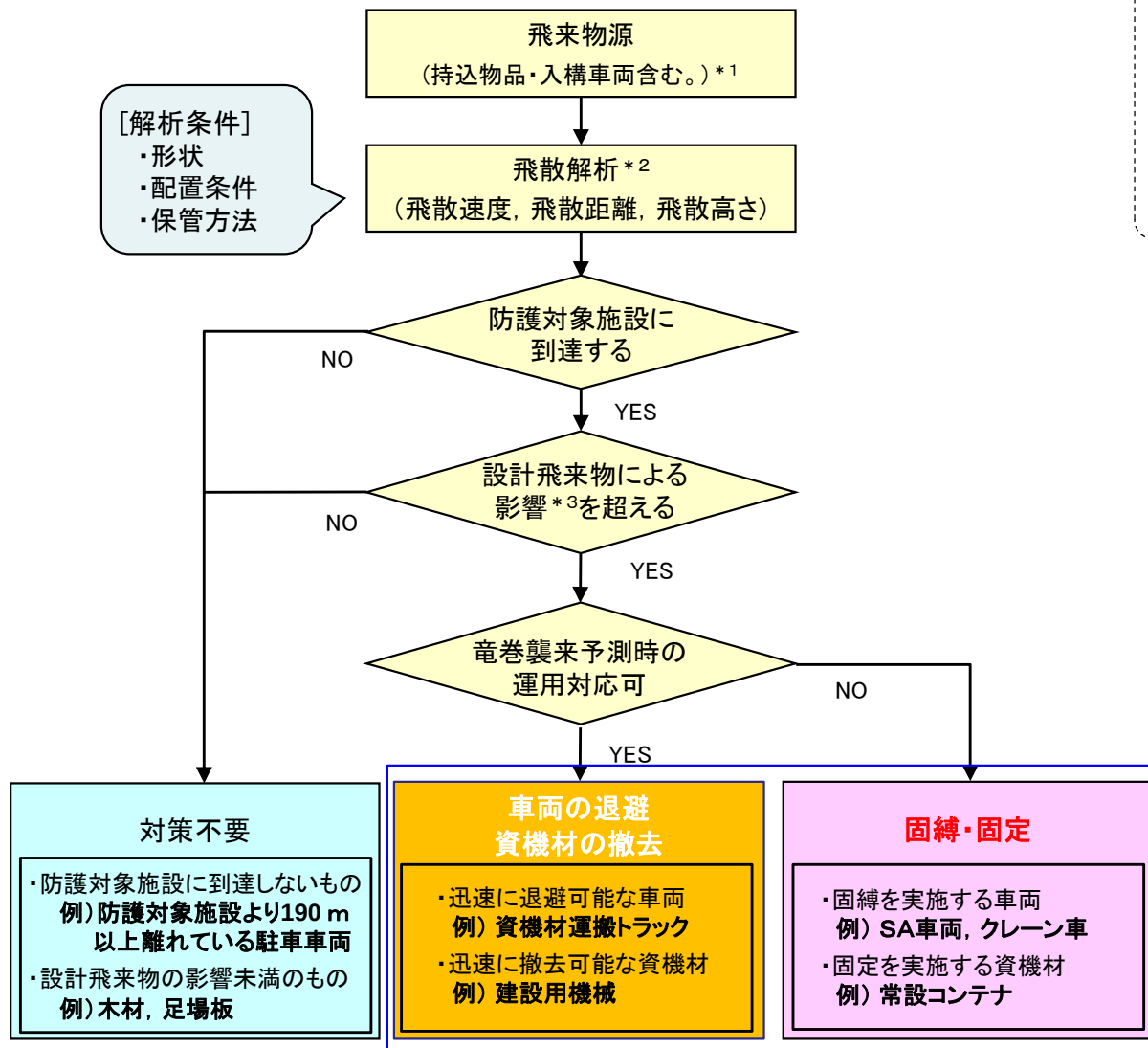
竜巻防護対策設備

・設計飛来物等の衝突に対する防護対象施設の防護措置

竜巻襲来予測時の運用

- ・燃料取扱作業の中止, クレーン等の退避
- ・防護対象施設の外殻となる建屋の扉の閉止確認
- ・構内の車両の退避, 防護対象施設からの離隔

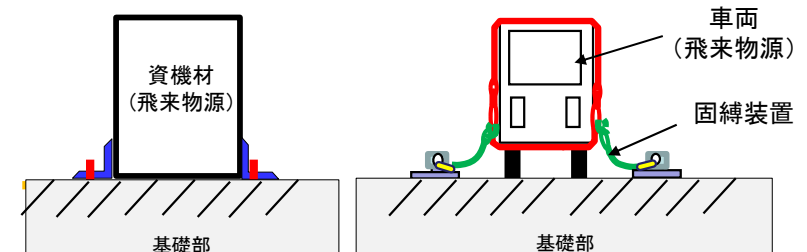
- ・**発電所敷地内の飛来物源(資機材, 車両等)**が防護対象施設に衝突し, その機能に影響を及ぼす飛来物となる可能性がある場合は, 飛来物源に対して飛来物発生防止対策を行う。



- *1 物品及び車両の形状, 重量, 保管場所, 保管状態の計画も含め, 持込・入構申請を行う。
- *2 飛散解析は, 飛来物源の形状や配置位置(高さも含む。)等の条件により, 同形状でも, 異なる結果となることから, 各飛来物源に対して実施する。
- *3 設計飛来物による運動エネルギー及び貫通力を示す。

●通常時の固縛・固定

竜巻襲来時に退避・撤去が出来ない資機材(コンテナ等)及び車両については, **通常時は**飛来物発生防止対策として**常時固縛・固定**を施す。



●竜巻襲来前の対応

使用に際し**固縛・固定を解除中の資機材及び車両**については, **使用場所や移動可否及び竜巻準備体制の発令有無**に応じて, 順次**再固縛又は退避等の対処**を施す。

*「車両の退避」及び「固縛・固定」の具体例を次頁より示す。

●竜巻に対する車両の基本的な管理方針

- ・発電所構内での作業に関係のない車両は原則として入構を禁止
- ・発電所入構車両は、車両の飛散可能性、車両の場所、車両の状態及び竜巻準備体制の発令有無に応じて対策

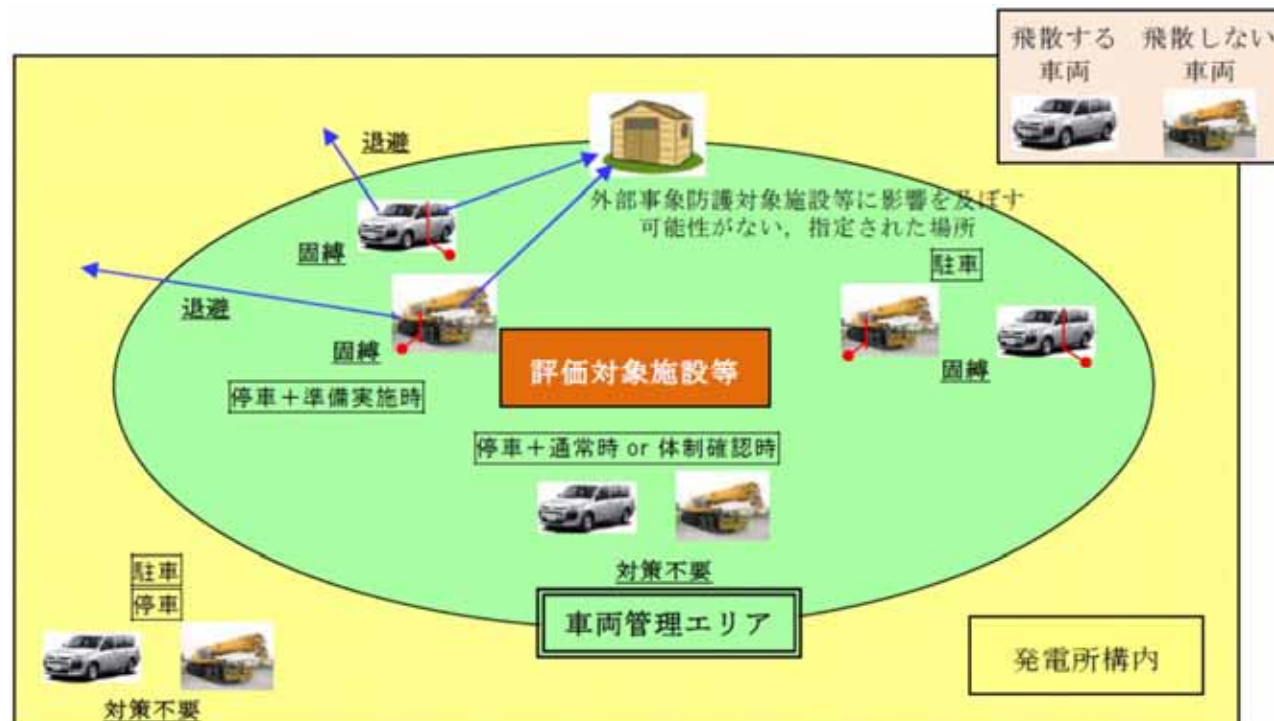
①車両管理エリア*¹外 ⇒ 全ての車両が管理不要

②車両管理エリア*¹内 ⇒ ・飛散しない車両 ⇒ 対策不要

・飛散する車両 ⇒ ・駐車*²状態の車両 ⇒ 固縛

・停車*²状態の車両 ⇒ ・通常時、準備体制確認時*³ ⇒ 対策不要

・準備作業開始時*³ ⇒ 固縛又は退避



*¹「車両管理エリア」は、車両が飛散することによって評価対象施設等及び竜巻飛来物防護対策設備に衝突する可能性があるエリア

*²「停車」とは運転手が乗車しているか、即座に駆け付けられる状態。「駐車」はそれ以外の状態

*³「準備体制確認」はレベル1の竜巻準備体制発令時。「準備作業開始」はレベル2の竜巻準備体制発令時

発電所への入構車両の管理イメージ

●車両管理エリアと車両退避先

- ・車両退避先はエリア①を基本とし
十分な車両を収容可能
エリア①面積: 約30,000m²
(大型車両で300台以上分)
車両管理エリアからの
退避想定: 約80台
- ・車両退避完了後に運転者が
避難可能な場所を近傍に確保
- ・退避余裕時間は確保可能
 - 竜巻襲来時間余裕: 約30分
(竜巻, 雷ナウキャスト
予測値で判断)
 - ①への最長退避ルート
所要時間: 約17分
- ・連絡体制について
 - 構内放送(ページング)で周知
 - 発電所連絡体制により, PHS
等も活用
 - 固縛, 退避の完了確認も実施

【論点No.226】

事前予測できず竜巻が襲来した場合も含めた竜巻対策の成立性や時間的余裕等について

＜第16回ワーキングチーム指摘事項＞

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【委員からの指摘事項等】

竜巻予測については、保守的に予測すると思うがその信頼性はどうか。また万一、事前の予測が当てにならなかったときにも竜巻対策に余裕があるなら示すこと。

有毒ガス防護の詳細について

【説明概要】

- ・平成29年4月5日に、原子力規制委員会にて規制改正が行われ、敷地内外において貯蔵又輸送されている有毒化学物質から有毒ガスが発生した場合に、必要な地点にとどまり対処する要員の事故対処能力を確保する目的で、有毒ガス対応に必要な手順の整備や、要員の呼気中の有毒ガス濃度が防護判断基準値を超えるような場合に、検出装置や警報装置を設置することが求められた。
- ・原子力規制委員会にて制定された「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づき、固定源※¹及び可動源※²の調査や防護判断基準値の設定を行い、防護判断基準値を超えているか否かを確認するためのスクリーニング評価※³を実施し、対象発生源※⁴を特定した上で影響評価と必要な対策を行う。
- ・調査した結果、スクリーニング評価対象として特定した東海第二発電所の敷地内外の固定源に対して、スクリーニング評価の結果より、**有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が1より小さい**ことから、**固定源に対する防護対策は不要**であることを確認した。
- ・スクリーニング評価対象として特定した可動源に対しては、スクリーニング評価を行わず対策をとることとした。対策として、発電所入構から薬品タンクへの受入完了までの体制・手順の整備による防護措置を実施することで運転員等の対処能力が損なわれるおそれがないことを確認した。
- ・予期せず発生する有毒ガスに関する対策として、自給式呼吸用保護具及び予備の酸素ポンペを配備し、通信連絡体制及び酸素ポンペの供給のバックアップ体制を整備することとした。

※¹ 敷地内外において貯蔵施設（例えば、貯蔵タンク、配管ライン等）に保管されている、有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質をいう。

※² 敷地内において輸送手段（例えば、タンクローリー等）の輸送容器に保管されている、有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質をいう。

※³ 対象発生源を特定するために行う、原子炉制御室等の運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価（防護措置を考慮しない）

※⁴ 有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガス濃度の評価値が、有毒ガス防護判断基準値を超える発生源

1. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ

- ◆ 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「ガイド」という)では図1のフローに基づき、固定源及び可動源の調査や防護判断基準値の設定を行い、防護判断基準値を超えているか否かを確認するスクリーニング評価を実施し、対象発生源を特定した上で影響評価と必要な対策を行うこと及び予期せず発生する有毒ガスに関する対策を行うことが求められている。
- ◆ そのため、固定源についてはスクリーニング評価を行い、対象発生源の特定を行った。一方、ガイドでは表1の通り、スクリーニング評価を行わず対象発生源として対策を行ってもよいとされているものがあるため、可動源に対しては、スクリーニング評価を行わず、対象発生源がある場合の対策をとることとした。
- ◆ さらに予期せず発生する有毒ガスに関する対策として、防護具等の配備等を実施することとした。

表1 スクリーニング評価の要否について
(ガイド表3より抜粋。一部加工)

場所	敷地内固定源	敷地外固定源	敷地内可動源
原子炉制御室	○	△	△
緊急時対策所	○	△	△
緊急時制御室	○	△	△
重要操作地点	△	×	×

【凡例】

- ：スクリーニング評価が必要
△：スクリーニング評価を行わず、対象発生源として対策を行ってもよい。
×：スクリーニング評価は不要

- ：スクリーニング評価を実施した項目
 ：スクリーニング評価を実施せず、
対象発生源として対策を行った項目

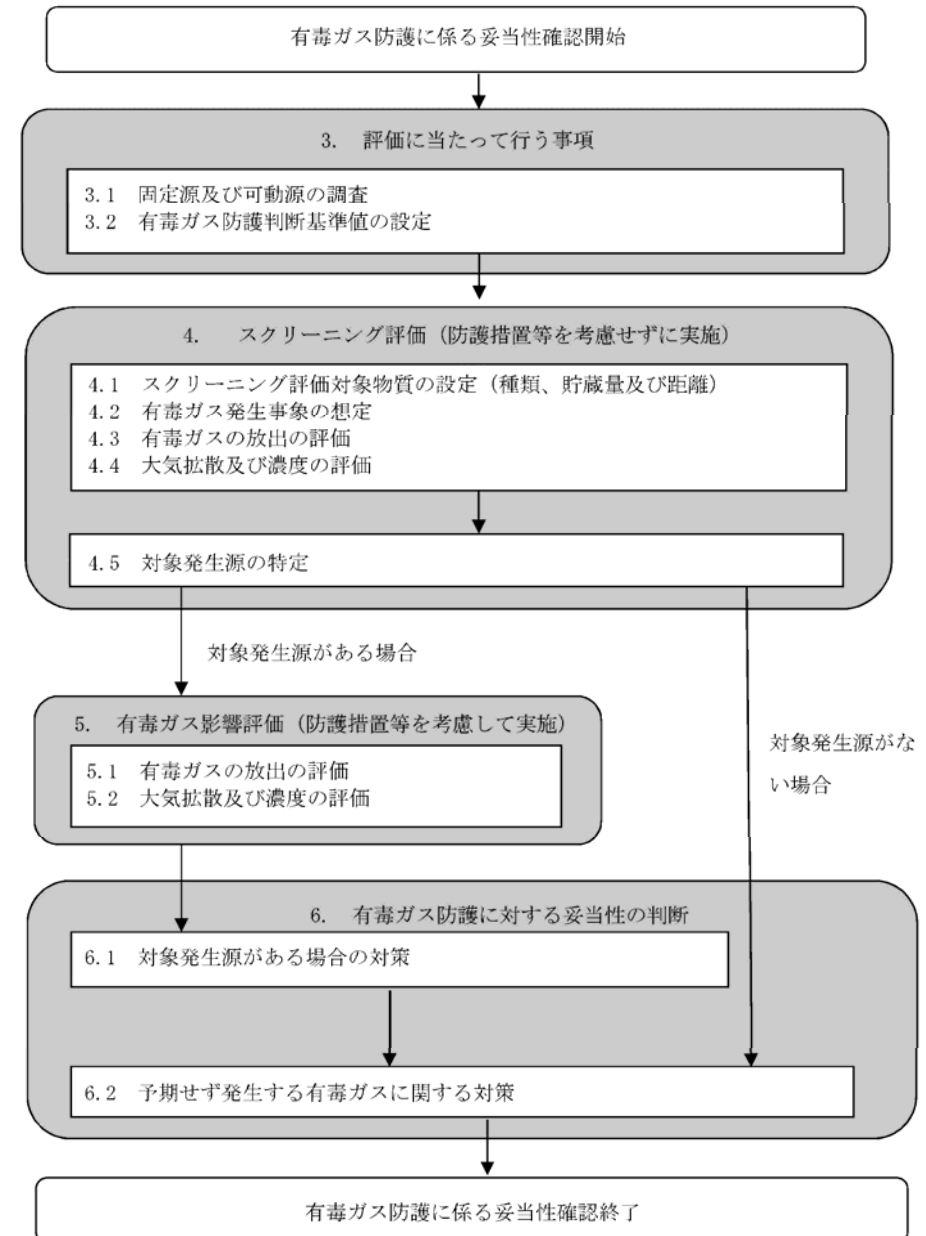


図1 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ
(ガイド図1より抜粋)

2. 評価に当たって行う事項(固定源及び可動源の調査)①

◆ 敷地内固定源及び可動源の調査

固定源及び可動源の調査では、敷地内に保管、輸送される全ての有毒化学物質を調査対象とする必要があることから、図2のフローに基づき調査を行い、東海第二発電所で使用される全ての有毒化学物質を敷地内固定源又は可動源として抽出した。

なお、一部の敷地を共有している東海発電所においては、敷地内に有毒化学物質がないことを確認した。

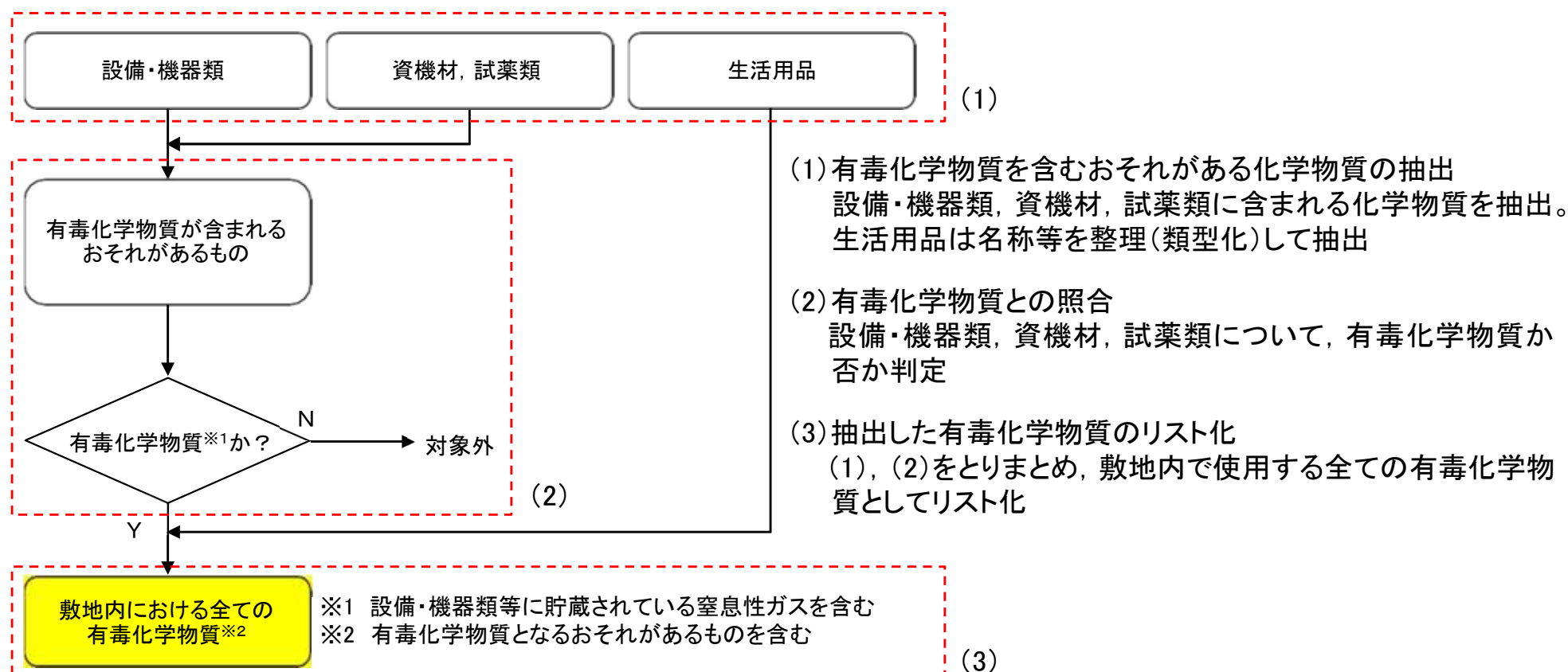


図2 有毒化学物質の抽出フロー

2. 評価に当たって行う事項(固定源及び可動源の調査)②

◆ 調査対象の固定源特定フロー

調査対象とする固定源は、図3のフローに基づき特定した。

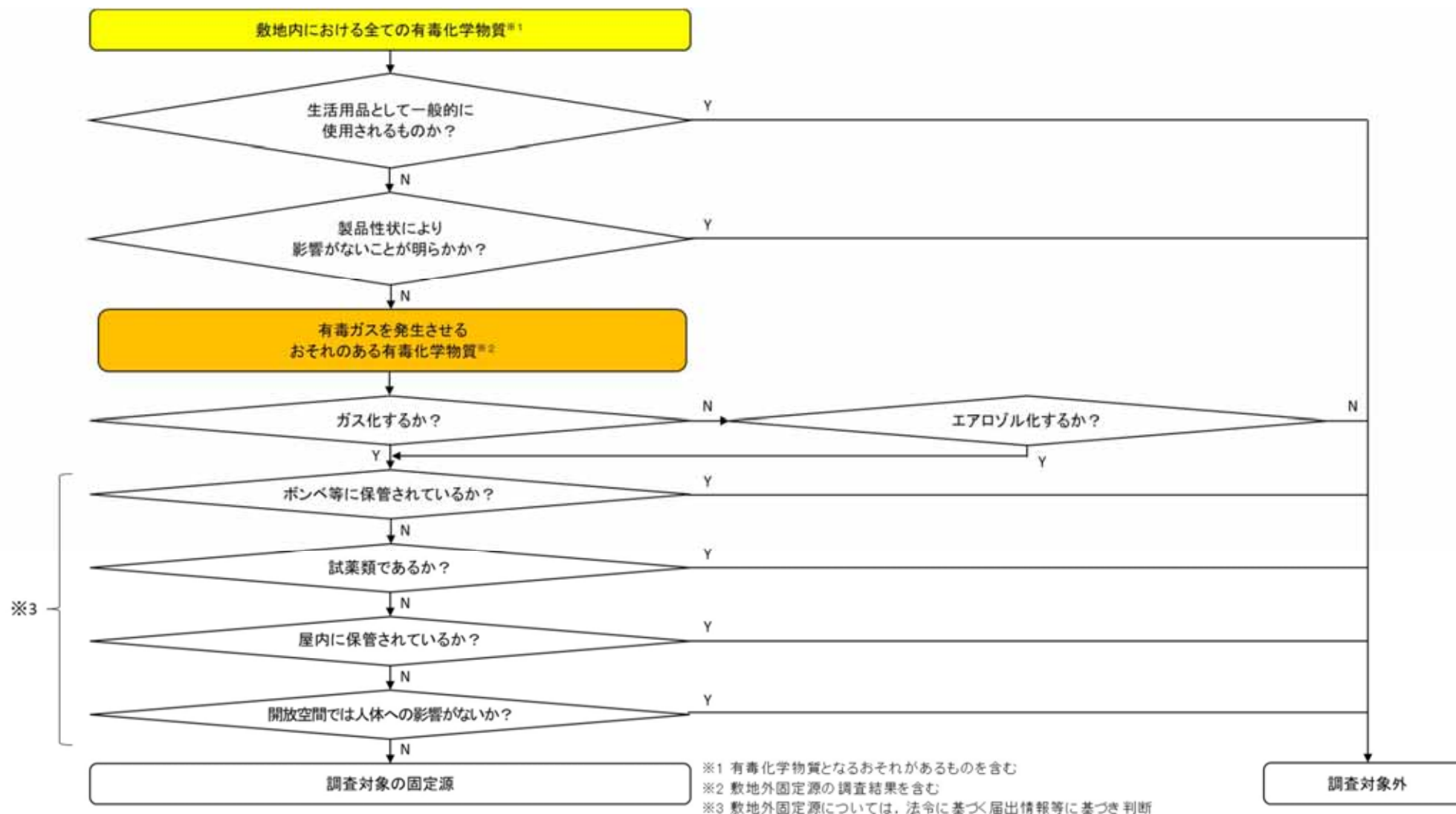


図3 固定源の特定フロー

2. 評価に当たって行う事項(固定源及び可動源の調査)③

◆ 調査対象の可動源特定フロー

調査対象とする可動源は、図4のフローに基づき特定した。

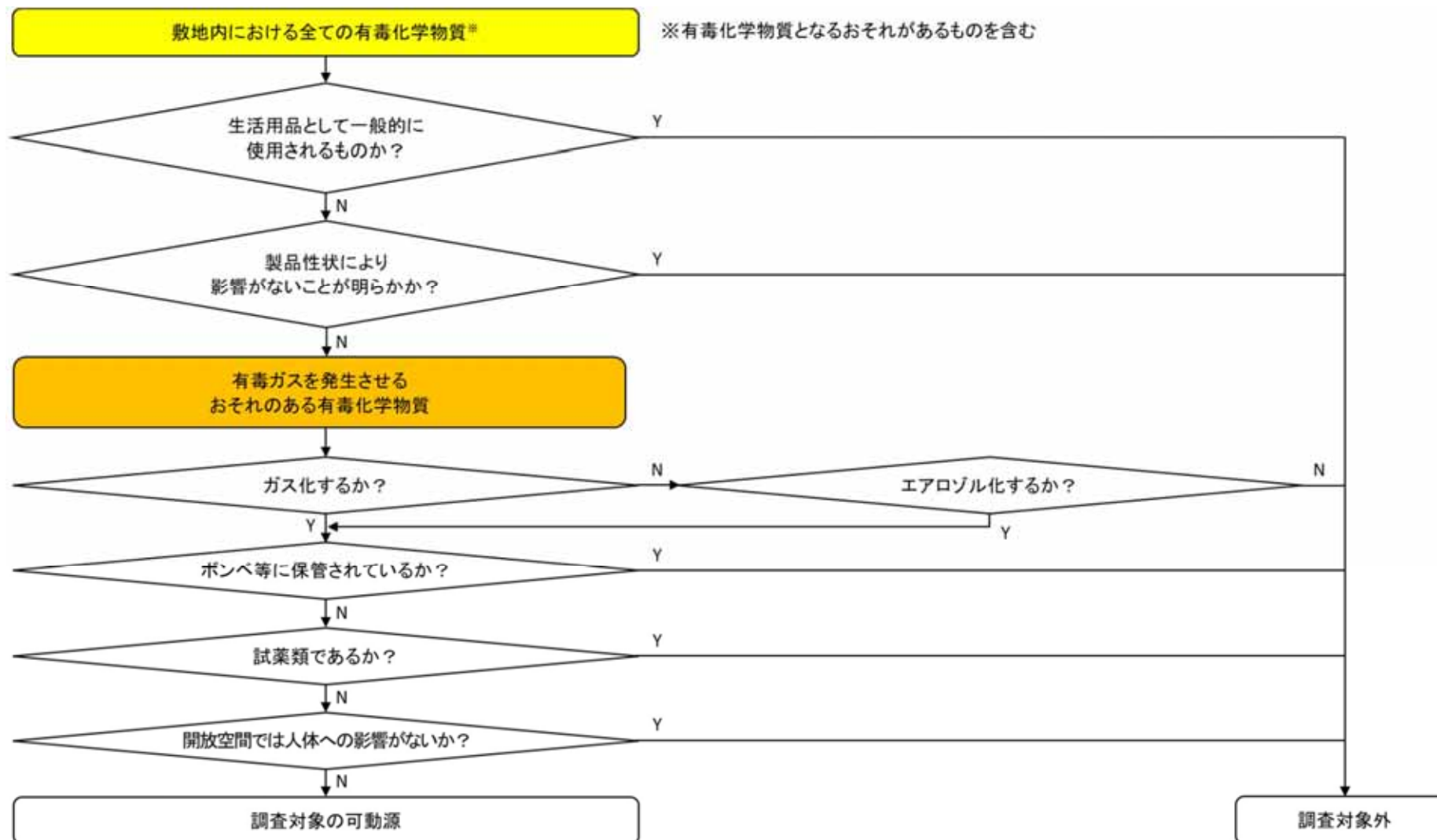


図4 可動源の特定フロー

2. 評価に当たって行う事項(固定源及び可動源の調査)④

◆ 敷地外固定源の調査

敷地外固定源については、地域防災計画のみではなく、貯蔵量等に係る届出義務のある法律を対象に、届出情報の開示請求を実施することで調査した。具体的には「毒物及び劇物取締法」、「消防法」、「高圧ガス保安法」及び「ガス事業法」を対象に調査を実施した。

表2 届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果

法律名	貯蔵量等に係る届出義務	開示請求の対象選定	法律名	貯蔵量等に係る届出義務	開示請求の対象選定
化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律	×	—	地球温暖化対策の推進に関する法律	×	—
特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律	×	—	食品衛生法	×	—
毒物及び劇物取締法	○	○	水道法	×	—
環境基本法	×	—	医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律	×	—
大気汚染防止法	×	—	建築基準法	×	—
水質汚濁防止法	×	—	有害物質を含有する家庭用品の規制に関する法律	×	—
土壌汚染対策法	×	—	労働安全衛生法	×	—
農薬取締法	×	—	肥料の品質の確保等に関する法律	×	—
悪臭防止法	×	—	麻薬及び向精神薬取締法	○	×※1
廃棄物の処理及び清掃に関する法律	×	—	覚醒剤取締法	○	×※1
下水道法	×	—	消防法	○	○
海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律	×	—	飼料の安全性の確保及び品質の改善に関する法律	×	—
ダイオキシン類対策特別措置法	×	—	放射性同位元素等の規制に関する法律	○	×※2
ポリ塩化ビフェニル廃棄物の適正な処理の推進に関する特別措置法	×	—	高圧ガス保安法	○	○
特定物質等の規制等によるオゾン層の保護に関する法律	×	—	液化石油ガスの保安の確保及び取引の適正化に関する法律	○	×※3
フロン類の使用の合理化及び管理の適正化に関する法律	×	—	ガス事業法	○	○※4
			石油コンビナート等災害防止法	○	×※5

※1 貯蔵量の届出義務はあるが、化学物質の使用禁止を目的とした法令であり、主に医療用、研究用などに限定され、取扱量は少量と想定されるため対象外とした。

※2 貯蔵量の届出義務はあるが、対象が放射性同位元素の放射能であることから対象外とした。

※3 貯蔵量の届出義務はあるが、人の健康の保護を目的とした法令ではなく、急性毒性に係る情報もないことから対象外とした。

※4 都市ガスに係る法律。ガス製造事業者は資源エネルギー庁のホームページ「ガス製造事業者一覧」にて確認することが可能。

※5 敷地外固定源に係る調査対象範囲外であることから対象外とした。

2. 評価に当たって行う事項(固定源及び可動源の調査)⑤

◆ 固定源及び可動源の調査結果

東海第二発電所において調査対象として特定したのは、敷地内固定源(アンモニア), 敷地内可動源(アンモニア)及び敷地外固定源(アンモニア, 塩酸, メタノール, ガソリン, 硝酸, 硫化水素, 塩化水素)である。

固定源として特定した有毒化学物質及び評価点の位置関係を図5, 図6に示す。

なお, 評価点は, 原子炉制御室, 緊急時対策所, 緊急時制御室及び重要操作地点※を対象とする。



図5 特定された敷地内固定源

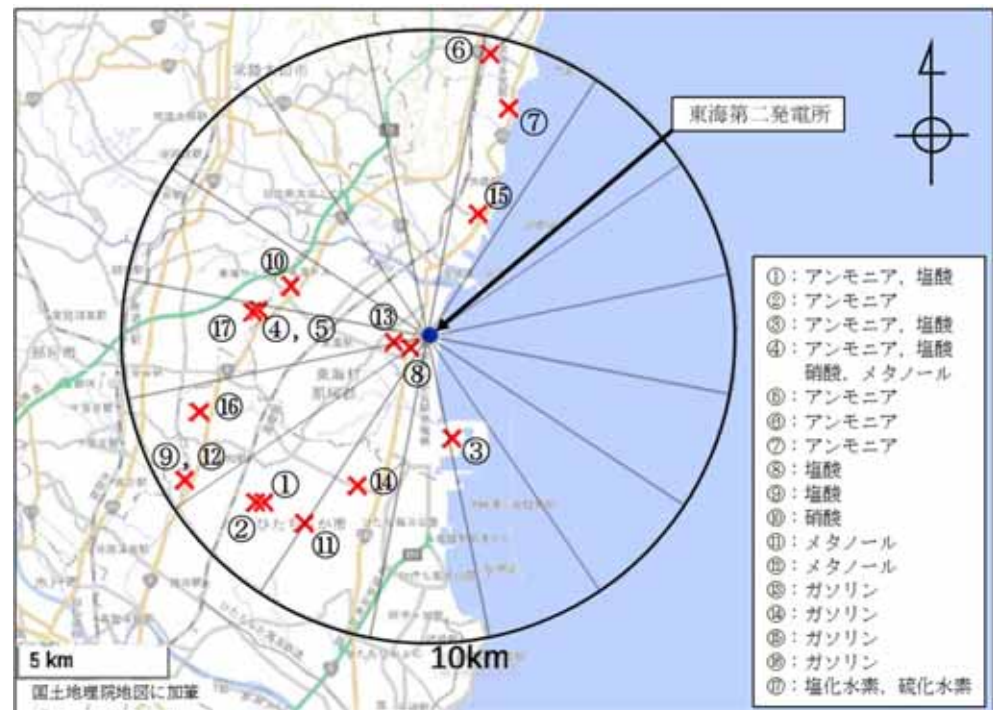


図6 特定された敷地外固定源

※ 重大事故等対処上, 要員が一定期間とどまり特に重要な操作を行う屋外の地点のことで, 常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備(原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。)の接続を行う地点をいう。
(ガイド1.3(11)より抜粋)

3. 固定源に対する防護対策①

◆ スクリーニング評価方法(固定源)

特定した固定源の有毒化学物質に対しスクリーニング評価を実施する。主な評価上の想定は以下のとおり。

固定源を対象としたスクリーニング評価のイメージを図7に示す。

● 評価の方法

- ・同時に全ての貯蔵容器が損傷し、貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定
- ・固定源ごとに、有毒化学物質の性状及び保管状態から放出形態を想定し、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間を評価し、評価点まで拡散するものとして濃度を評価

● 評価上の考慮事項

- ・大気拡散評価モデルは、地形等の影響を受けず遠方での濃度影響を評価することができ、実気象を用いて、短時間放出の拡散を評価できることから、被ばく評価における放射性物質の大気拡散評価で使用しているものと同様の「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の大気拡散の評価式(ガウスプルームモデル)とし、放出源から評価点までの相対濃度を評価する。評価点における濃度は、年間毎時刻での外気濃度の累積出現頻度が、小さい方から累積して97%に当たるものを値として採用する。
- ・評価点から見て、評価点と固定源とを結んだ直線が含まれる風上側1方位及びその隣接方位に固定源が複数ある場合、個々の固定源からの中心軸上の濃度の計算結果を合算する。
- ・ある方位に複数の発生源がある場合は、各有毒ガス濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和を算出する。

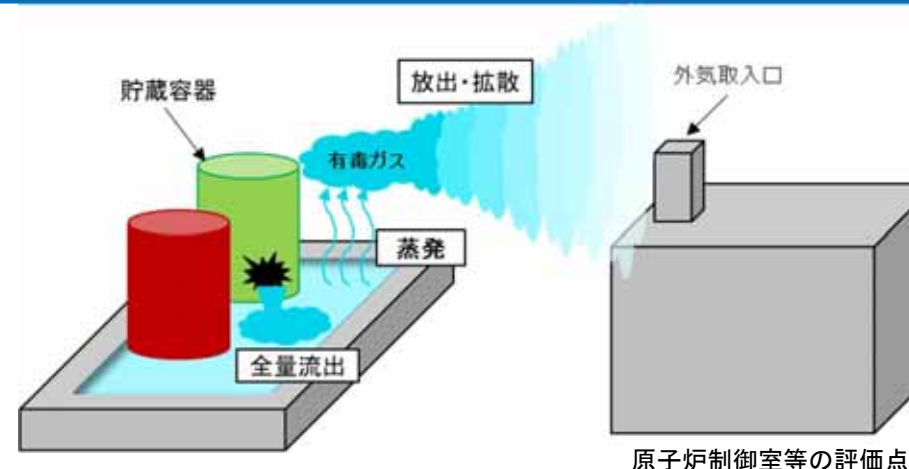


図7 スクリーニング評価イメージ(固定源)

3. 固定源に対する防護対策②

◆ スクリーニング評価結果

隣接方位を含めた有毒ガス濃度の合算値が最大となる方位であっても、原子炉制御室、緊急時対策所及び緊急時制御室の評価点における**敷地内外固定源の各有毒ガス濃度のそれぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が1より小さいことを確認した**。また、重要操作地点の評価点においても、敷地内固定源のアンモニアの有毒ガス濃度が、**アンモニアの有毒ガス防護判断基準値を超えないことを確認した**。表3に原子炉制御室外気取入口及び緊急時対策所外気取入口並びに重要操作地点でのスクリーニング評価の結果を示す。

スクリーニング評価の結果、東海第二発電所に対しては、運転・対処要員の対処能力が著しく損なわれることがないため、**固定源に対する防護対策は不要**であることを確認した。

表3 スクリーニング評価結果(評価点:原子炉制御室外気取入口)
(影響が最大となる方位:WSW, W, WNW)

評価点	評価点から発生源を見た方位	固定源	当該方位における防護判断基準値との比		隣接方位を含めた防護判断基準値との比の合計	評価
原子炉制御室外気取入口	WSW	塩酸⑧-1	1.0×10^{-3}	$1.9 \times 10^{-2} \text{ ※1}$	$5.8 \times 10^{-1} \text{ ※4}$	影響なし
		塩酸⑧-2	1.2×10^{-3}			
		塩酸⑧-3	1.5×10^{-2}			
		塩酸⑧-4	2.9×10^{-4}			
		塩酸⑨-1	1.4×10^{-4}			
		塩酸⑨-2	4.2×10^{-4}			
		メタノール⑫	1.3×10^{-4}			
		ガソリン⑬	6.0×10^{-6}			
	W	アンモニア④	7.0×10^{-4}	$5.4 \times 10^{-1} \text{ ※2}$		
		塩酸④-1	2.3×10^{-3}			
		塩酸④-2	1.8×10^{-3}			
		硝酸④	9.0×10^{-4}			
		メタノール④	2.4×10^{-4}			
		アンモニア⑤	4.4×10^{-1}			
		ガソリン⑬	8.2×10^{-2}			
		塩化水素⑰	1.1×10^{-3}			
		硫化水素⑰	1.1×10^{-2}			
	WNW	硝酸⑩-1	6.7×10^{-3}	$1.8 \times 10^{-2} \text{ ※3}$		
		硝酸⑩-2	1.2×10^{-2}			

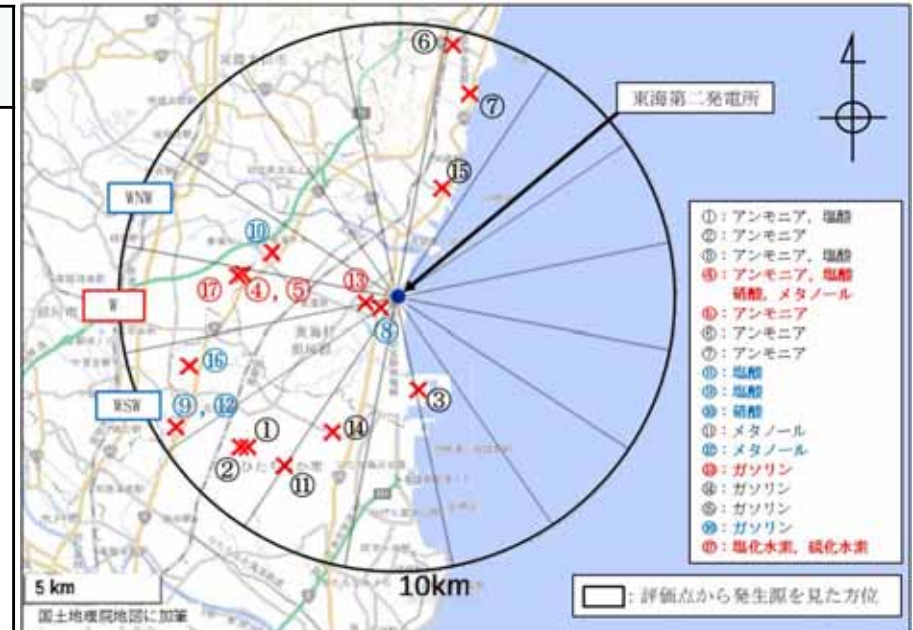


図8 評価点と発生源の位置関係
(評価点:原子炉制御室外気取入口)
(評価点から発生源を見た方位)

- ※1 固定源⑧, ⑨, ⑫, ⑬を合算し, 方位WSWの値として算出
 ※2 固定源④, ⑤, ⑬, ⑰を合算し, 方位Wの値として算出
 ※3 固定源⑩を合算し, 方位WNWの値として算出
 ※4 有効数字2桁に切り上げた値を記載

3. 固定源に対する防護対策③

◆ スクリーニング評価結果

表3 スクリーニング評価結果(評価点:緊急時対策所外気取入口)
(影響が最大となる方位:SW, WSW, W)

評価点	評価点から 発 生 源 を 見 た 方 位	固定源	当該方位における 防護判断基準値との比		隣接方位を含めた 防護判断基準値との 比の合計	評価	
緊急時 対策所 外気 取入口	SW	アンモニア①	3.9×10^{-4}	8.2×10^{-2} ※1	6.7×10^{-1} ※4	影響なし	
		塩酸①-1	7.7×10^{-4}				
		塩酸①-2	1.4×10^{-3}				
		アンモニア②	3.1×10^{-5}				
		塩酸⑧-1	1.6×10^{-3}				
		塩酸⑧-2	1.8×10^{-3}				
		塩酸⑧-3	7.5×10^{-2}				
		塩酸⑧-4	4.4×10^{-4}				
	WSW	塩酸⑨-1	1.4×10^{-4}	7.0×10^{-4} ※2			
		塩酸⑨-2	4.2×10^{-4}				
		メタノール⑫	1.3×10^{-4}				
		ガソリン⑬	6.0×10^{-6}				
	W	アンモニア④	7.0×10^{-4}	5.8×10^{-1} ※3			
		塩酸④-1	2.3×10^{-3}				
		塩酸④-2	1.8×10^{-3}				
		硝酸④	9.0×10^{-4}				
		メタノール④	2.4×10^{-4}				
		アンモニア⑤	4.4×10^{-1}				
		ガソリン⑬	1.2×10^{-1}				
		塩化水素⑮	1.1×10^{-3}				
		硫化水素⑮	1.1×10^{-2}				

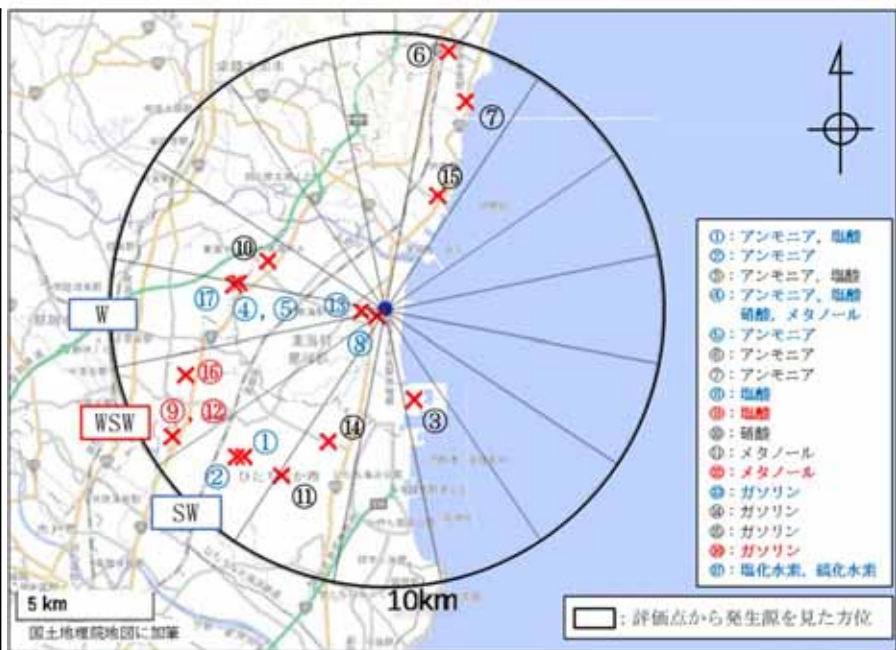


図8 評価点と発生源の位置関係
(評価点:緊急時対策所外気取入口)
(評価点から発生源を見た方位)

※1 固定源①, ②, ⑧を合算し, 方位SWの値として算出
 ※2 固定源⑨, ⑫, ⑬を合算し, 方位WSWの値として算出
 ※3 固定源④, ⑤, ⑬, ⑮を合算し, 方位Wの値として算出
 ※4 有効数字2桁に切り上げた値を記載

3. 固定源に対する防護対策④

◆ スクリーニング評価結果

表3 スクリーニング評価結果(評価点:重要操作地点)

評価点	発生源から 評価点を見 た方位	固定源	評価点における 有毒ガス濃度 (ppm)	有毒ガス 防護防護判断 基準値(ppm)	有毒ガス 防護防護判断 基準値との比	評価
東側接続口①	NW	アンモニア	5.8×10^1	300	1.9×10^{-1}	影響なし
東側接続口②	WNW	アンモニア	6.6×10^1	300	2.2×10^{-1}	影響なし
高所東側接続口	WSW	アンモニア	3.2×10^1	300	1.1×10^{-1}	影響なし
西側接続口	W	アンモニア	4.1×10^1	300	1.4×10^{-1}	影響なし
高所西側接続口	WSW	アンモニア	2.7×10^1	300	8.9×10^{-2}	影響なし



図8 評価点と発生源の位置関係
(評価点:重要操作地点)
(発生源から評価点を見た方位)

4. 可動源に対する防護対策①

◆ 敷地内可動源の入構に当たっての対応

- 特定した敷地内可動源が、発電所構内に入構する場合は、発電所員（担当室員）が防護具を携行の上、図9のように、発電所入構から薬品タンクへの受入完了まで随行・立会することで、有毒ガスの発生の速やかな検知及び連絡を可能とする。
- 特定された敷地内可動源はアンモニアであるため、発電所員（担当室員）はその臭い（刺激臭）等で漏えいを検知することが可能である。また、人体に対して危険な影響を即時に与えることはないため、検知後、速やかに携行している防護具を着用し、連絡することが可能である。



図9 有毒ガスの発生の検出のための実施体制

4. 可動源に対する防護対策②

◆ 敷地内可動源からの異常の発生を確認した場合の対応

- 発電所員(担当室員)が異常の発生を検知(①)し, 当直発電長に連絡(②)する。
- 当直発電長は, 連絡責任者等へ異常の発生を連絡(③)するとともに, 運転員等に対して換気空調設備の隔離等(④)を, 担当室マネージャーに対して終息活動を指示する。
- 担当室マネージャーは, 終息活動要員に終息活動(⑤)を指示し, 終了後に終息活動要員から連絡を受ける。また, 担当室マネージャーは, 終息したことを当直発電長に連絡する。

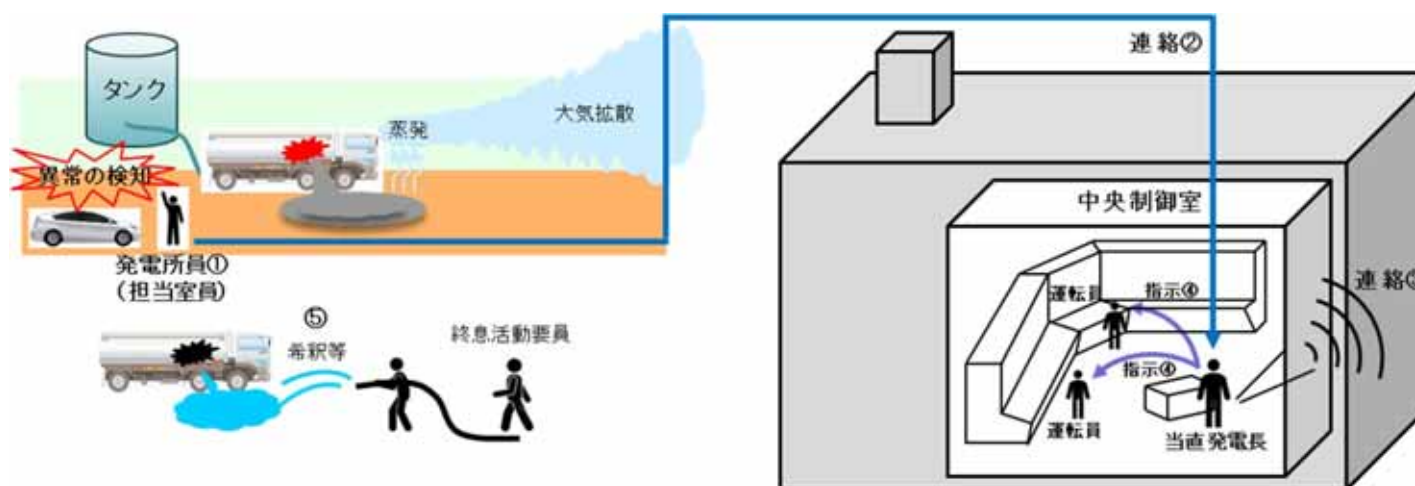


図10 異常の発生を確認した時の防護措置の流れ

5. 予期せぬ有毒ガスの発生に対する防護対策①

◆ 防護具等の配備等

- 予期せぬ有毒ガス※¹の発生に対して、自給式呼吸用保護具を配備するとともに、一定量のボンベ(6時間分)を確保する。
- 予期せぬ有毒ガスの発生を検出した場合に、自給式呼吸用保護具を装着する手順及び体制を整備する。

◆ 通信連絡設備による伝達

- 予期せぬ有毒ガスの発生を含む異臭等の異常が確認された場合の通信連絡の手段及び体制を整備する。通信連絡設備は、既存のものを使用する。

◆ 敷地外からの連絡

- 敷地外で有毒ガスが発生した場合の通信連絡の手順及び体制を整備する。

※1 例えば、敷地外可動源から発生する有毒ガス、敷地内固定源及び可動源において予定されていた中和等の終息作業ができなかった場合に発生する有毒ガス等

5. 予期せぬ有毒ガスの発生に対する防護対策②

◆ バックアップの供給体制の整備

- 予期せず発生する有毒ガスに対し、継続的な対応が可能となるよう、バックアップの供給体制として、発電所敷地外からの酸素ポンベの供給体制を整備する。
バックアップの供給イメージを図11に示す。
- 予期せぬ有毒ガスが発生した場合、担当室マネージャーは、高圧ガス事業者に酸素ポンベの運搬を依頼する。
- 依頼を受けた高圧ガス事業者は、酸素ポンベを運搬し、発電所入口等の発電所敷地外の受渡し場所にて、発電所員(担当室員)との受渡しを行う。
- 発電所員(担当室員)は、発電所敷地外の受渡し場所から発電所敷地内へ運搬し、運転員等に引き渡す。

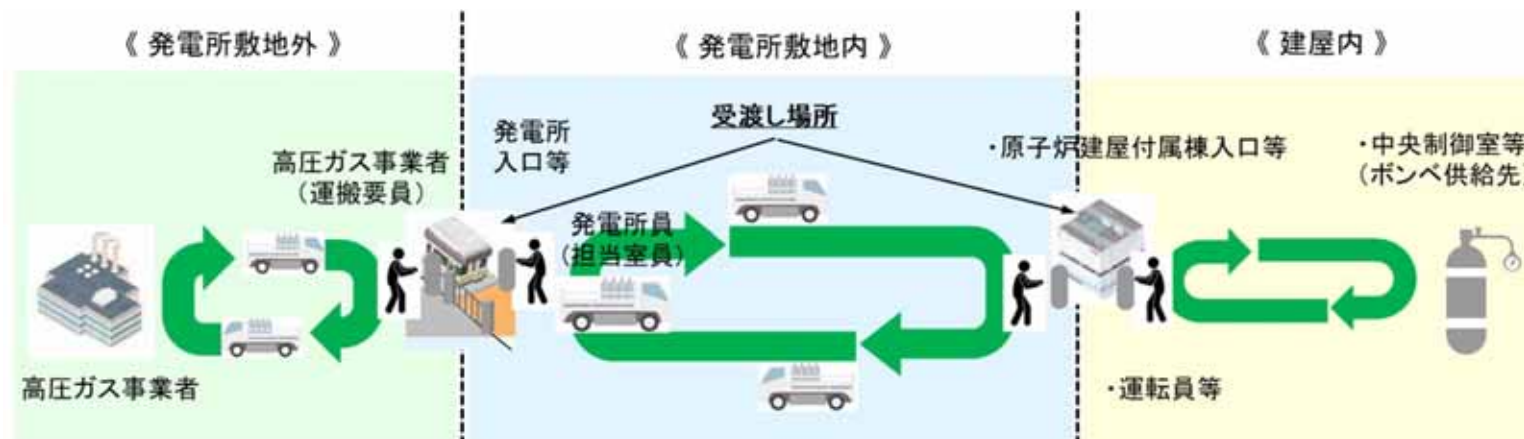


図11 バックアップの供給イメージ

【論点No.229】

有毒ガス防護の詳細について

＜第21回ワーキングチーム指摘事項＞

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【委員からの指摘事項等】

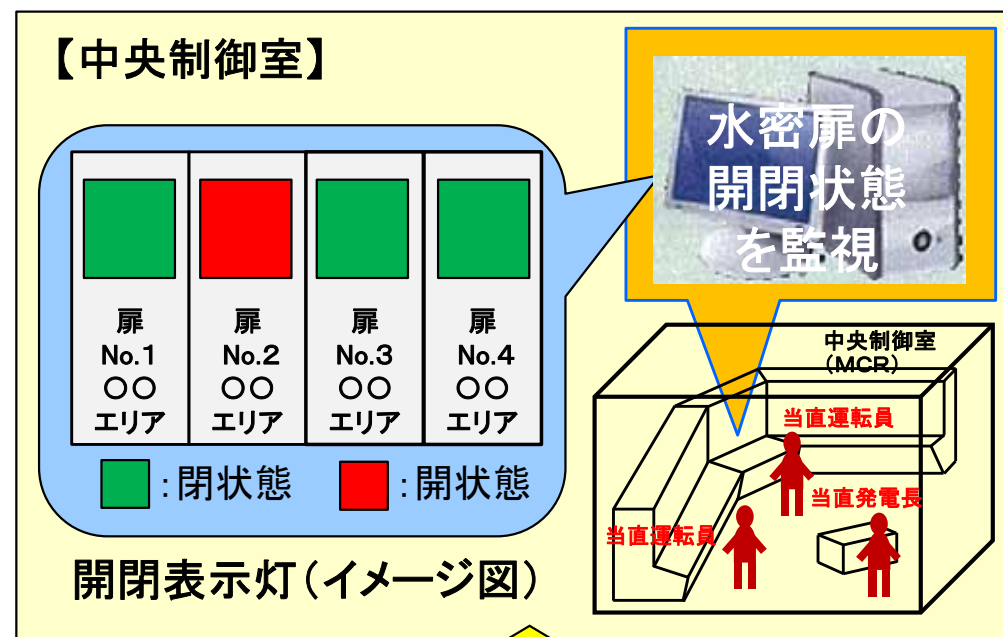
有毒ガス防護の内容については、国の審査状況を踏まえた上で、今後本ワーキングチームにおいて詳細な説明を行うこと。

水密扉の開放等に伴うリスク上昇を防止するための対策について

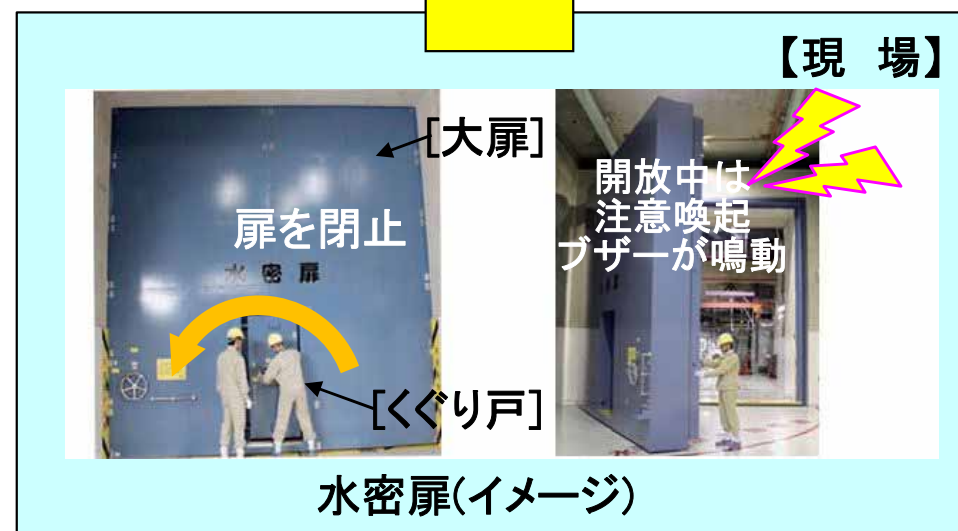
【説明概要】

水密扉については、中央制御室に開閉状態を監視することが可能な開閉表示灯を設置し、開閉管理を運用していく。また、作業等で一時的に水密扉の開放等を要する場合も、系統分離された2区画を同時に行わない等の作業計画を立て、作業時も確実な閉止管理を実施していく。

- 重要な区画との境界に設けた水密扉については、通常時から開閉状態を常時把握し、人及び荷物の扉通過時以外は常時閉止する運用管理を行う。
- 中央制御室に水密扉の開閉状態を監視することが可能な開閉表示灯を設置する。〈別紙参照〉
- 水密扉を開放する場合には、中央制御室に連絡又は許可を受けた上で水密扉を開操作する。
- 水密扉には注意表示を設け、開放状態で放置しないよう注意喚起を行う。〈別紙参照〉
- 水密扉の開状態が継続した場合には、現場において注意喚起のブザーが鳴動することで、注意喚起を促す。水密扉の開放が継続された場合には、現場状況を確認し、扉を閉止する。
- 作業等で一時的に水密扉の開放を続けることが必要な場合は、系統分離された2区画を同時に行わない等の作業計画を立てる。また、作業時は監視人等を設け、作業中断・終了時の確実な閉止管理を行う。



水密扉に設けた開閉信号



- 中央制御室に水密扉の開閉状態を監視することが可能な開閉表示灯を設置（一部設置済）



図1 原子炉建屋機器搬入口水密扉の開閉表示灯（中央制御室）

- 水密扉には**注意表示**を設け、開放状態で放置しないよう**注意喚起**を実施（掲示済）

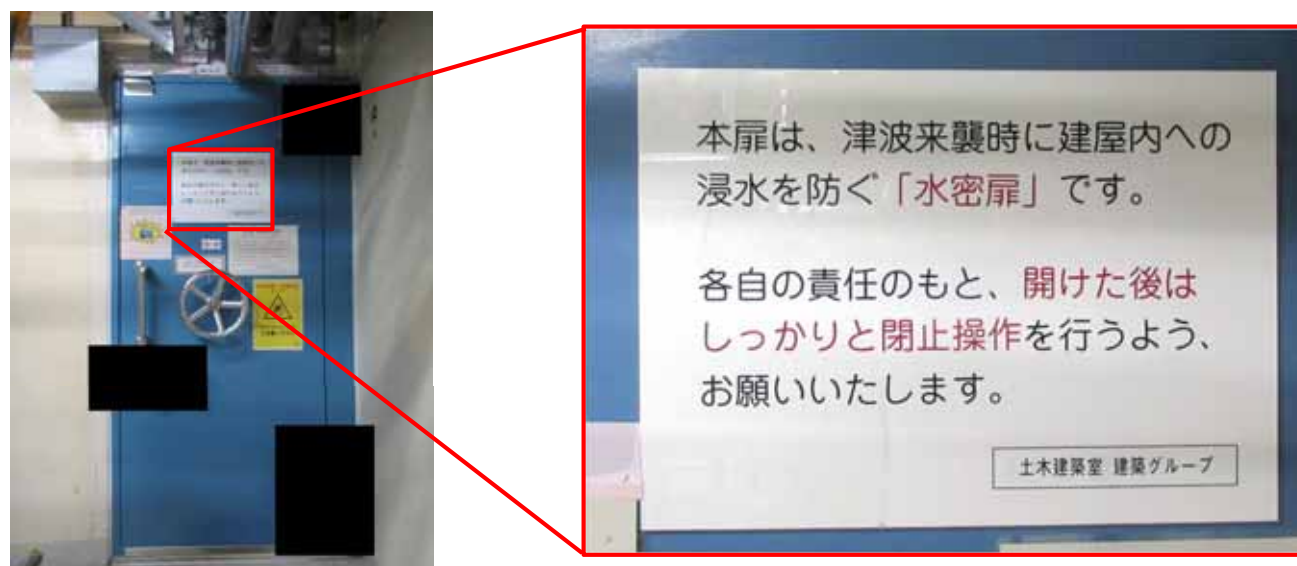


図2 原子炉建屋地下2階 原子炉隔離時冷却系(RCIC)室水密扉

【論点No.76】

水密扉の開放等に伴うリスク上昇を防止するための対策について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.70

水密扉について、例えば重要な水密扉が閉まっているとか、空いているとか、自動的に検出するようなことを考えているのか。扉の区画に対しインジケータのような情報提供をすべきではないか。

P.2-3

No.71

保守点検等の際、水密扉等の開放により防護区画が破れる場合がある。作業手順等が不適切でこういった事態に陥ることを防ぐために、どのような取組を行っているか。

P.2-3

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

火災防護計画において具体的に定める事項及び溢水対策との関係について

【説明概要】

発電所における火災発生時に水消火を行う場合には、予め溢水対策を施すことで、**消火活動に伴う消火水が原子炉安全等に係る重要な設備に悪影響を与えない**ように対処している。火災発生時の消火活動に際しては、**ルールに従い消火活動を実施**していく。

1. 発電所における消火活動に伴う消火水による重要設備への悪影響防止



○発電所における火災発生時に水消火を行う場合には、予め溢水対策を施すことで、**消火活動に伴う消火水が原子炉安全等に係る重要な設備に悪影響を与えない**ように対処している。火災発生時の消火活動に際しては、**ルールに従い消火活動を実施**していく。

① 発電所における火災発生時の消火活動

↓ **発電所内の多くのエリアでは水消火を実施**(消火栓等から)

↓ 一部のエリア・設備に対しては水消火以外の消火対応
(二酸化炭素消火設備, ハロゲン化物消火設備)

② 屋外及び建屋内一般エリアを対象

非常用ディーゼル発電機室, 電気室, 電気盤内・制御盤内等

- ・**消防隊が消火栓から放水する想定**(自動の固定式水消火設備は設けず)
- ・**想定する消火水量(溢水量)は、実際の消火活動による水量を上回るよう保守的に設定**
$$\left[\begin{array}{l} \text{消火設備等からの放水量(130L/m: 屋内)} \times \text{放水箇所} \cdot \text{時間} \\ \text{(2箇所同時放水, 3時間放水継続)} = \text{溢水量 約47m}^3 \end{array} \right]$$

↓
溢水評価・対策に関係せず

- ・**消火水が周辺及び下層階の重要設備に悪影響を与えないよう、止水・防水対策を施し、流下経路を設定**

③ 【設計・評価】上記溢水対策を施すことで、火災が想定されるエリアで消火活動に伴う溢水が発生しても、原子炉安全等に関わる**溢水防護対象設備の機能を損なわないことを確認済**

【消火活動を行う上での運用面での留意事項】

- ・**火災発生時に水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、消火対象以外の溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないこと**を「火災防護計画」に定める。

2.に
記載

④ 【運用】実際の消火活動では、上記ルールに従い消火活動を実施

2. 発電所における火災防護計画の策定と実践（1／2）

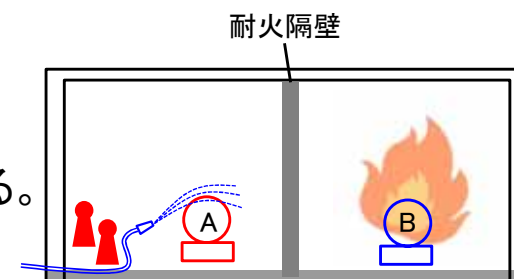
- 前項の溢水対策により、**消火活動に伴う消火水が原子炉安全等に係る重要な設備に悪影響を与えないように**対処している。その上で、運用面においては、社内規程「火災防護計画」に**消火対象以外の溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わない**こと等を定め、教育・訓練を実施していく。

【東海第二発電所「火災防護計画」(案, 抜粋)*】

発電所における火災防護対策を適切に実施することを目的として、火災の発生防止及び火災発生時の消火活動等の内容、手順、関連設備及び対応組織等について定めるもの。

○建屋内における消火活動に関する留意事項（図1参照）

- ・溢水防護対象設備に対して、機能喪失させるような不用意な放水は行わない。
- ・内部溢水の影響を考慮して、消火に必要な最低限の消火水量となるよう努める。
- ・別途定めた火災区域等においては、原則、消火器にて初期消火を行う。



過誤事例
(火災の発生していない設備に放水)

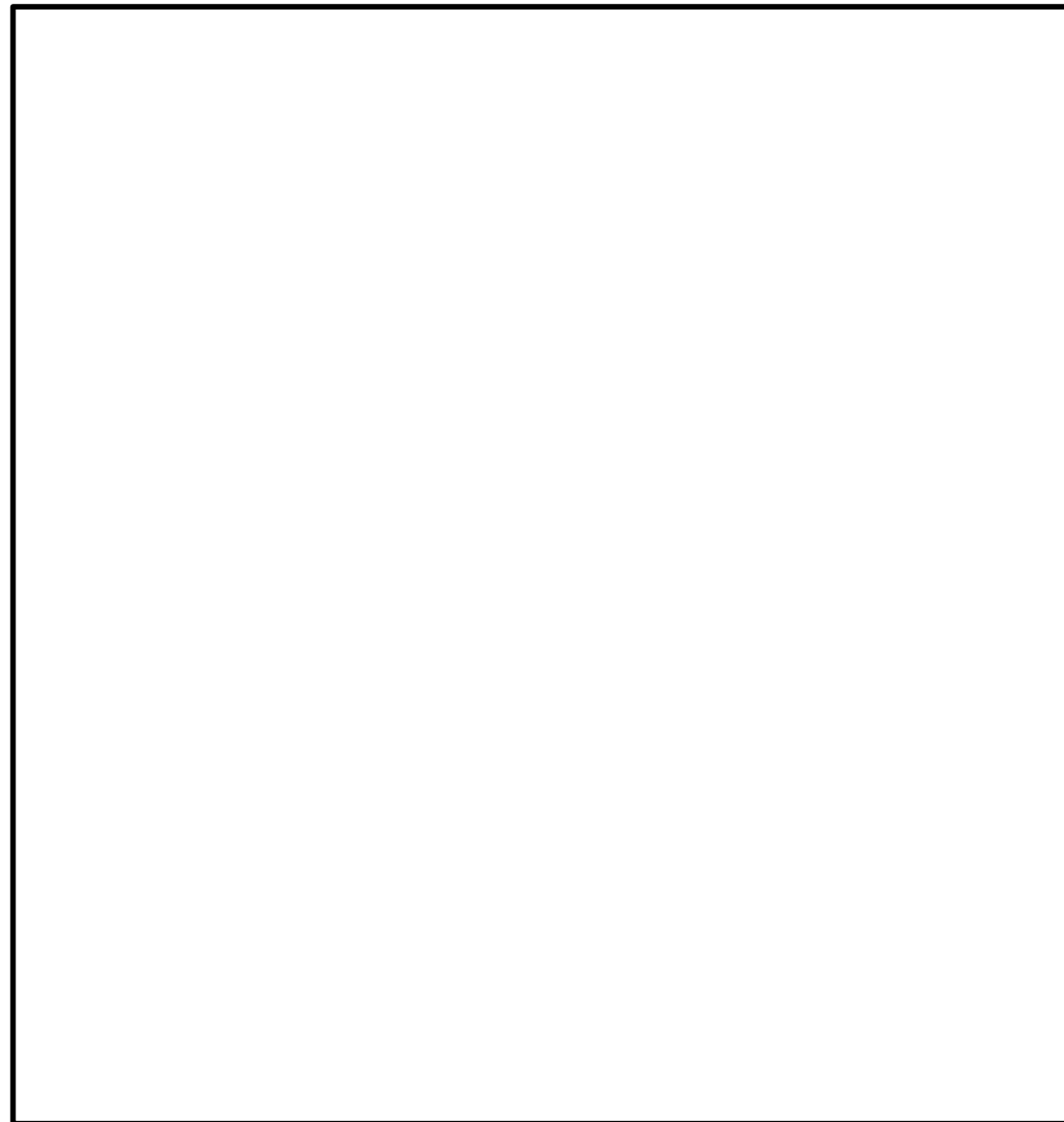
○教育・訓練の実施

- ・全所員に対する教育訓練：火災の発生防止、感知及び消火並びに影響軽減に係る教育
初期消火活動及び内部溢水を考慮した消火活動に係る教育
初期消火活動に用いる消火器の取り扱い訓練
- ・自衛消防隊員の教育訓練：火災が発生した際の自衛消防活動の実効性を確認する総合訓練の実施

○力量の確認

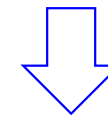
- ・初期消火活動を行う要員に求められる資質及び知識、技能等の力量を維持し、また向上させるための教育訓練を実施するとともに、教育訓練結果の評価を通じて必要な力量等が維持されていることを確認

*「火災防護計画」は作成中であり、新規制基準に係る各設備の設置・運用開始に合わせて策定、施行する。



東海第二発電所「火災防護計画」案 ○建屋内における消火活動に関する 留意事項

- ・溢水防護対象設備に対して、機能喪失させるような不用意な放水は行わない。
- ・内部溢水の影響を考慮して、消火に必要な最低限の消火水量となるよう努める。



火災が発生している系統・設備を
確実に特定し、消火に必要な最低
限の水量で消火活動を実施する。

図1 溢水防護対象設備の配置例(原子炉建屋地下2階)

○溢水の影響に対する防護設計方針

発電所内における機器の破損、地震・降水等の自然現象（津波の流入を含む）、火災時の消火活動により生じる漏水等を保守的に設定し、発生を想定する「溢水」とする。

安全上の重要度が高い系統設備等について、その重要度に応じて溢水に対する防護措置を講ずる。これらの対象設備を「溢水防護対象設備」とする。

溢水防護対象設備が没水等により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

【発生防止】⇒ 溢水源の対策

- ・溢水源となる設備等の補強工事や耐震工事により、溢水量の低減又は溢水源の削減を図る設計とする。
- ・水消火方式による固定式消火設備（スプリンクラー等）は採用せず、被水の影響が発生しない設計とする。

【早期検知】⇒ 検知器機能の追設

- ・床漏えい検知器を追設し、溢水発生時に早期に検知できる設計とする。

【早期隔離】⇒ インターロック等による自動隔離機能の追設

- ・漏えい検知システム等による早期検知、隔離を行う設計とする。

【拡大防止】⇒ 溢水経路の止水対策、個別機器毎の防護対策

- ・設備が設置される区画外からの溢水に対し、壁、扉、堰等により溢水の流入を防止する。
- ・火災発生時に、消火対象以外の溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを「火災防護計画」に定める。
- ・溢水発生時の流下経路を限定し、建屋最下層に滞留させ、外部への拡大を防止する。
- ・溢水防護対象設備に対する止水・防水等の防護対策を行う。
 - 「没水対策」・溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、対象設備が没水しない対策を行う。
 - 「被水対策」・「JIS に規定された保護等級(IPコード)」4以上の防滴仕様機器に取替を行う。
 - 「蒸気対策」・蒸気曝露試験又は机上評価により、蒸気環境への耐性を有する機器への取替を行う。
 - ・蒸気曝露試験等により安全機能を損なわないことを確認した、シールやパッキン等による防護措置を行う。

溢水源は、発生要因別に分類した以下の溢水を想定し、保守的な量にて評価を行う。

○溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等(以下「想定破損」という。)により生じる溢水

- ・配管は、内包する流体のエネルギーに応じて溢水評価ガイドに従い高エネルギー配管、低エネルギー配管の2種類に分類し、溢水評価ガイド附属書Aの規定による評価から、許容応力の状態に応じた破損形状を想定
- ・破損は、単一故障として評価
- ・漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間を乗じて設定
(溢水量は想定する系統により異なるが、最大約380m³)

○発電所内で生じる異常事態(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

- ・自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、消火栓からの放水を考慮。ただし、ガス消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については、当該区画における放水を想定しない。
- ・消火設備等からの単位時間当たりの放水量(130L/min:屋内)と放水時間(一律3時間、2箇所同時放水)から溢水量を設定。(溢水量は火災時に消火を想定する各区画で同じ46.8m³)

○地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

- ・水、蒸気、油等を内包する系統のうち、基準地震動S_sによる地震力に対する耐震性が確認されていない耐震B、Cクラスに属する系統を溢水源とし、内包する水の全量放出を想定
(原子炉棟内の全破損溢水量は約 520 m³ ⇒ 耐震補強により約125m³に低減)
- ・地震による使用済燃料プール等のスロッシングについても地震時の溢水として想定。
(溢水量は、約89m³ (通常運転中)、約247m³ (定期事業者検査中))

○その他の溢水

- ・地下水の流入、降水、屋外タンクの破損等に伴う漏えい等の地震以外の自然現象やその波及的影響に伴う溢水
- ・機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象も考慮。(上記以外の少量漏えいを想定)
- ・人的過誤による漏えいを考慮

【論点No.77】

火災防護計画において具体的に定める事項及び溢水対策との関係について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.72

火災発生時に、消火対象以外の溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを「火災防護計画」に定めるとあるが、溢水防護対象設備がある区画内においても水消火を行う場合があるということか。また、「火災防護計画」には、不用意な放水を行わないことを担保するために、具体的に何をどのように定めるのか。

P.2-6

格納容器下部(ペデスタル)の水位管理の具体的な方法について

【説明概要】

原子炉圧力容器破損時のペデスタル内水位を1mに維持するため、ペデスタルの床より1mの高さに立ち上げた格納容器床ドレンサンプ導入管(スワンネック)及びスリット形状の排水ラインについては、落下物や異物による悪影響を防止し目標水位まで確実に排水できるよう設計している。

また、格納容器床ドレンサンプの水位が低下していることが確認された場合には、水張りを実施することで、常時導入管高さ(1 m)に維持可能な設計としている。

デブリ(溶融炉心)がペデスタルへ落下することを想定し、ペデスタル内の計器やケーブルは、デブリ(溶融炉心)の落下に配慮した耐熱・耐放射線を確保する設計とし、デブリの冷却のため格納容器下部注水配管等から注水を行い、ペデスタルの水位を多量のデブリの冷却に必要な水位(水位は高めかつ開口部を考慮した2.25 m～2.75 m)に維持可能な設計とする。

●格納容器床ドレンサンプ導入管の目的

- ペDESTAL内の底面及び側面には、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)が破損し溶融炉心(以下「デブリ」という。)が落下した際のペDESTAL構造健全性確保のため、コリウムシールドを設置する。コリウムシールド内は格納容器床ドレンサンプとして用いるために、コリウムシールド表面にステンレス製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保する。(図1参照)
- 格納容器床ドレンサンプ内に流入した水は、ペDESTAL床から1 mの高さに立ち上げた格納容器床ドレンサンプの導入管(スワンネック)から流出させ、スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また、格納容器機器ドレンサンプにも導入管を設け、事故発生後にペDESTAL内の水位が1.2 mを超えた場合には、格納容器床ドレンサンプの導入管と併せて排水が可能な設計とする。
- それぞれの導入管の周囲には、RPV破損前までに想定されるペDESTAL内での落下物や異物による悪影響を防止するための導入管カバーを設置する。

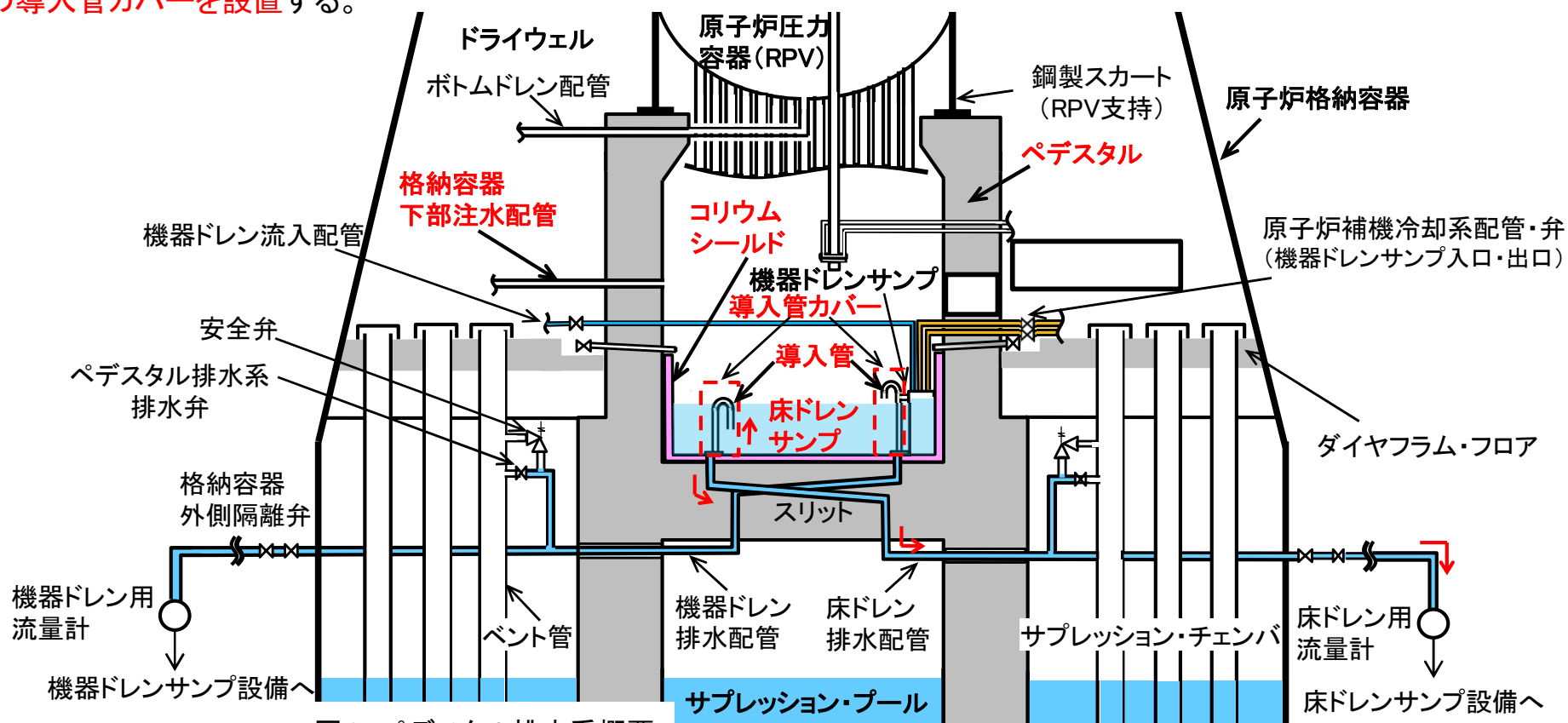


図1 ペDESTAL排水系概要

論点No.127-2

●導入管の構造

- ペデスタルへのデブリ落下時の冷却性を確保しつつ水蒸気発生に伴う圧カスパイクを抑制するため、通常運転中からペデスタル内水位は約1 mで維持されるとともに、事故発生後にペデスタル内への流入水が生じた場合、RPV破損までにペデスタル内水位が1 mとなるまで排水可能な設計とする。
- 各ドレンサンプ導入管は、排水性の確保及び意図した水位で排水を停止させるため、スワンネック形状の頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする。(図2参照)
- 格納容器機器ドレンサンプについても、1.2 m高さのスワンネック形状の導入管を設置し、事故発生後の流入水によりペデスタル内水位が1.2 m以上となった場合には、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペデスタルからの排水が可能となり、排水機能の信頼性を向上させている。

●導入管カバーの構造

- ペデスタル内での落下物により、格納容器床／機器ドレンサンプ導入管が損傷すること、また、異物の流入により排水流路が閉塞することを防止するため、各ドレンサンプ導入管の周囲に導入管カバーを設置する。
- 導入管カバーは、排水流路のスリット部の短辺 $\square$ mmよりも小さい開口径を多数有する板を用い、これを開口が重ならないよう二重に配置することで、線状の異物についても流入を防止する設計とする。(図3参照)
- 導入管カバーは、水の負荷質量、導入管カバーへの落下が想定される落下物の衝撃荷重及び基準地震動 S_g を考慮した設計とする。

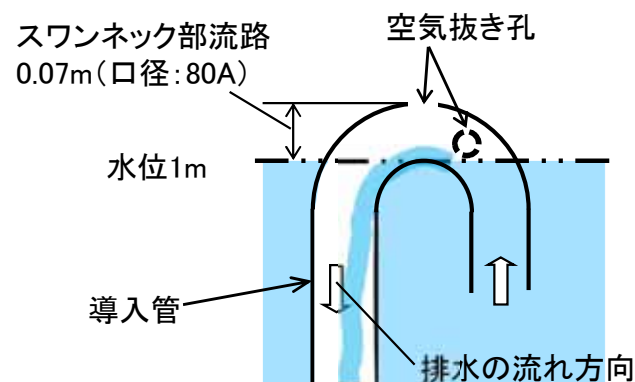


図2 導入管構造図(床ドレンサンプの例)

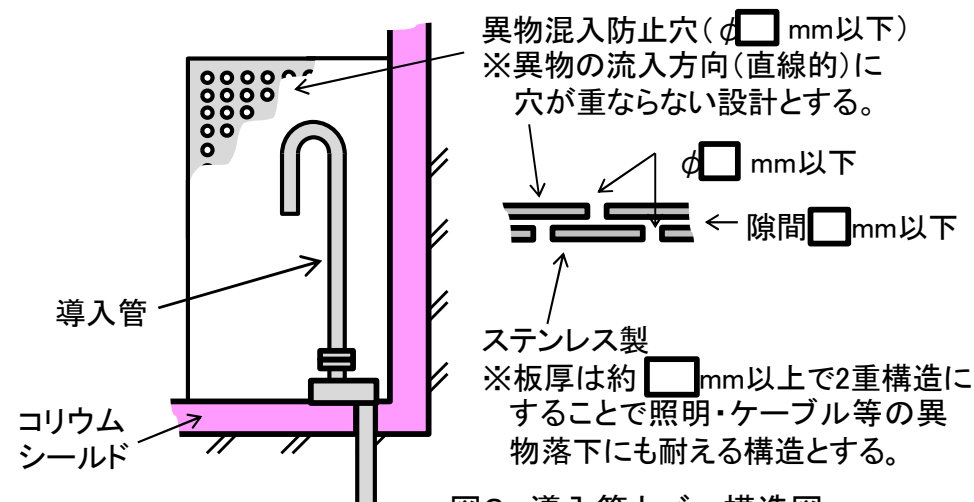
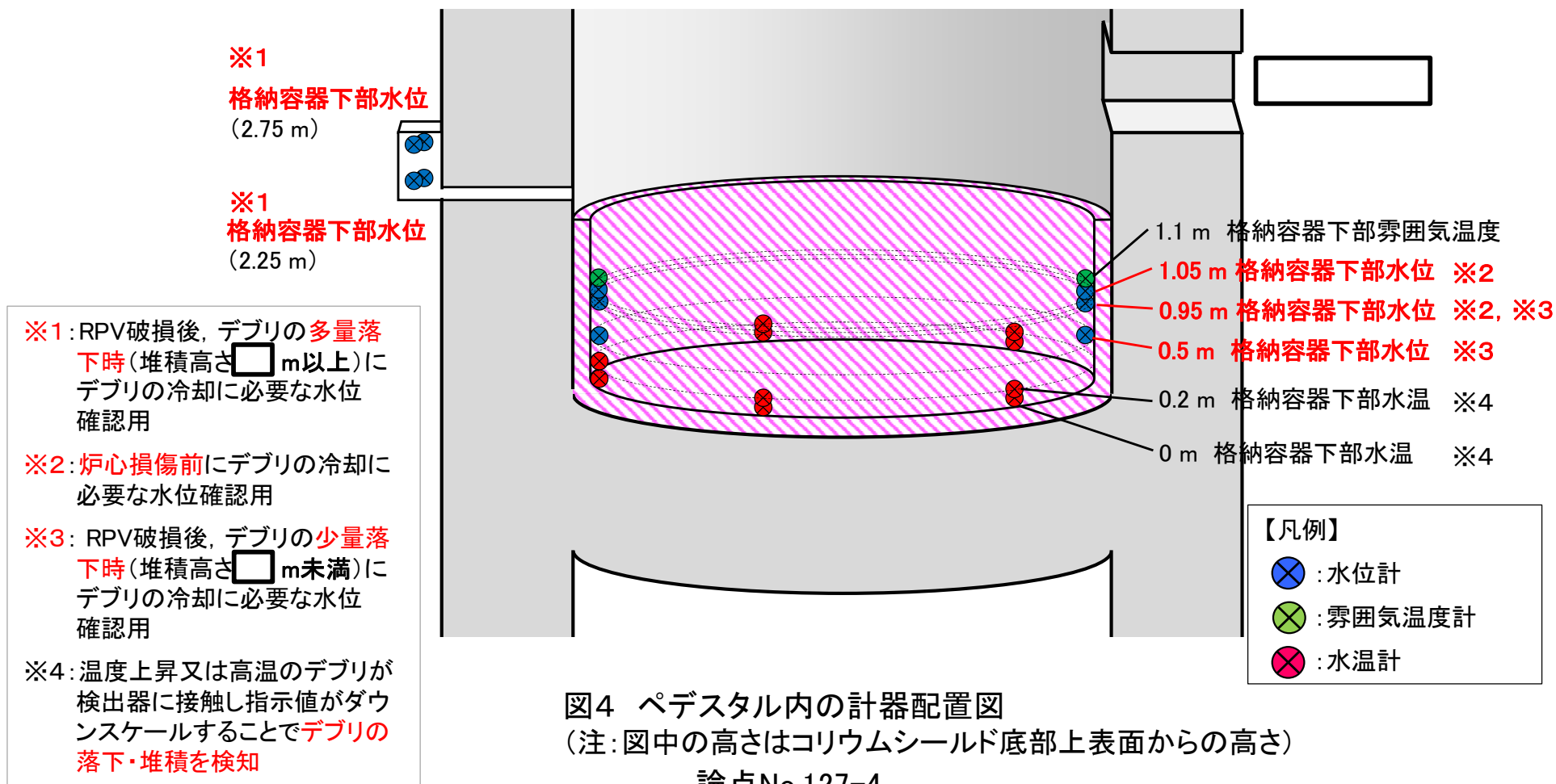


図3 導入管カバー構造図

格納容器下部(ペデスタル)の水位管理方法 (3/6)

●ペデスタル内の水位管理のために設置する計器

- 各計器は、重大事故時の環境条件下においての耐性及びRPV(原子炉圧力容器)破損後の**デブリ(溶融炉心)の落下に配慮した設計**とする。(図4参照)
- ペデスタル内の検出器、無機絶縁ケーブル(MIケーブル)、保護カバーは**無機物で構成されており、耐熱性が高く放射線による影響はない。**
- 各計器の無機絶縁ケーブルは、チャンネル毎に**別ルートで敷設し、同時に機能喪失することがない設計**とする。



格納容器下部(ペDESTアル)の水位管理方法 (4/6)

●水位の維持管理

- 格納容器床ドレンサンプの水位は、通常運転中ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水が流入することで、常時導入管高さ(1 m)に維持可能な設計とする。(図5参照)
- 格納容器床ドレンサンプの水位が低下していることが確認された場合には、水張りを実施することで水位を常時導入管高さ(1 m)に維持可能な設計とする。
- 格納容器床ドレンサンプ水位維持を確認することを保安規定に定めて管理する。
- 事故が発生し炉心が損傷した場合は、ペDESTアルの水位が1 mであることを確認し、制限弁及び隔離弁等を閉操作することで、デブリの落下前に少量のデブリの冷却に必要な水位(1 m)に維持可能な設計とする。
- デブリの多量落下時(堆積高さ□m以上)においては、格納容器下部注水配管等から注水を行い、ペDESTアルの水位を多量のデブリの冷却に必要な水位(水位は高めかつ開口部を考慮した2.25 m～2.75 m)に維持可能な設計とする。

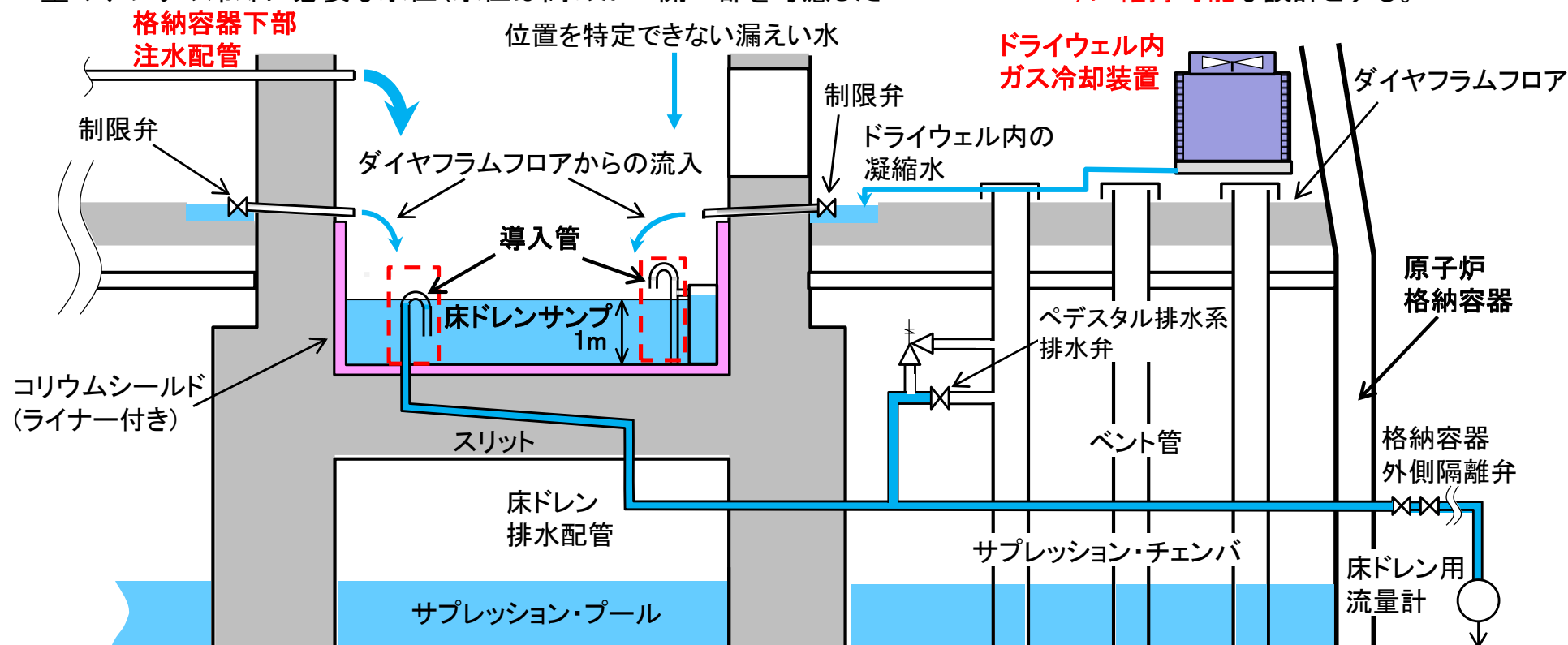


図5 通常運転時流入水及び排水経路図(床ドレン系)
論点No.127-5

格納容器下部(ペデスタル)の水位管理方法 (5/6)

●異物を考慮した排水試験

- RPV破損時のペデスタル内水位を1mに維持するため、格納容器床ドレンサンプ導入管(スワンネック)及びスリット形状の排水ラインにより、流入水が確実に排水できることをモックアップ試験にて確認する。また、設置許可における排水時間評価の妥当性を確認する。
- 試験設備は、導入管、導入管カバー、スリット、下流配管で構成する。(図6, 7参照)
- 導入管、導入管カバー及びスリットは実機形状・寸法を模擬し、内部の流動状況を観察するため材質は透明なアクリル製としている。材質が実機(ステンレス鋼)と異なるが、表面粗さは同等であり、圧損への影響は小さいことを確認している。
- 導入管には多孔板を用いた導入管カバーを二重に設置するため、導入管からスリット部に異物が入る可能性は低い。ペデスタル内にあるケーブルや照明に加え、ECCS(非常用炉心冷却系)ストレーナで想定している異物も含めて導入管への到達可否を検討した結果、導入管カバーの異物混入防止穴を通過する異物としてスラッジ(泥状の堆積物)が挙げられるため、試験で投入する異物はスラッジとした。
- 試験に用いるスラッジ量は、東海第二発電所の床ドレンサンプでのスラッジ測定結果の最大値から設定した。

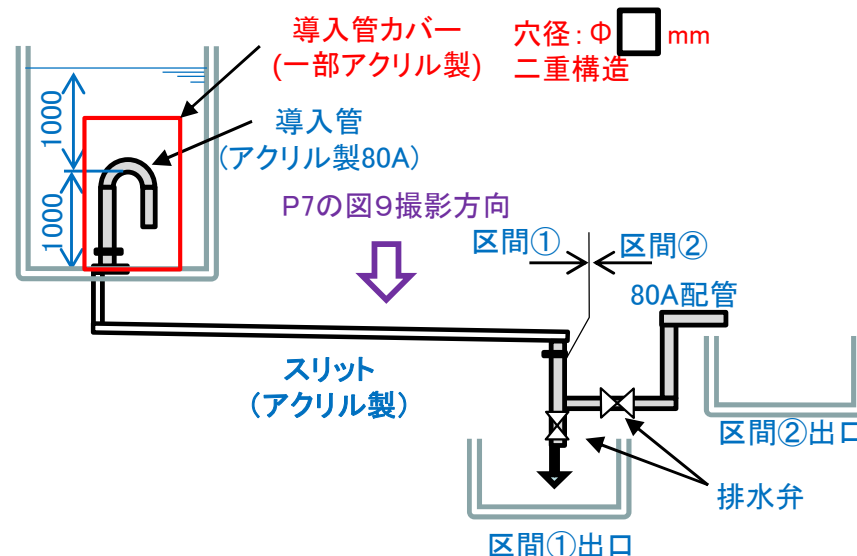


図6 モックアップ試験装置概要



図7 導入管カバー
(試験用) 単体写真

●異物を考慮した排水試験結果

➤異物を考慮した試験結果及び流動状況を図8, 図9に示す。

図8より, スラッジの有無によって排水時間に相違は無く, 圧損への影響がないことを確認した。

また, 図9より, 排水中にスラッジはスリットを数秒で通過し, スリット内には滞留しないことを確認した。

➤以上の結果より, 事故発生後にペデスタル内へ流入水が生じた場合においても, RPV破損までに排水が問題なく行えることを確認した。

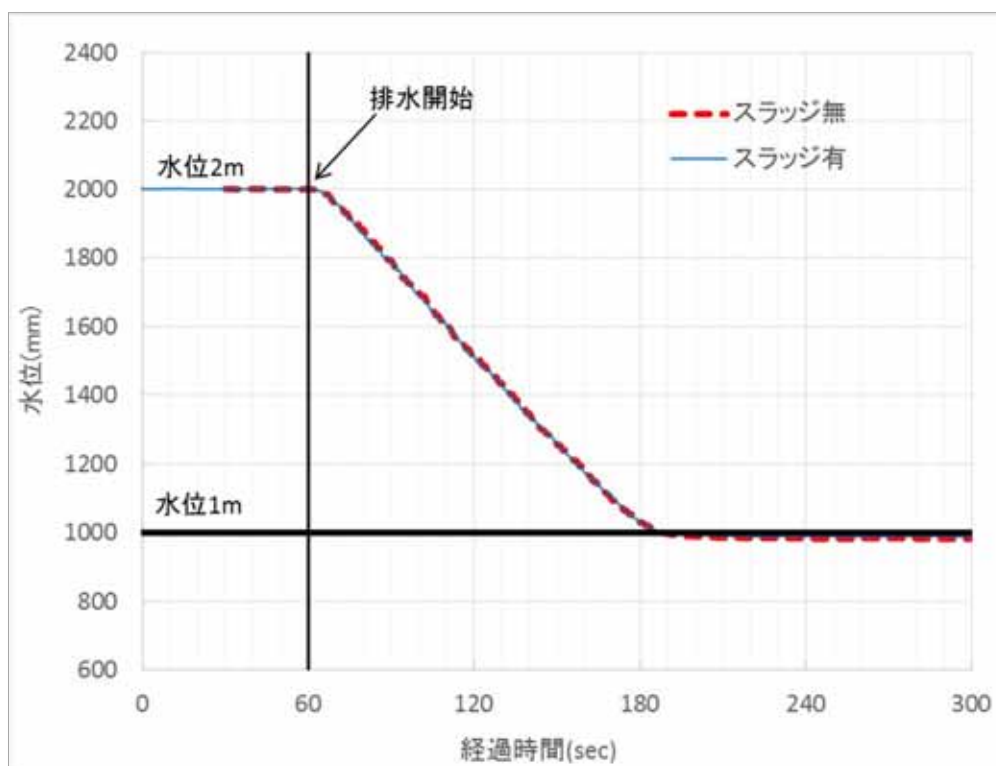


図8 スラッジ有無の条件での試験結果(水位と時間の関係)

論点No.127-7

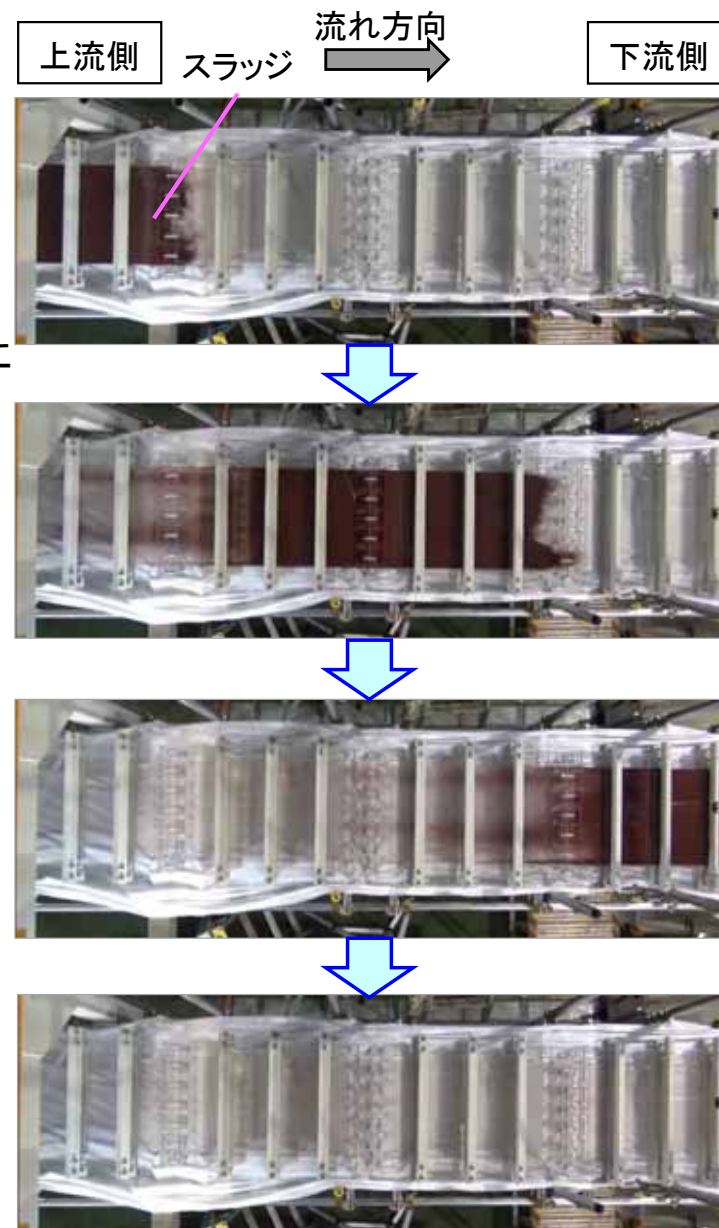


図9 スリットを上面から見たスラッジの流動状況

【論点No.127】

格納容器下部(ペデスタル)の水位管理の具体的な方法について

【委員からの指摘事項等】

No.116

P1～P5

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

ペデスタルの水位(水深1m以上)の測定や管理はどのように行うのか。また、ドレン排水用のU字管が詰まった場合、水位が下がらなくなってしまうが、強制的に水位を下げるようなことはできるのか。

P6～P7

緊急用海水系の信頼性の評価について

【説明概要】

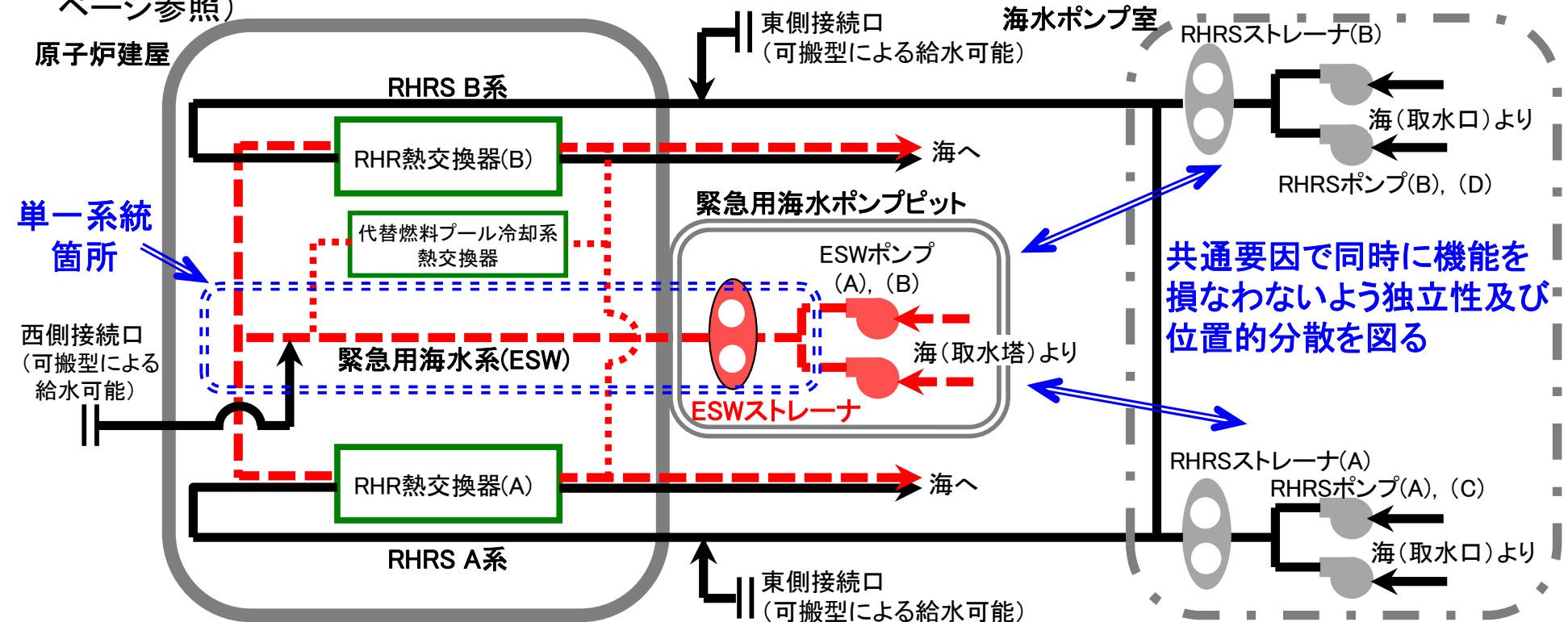
緊急用海水系(ESW)は, 設計基準事故対処設備(DB)である残留熱除去系海水系(RHRS)に対して異なる電源系統や取水源とする**独立性及び位置的分散を確保することで信頼性を高めている**。なお, 当社は自主的に**ポンプを多重化し, 海水供給先のRHR熱交換器へは2系統いずれにも送水可能**(ポンプの多重化及び2系統への送水は規制要求に無い)としており, **静的機器である配管及びストレーナは設備自体の信頼性が高くリスク評価上支配的とはならないため, 1系統としている**。

独立性及び位置的分散を考慮していることから, RHRS(DB)と同時にESW(SA)の機能が損なわれることは考え難いが, **万一, 機能を喪失した場合でも可搬型代替注水大型ポンプ等による給水が可能な設計**としており更に放熱機能の信頼性を高めている。

なお, 緊急用海水系のストレーナには**バスケット型ダブルストレーナ(ストレーナを2つ内包)を採用することで, 万一, 片方が閉塞した場合にも健全側のストレーナに切り替えることで運転を継続できる**。

緊急用海水系(ESW)の信頼性の評価について(1/2)

- 重大事故等対処設備(SA)である**緊急用海水系(ESW)**は、設計基準事故対処設備(DB)である残留熱除去系海水系(RHRS)が機能喪失した重大事故等時において、**RHRSとは独立した取水経路**より、**RHRSと位置的分散を図ったESWポンプ**で海水を取水し、海水中の塵埃等を取り除く**ESWストレーナ**を介して残留熱除去系(RHR)及び代替燃料プール冷却系の**熱交換器等へ冷却水(海水)**を供給する。
- ESWは、**基準地震動Ssの発生後も機能を維持できる設計**に加えて、防潮堤を超えて敷地に遡上する津波等に備えて、**水密化対策等**を施した緊急用海水ポンプピットに設置している。
- さらに当社は自主的に、**ポンプ2台(うち予備1台)**を設け、海水供給先の**RHR熱交換器へは2系統いずれにも送水可能**(ポンプの多重化及び2系統への送水は規制要求に無い)としており、RHRSに対して異なる電源系統や取水源とする**独立性及び位置的分散を確保することで信頼性を高めている**。(配置図は次ページ参照)



残留熱除去系海水系(RHRS)及び緊急用海水系(ESW)系統概略図
論点No.151-2

緊急用海水系(ESW)の信頼性の評価について(2/2)

- DB設備との**共通要因で同時に機能を損なわないよう**独立性及び位置的分散を**考慮したうえで**, ESWの流路は, ESWポンプ(A), (B) (うち予備1台)の出口配管より1本にまとめ、ESWストレナも**1系統としている**。
- ここで**当該配管及びストレナ(別紙参照)**は, 使用時に駆動装置を有しない静的機器であり, ポンプや電動弁等の駆動装置を有する**動的機器と比べ単一故障に対する信頼性が高いこと**, Ss機能維持, 津波・溢水防護, RHRSとの独立性等の設計により, **ESWは全体として高い信頼性を確保している**。
- また, 独立性及び位置的分散を考慮していることから, RHRS(DB)と同時にESW(SA)の機能が損なわれることは考え難いが, **万一, 同時に機能を喪失した場合でも可搬型代替注水大型ポンプ等による給水が可能な設計**としており更に放熱機能の信頼性を高めている。

【技術基準要求】

(第63条の解釈抜粋)

- 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、**重大事故防止設備を整備すること**。
 - b) 重大事故防止設備は、**設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること**。

＜定義＞

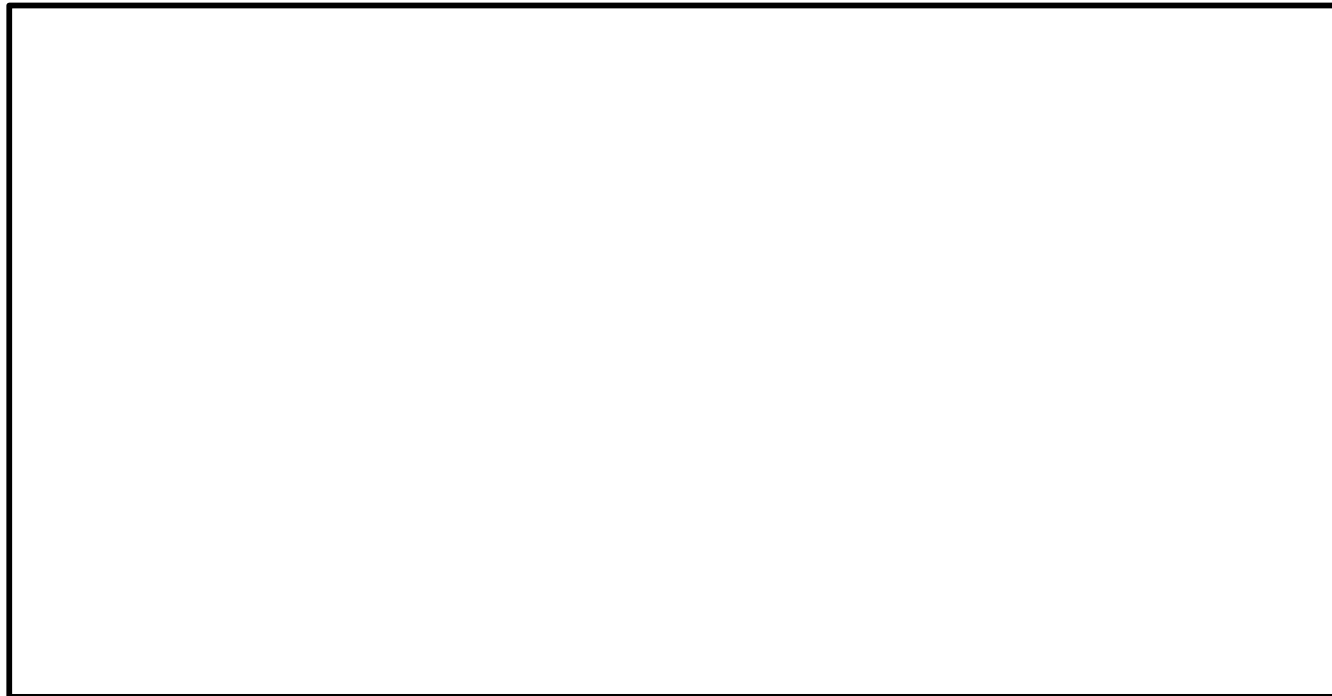
「**多重性**」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいう。

「**独立性**」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

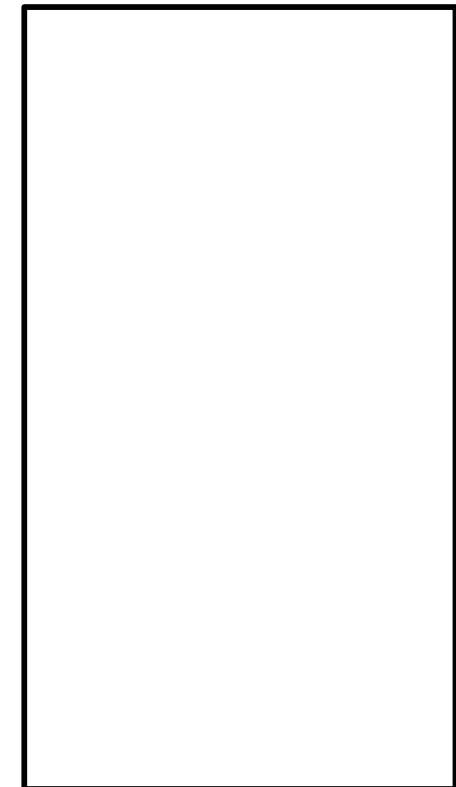
残留熱除去系海水系(RHRS)及び緊急用海水系(ESW)配置図

<別紙> 緊急用海水系(ESW)のストレーナについて

- 緊急用海水系のストレーナは、海水系のストレーナとして既設(RHRS等)で運用している実績があり信頼性の高いバスケット型ダブルストレーナ(ストレーナを2つ内包)を採用することとしており、片方が閉塞した場合にも健全側のストレーナに手動で切り替えることで運転を継続できる設計となっている。(万一、切替機構が故障しても、運転を一時的に停止し、ストレーナの清掃を行うことで閉塞の解消は可能である。)
- 系統故障における確率論的リスク評価をする際、配管・ストレーナ等の静的機器の故障率は、電動弁(開閉失敗)・ポンプ(起動失敗、継続運転失敗)等の動的機器と比較して低いため、当該箇所の故障がリスク評価上、支配的なものとはならない。
- バスケット型ストレーナは、一般的にろ過面積が大きいため圧力損失が小さく、構造がシンプルなことから清掃が容易でメンテナンス性が高いという特徴がある。



緊急用海水系配置図



バスケット型ダブルストレーナ
イメージ図

【論点No.151】

緊急用海水系の信頼性の評価について

【委員からの指摘事項等】

No.138

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

緊急用海水系について、ポンプが2台、RHR熱交換器への配管も2系統となっているにも関わらず、ストレーナ部分は共通になっている。独立2系統としたほうが機能喪失リスクが下がると考えられるが、当該箇所の故障がリスク評価上、支配的なものにならないか。

①協力会社等の外部の人員に関する教育や力量の評価について

【説明概要】

発電所で働く協力会社に対しては、品質保証外部監査や品質保証計画書に基づき品質保証体制等の確認を行い、業務を行うにあたり必要な教育がなされ、力量があること等を確認している。

②協力会社等も含めたモチベーションや安全意識の向上及び使命感の醸成等の取組について
(外部機関による評価等の活用も含む)

【説明概要】

発電所員のみならず、発電所で働く協力会社社員への安全文化の育成と維持に関する説明会を定期的に実施し、安全文化を啓蒙する活動を継続している。

➤ 発電所の運営における協力会社の役割等

- ・発電所の運営に当たっては、当社に所属する発電所員のみならず、**発電所内で働く協力会社社員の役割も重要**となる。
 - ・協力会社は当社との契約に基づき、発電所内で行われている業務の多くに関して、具体的には、**発電所内の各設備の保守点検、付帯設備の運転操作、所内の警備等の保安業務、施設の維持管理等、様々な多岐に渡る業務を担っている。**
- 加えて現在は、東海第二発電所における安全性向上対策工事の実施に伴い、土木・建築工事、機械・電気工事等に従事する協力会社社員が多数入構し、日々作業を行っている。
- ・発電所所員は約450名、発電所で働く協力会社社員は約2,400名*（日平均）である。

東海・東海第二発電所の運営

発電所員
(約450名)

- ・発電所全体の運営
- ・発電所設備の運転操作
- ・発電所設備の維持管理
- ・発電所設備の設置
- ・発電所の燃料・放射線管理
- ・発電所の保安管理、防災対応
- ・発電所の廃止措置
- ・発電所の品質保証
- ・発電所からの通報連絡

協力会社社員
(約2,400名)*

これらの発電所で行われている業務の多くに関して、当社との契約に基づき各業務を担っている。

2. 協力会社社員に対する教育や力量の評価



➤ 発電所業務に係る協力会社に対する確認事項

- ・協力会社との契約、委託に係る社内規程に基づいて、発電所の業務委託等を行う協力会社に対し以下の確認を行い、業務を行うにあたり必要な教育がなされ、必要な力量があること等を確認している。

①協力会社の能力の評価

当社は、製品又は役務の調達にあたって、協力会社が要求事項に**対して必要な技術力等**(教育受講の履歴、保有している資格、製品・役務の実績等)の**能力があることを確認**する。

②調達文書の作成

当社は、**協力会社が行うべき業務の要求事項を明確にした調達文書**(契約書、仕様書等)を作成し、協力会社へ提示する。

③品質保証体制等の確認

当社は、協力会社に対して、品質保証外部監査や品質保証計画書に基づき、**協力会社の品質保証体制等が適切であることを確認**する。

④調達製品・役務の検証

当社は、調達要求事項に従って、協力会社から文書等を提出させ、調達文書に定めた内容を満足していることを検証する。必要に応じ、契約内容に基づいて**業務委託の履行状況を確認**する。

①～④のプロセスを通して、**十分な能力**を有する協力会社社員が、発電所が**求める業務**を協力会社の**適切な体制**の下で、**適切に実施**していることを確認する。

3. 発電所員及び協力会社員も含めた安全文化育成・維持活動（1／3）



▶ 発電所員と協力会社社員が一体となった安全文化の育成と維持に係る活動

安全文化の育成と維持:

原子力安全の確保を達成するため、原子力安全を最優先とする組織風土の形成



東海・東海第二発電所

発電
所員

協力会社
社員

発電所員と協力会社社員が一体となった安全文化の育成と維持に係る活動の実施

(1) 発電所員への対応

- ・発電所員のみならず、所員と協力会社社員とが一体となった安全文化育成・維持活動を推進することを目的として、全所員を対象に安全文化に関する説明会を定期的実施している。＜別紙1＞

* 発電所への定期異動者については、赴任時に説明を実施

(2) 協力会社への対応

- ・協力会社社員と一体となった安全文化育成・維持活動を推進することを目的として、協力会社社員(班長クラス以上)への安全文化に関する説明会を定期的実施 ＜別紙1＞

(3) 最近の活動事例

- ・2020年度より、所員のみならず協力会社員から提供頂いたCR(コンディションレポート)*について、安全文化の観点で分析を行った上で、安全文化の説明会に合わせて分析結果を共有 ＜別紙2＞
- ・また、協力会社が集まる安全推進協議会総会においても、CR分析結果を周知 ＜別紙2＞
- ・作業に携わる方に向けて、より具体的な安全文化活動をお知らせする「安全文化の期待事項」を作成し配布 ＜別紙3＞

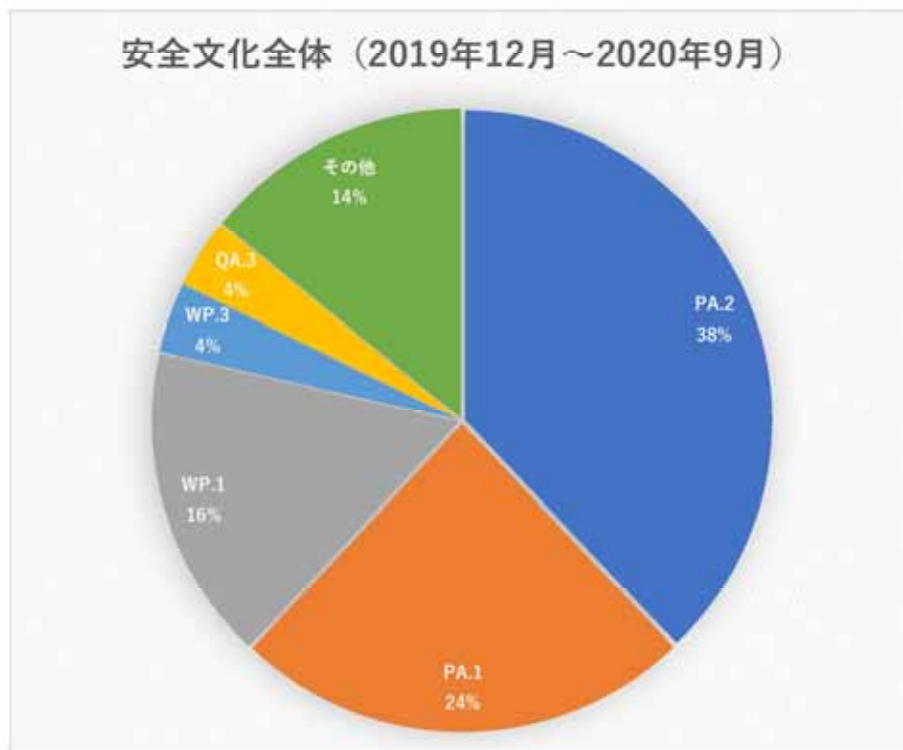
※CR(コンディションレポート)の活用:

所員・協力会社社員より、日々発電所で働くにあたり気付いた問題点等*を登録してもらい、所内で集約・議論・分析した上で、必要な対策や改善等を行っていく。

*業務上の気付き、不安全箇所、不安全行動等のヒヤリハット、マネジメントオブザベーション、運転経験情報等。良好事例も含む。

○所員・協力会社社員から寄せられたCR(コンディションレポート)分析結果(抜粋)

分析結果（全体）－全体把握



2019年12月～2020年9月のCR
を安全文化コードを用いて分類
すると左図の通りとなる

PA.2、WP.1、PA.1で約80%



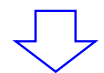
これら3つを弱みの候補とする

PA.2：仕事への当事者意識

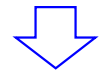
PA.1：ルールの順守

WP.1：作業マネジメント

発電所内で確認
した弱みを把握



協力会社社員も
含めて共有



改善に繋げてい
く活動を継続

PA.2: 各人は、自らの業務及び行動において、原子力安全を確保するための責任を持っていることを理解していること。

PA.1: 各人は、原子力安全を確保するためにルールを順守することの重要性を理解していること。

各人は、自らの業務及び行動が、ルールを順守していることについて説明責任があることを理解していること。

WP.1: 各人は、作業の計画策定、作業管理（監理を含む）、及び作業実施の各プロセスにおいて、原子力安全を最優先にしていること。

各人は、作業に伴うリスクの特定と評価を行っていること。

OCR分析結果（各安全文化コードの内訳）

【発電所員】※1

PA2: 整理整頓及び表示の不備, 現場養生／受けの不備等, 主に現場4S*に関わるもの

WP1: 作業計画段階の不備（低温環境で暖房なし, 大きな騒音発生, 訓練手順の改善事項, 等）

※1: PA1についてはCR登録数は下がり傾向であり, 弱みではないと評価

【協力会社社員】※2

PA1: 「構内立入者の遵守事項」に反するもの

PA2: 不用品の放置, 整理整頓及び表示の不備等, 主に現場4S*に関わるもの

※2: WP1についてはCR登録数は下がり傾向であり, 弱みではないと評価

*4S: 整理・整頓・清掃・清潔

OCR分析結果を踏まえた改善対応（例）

【発電所員への対応】

- ・発電所員に対して説明会を開催し, 各グループで分析結果を受けた改善計画を立てる。
- ・現場作業時に他者によるオブザベーションを通じて現場4Sの実施状況について確認を受ける。
- ・表示の不備（掲示期間の超過等）については管理表を作成し, それに基づき管理を実施していく。
- ・CR起票の少ないグループに対してCRを起票し, 個別に対策を立てる。

【協力会社社員への対応】

- ・協力会社社員向けの安全文化に関する説明会で分析結果を説明し, 弱みを把握してもらう。
- ・「構内立入者の遵守事項」の反復教育を依頼する。
- ・現場4Sの徹底に関して再度周知する。
- ・CRの起票依頼を継続して行っていく。

安全文化の醸成に向けて

《発電所で働くみんなが一体となった安全文化の醸成》

平成31年1月16日
東海・東海第二発電所
品質保証室

1. 安全文化とは（例題で考えよう）

- ゆで蛙**
- ・熱い湯に蛙を入れると、反射的に飛び出す
 - ・水の中に蛙を入れ、徐々に温めていくと飛び出すことが出来ない



・緩やかな環境変化には疎い（慣れる）
安全文化が劣化している環境にいて、
安全文化が劣化していることに気づかない

気づいた時には致命的ダメージ

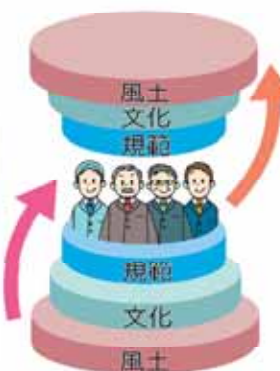
そうなる前にどうする??

 知的財産 取扱注意 関係者限り 平成31年1月16日 東海・東海第二発電所 品質保証室

2. 安全文化の成り立ち

右の図は、人と文化の関係をモデル化
人の集団を頂点として、その下に3つの異なる
層が形成されています。

土台となる一番下の層は「組織風土」
を表し、与えられた条件で、人が営む
生活の基盤。
この風土の上に形成されるのが人が
手を加えて創る「組織文化」です。
最後に、人が直接に接している「規範」
が形成されます。



「規範」が確立した後では、その「規範」が「組織文化」を創り、
さらには「組織風土」にも影響を与える。

目次

1. 安全文化とは（例題で考えよう）
2. 安全文化の成り立ち
3. 安全文化が劣化していく事例
4. 安全文化の必要性
5. 東海・東海第二発電所の安全文化
6. 安全文化醸成活動の具体例
7. 発電所全員での安全文化醸成活動
8. まとめ

<別紙2> 安全文化に係るCRの傾向分析

別紙 2

CRの傾向分析（安全文化）について

2020年11月27日
品質保証室

分析結果（全体）－傾向把握



弱みの傾向は以前から変わっていない（PA.2、PA.1、WP.1に係るCRが多い）

分析結果（全体）－全体把握



2019年12月～2020年9月のCR
を安全文化コードを用いて分類
すると左図の通りとなる

PA.2、WP.1、PA.1で約80%



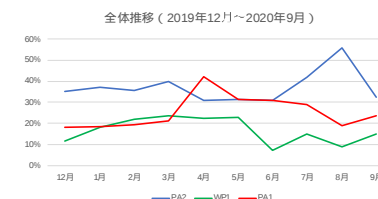
これら3つを弱みの候補とする

PA.2：仕事への当事者意識

PA.1：ルールの順守

WP.1：作業マネジメント

分析結果（全体）－推移



- PA.2は全体の30%以上を占め、ほぼ横ばいに推移していたが、6月に上昇傾向、現状は約30%で推移
- PA.1は全体の約20%以上を占め、ほぼ横ばいに推移していたが、3月に上昇傾向、現状は約25%で推移
- WP.1は約25%以内で推移



弱みの把握が困難



発電所員と協力会社員を分けて
分析

	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	合計
PA.2 件数	39	64	42	37	22	15	21	36	70	45	391
割合	35%	37%	36%	40%	31%	31%	31%	42%	56%	32%	38%
PA.1 件数	20	32	23	20	30	15	21	25	24	33	243
割合	18%	19%	19%	22%	42%	31%	31%	29%	19%	24%	24%
WP.1 件数	12	31	26	22	16	11	5	13	11	21	169
割合	12%	18%	22%	24%	23%	23%	7%	15%	9%	15%	16%

安全の定義と10の指標

安全とは...皆さんの身体・健康を守るという安全に加えて、発電所を安全に運営することを含みます。

これを「原子力安全」と呼んでいます。

原子力安全を達成するために発電所では10の指標を定めました。

今回は10の指標のうちの1番、PA(個人の責任意識)について、説明します。



1. 個人の責任意識 (PA)

個人とは発電所で働く全ての方々=みなさんのことです。

責任とは、与えられた業務をこなすだけでなく、原子力安全のために行動するということです。

個人の責任意識とはすなわち・・・

- 皆さんの、ルールを守ろう／守らせようという意識 (PA.1)
- 皆さんが、自ら安全を達成しようという意識 (PA.2)
- 皆さんが、みんなで助け合おうという意識 (PA.3)

ということになります。

1. 個人の責任意識 (PA)

電工ドラムはケーブルを2巻き程度残して使用するルールです。

これは、誤ってケーブルに足をかけた時にドラムが引っ張られないようにという配慮です。

作業準備で・・・

- 電工ドラムを扱う方は、ケーブルを2巻き残す (PA.1)

このような状況を見つけたら・・・

- ルールを知っていたら、2巻き残すよう助言する (PA.2)
- ルールをうろ覚えなら、構内立入者遵守事項を確認し、注意する (PA.3)

<別紙4> 安全文化の組織全体への浸透

第12回ワーキングチーム
資料3-4 再掲



- 原子力安全の確保を達成するため、**原子力安全を最優先とする指針**として「安全行動宣言」、「安全行動3原則」及び「安全文化の行動指針」を策定し、**組織全体に浸透する取り組みを実施**
- 健全な安全文化の醸成活動に不可欠な事項（リーダーシップ、問いかける姿勢、コミュニケーション、継続的学習等）を浸透させるため、「安全ハンドブック」を作成し、業務遂行にあたり**安全意識の向上に活用**している。

安全文化の組織全体への浸透

平成23年3月

福島第一原子力発電所事故

当社の取り組み

平成24年8月

最高水準の安全確保を目標として行動する「安全行動宣言」を掲げると共に「安全行動3原則」「安全行動指針」を制定

平成26年6月

「原子力の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み」を公表し、取り組みの一つとして「可視化による安全文化の不断の改善」を開始

平成26年12月

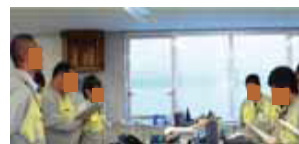
安全行動指針の後継として、組織の各人、リーダーがどのように考えて、いかに行動すれば、健全な安全文化につながっていくかを「問いかける姿勢」を含む、「10の特性」とそれに寄与する「40の要素」として纏めた「安全文化の行動指針」を制定

平成28年1月

これらの理念や行動指針を浸透するために「安全文化の行動指針」「安全文化の共通行動標準」（安全文化の行動指針の実践例）等を記載した「安全ハンドブック*」を作成し、経営層を含む全社員へ配布

* 補足説明資料参照

具体的な浸透の取り組み例



【作業前ミーティングでの唱和】

発電所の各部署が朝礼、作業前ミーティング、各会議等にて、**安全文化の行動指針の唱和やセーフティミニッツ**（原子力安全文化に関する自身の経験や他社の事例を紹介し議論する）を行い、業務遂行時の**安全意識向上に活用**



【安全大会での表彰】

当社発電所員に限らず、発電所内で勤務・現場作業等を行う**各協力会社にも安全文化に基づく安全意識向上を呼び掛け**、現場パトロールや作業実績に基づき、**良好事例に対する表彰活動等**を実施

効果の確認と反映

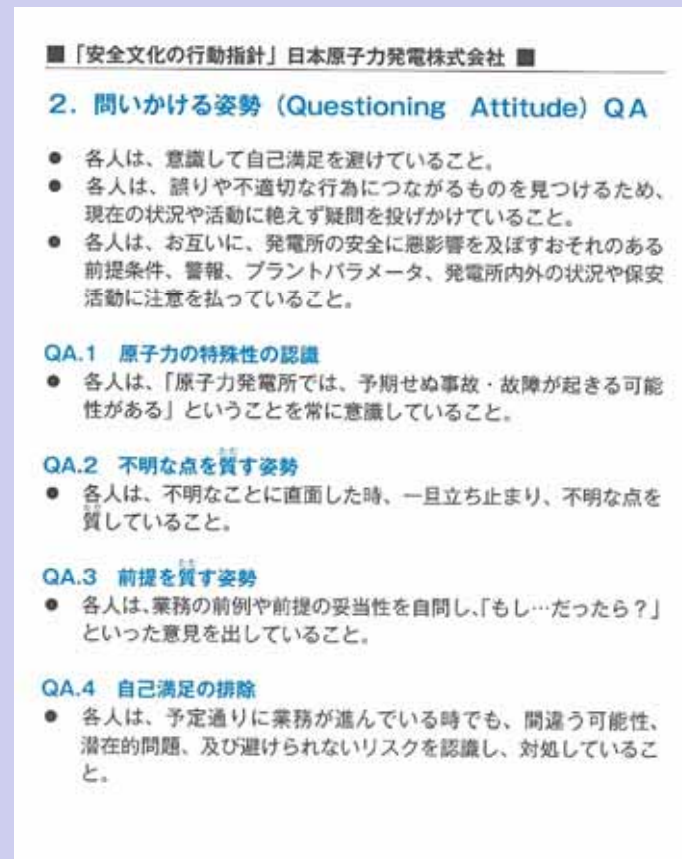
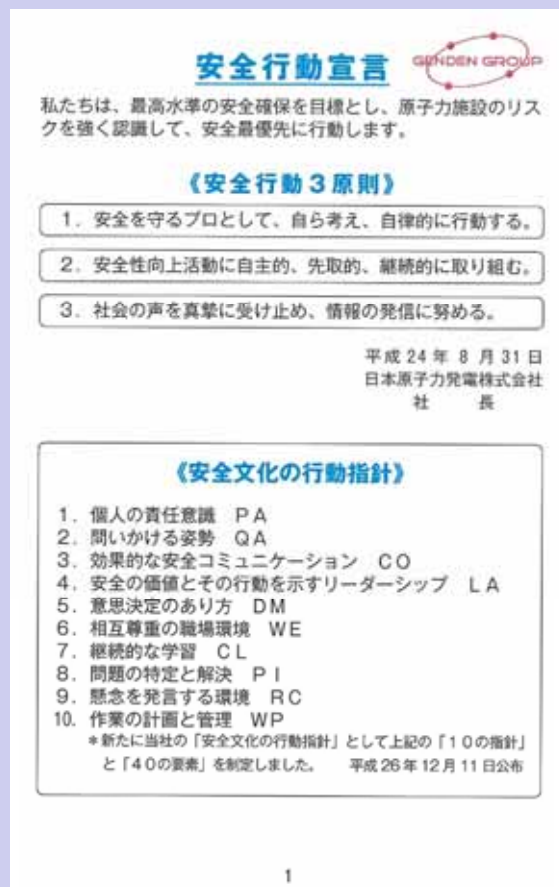
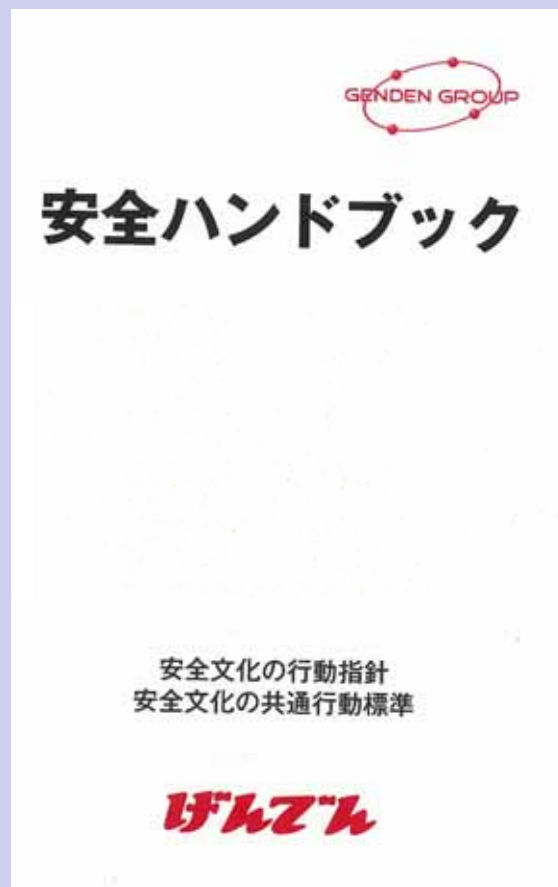
上記活動に対して、**発電所では安全を最優先に考える行動を観察する仕組みの具体例として、以下を実施中**。今後も維持・促進していく。
・発電所幹部自ら所内の各現場作業・組織運営のオブザーベーションを定期的に行い、発電所の問題点・改善点を見出し改善を指示・実行
「現場優先」の率先垂範（リーダーシップの発揮）

これらを通じて、当社は**安全文化の醸成活動・浸透状況等を定期的に評価し、発電所現場への定着と改善に取り組んでいる**。

- 「安全文化の行動指針」を踏まえ、健全な安全文化の醸成活動に不可欠な事項(リーダーシップ, 問
いかける姿勢, コミュニケーション, 継続的学習等)を浸透させるため, 「安全ハンドブック」を作成
- 「安全ハンドブック」の日常的な唱和, 事例紹介, 議論等を通じて業務遂行時の安全意識向上に活用

安全ハンドブック

安全文化の行動指針(抜粋)



【安全ハンドブック 10ページ目を抜粋】

➤ 「安全文化の行動指針」一覧

1. 個人の責任意識(Personal Accountability) PA

PA. 1 ルールの順守

各人は、原子力安全を確保するためにルールを順守することの重要性を理解していること。

各人は、自らの業務及び行動が、ルールを順守していることについて説明責任があることを理解していること。

PA. 2 仕事への当事者意識

各人は、自らの業務及び行動において、原子力安全を確保するための責任を持っていることを理解していること。

PA. 3 チームワーク意識

各人は、自らが業務を行う場合及びチームで業務を行う場合に、自らがチームの一員である認識を持ち、原子力安全を確保するために、社内外のチームメンバーとも情報交換し、業務の調整を行っていること。

2. 問いかける姿勢(Questioning Attitude) QA

QA. 1 原子力の特殊性の認識

各人は、「原子力発電所では、予期せぬ事故・故障が起きる可能性がある」ということを常に意識していること。

QA. 2 不明な点を質す姿勢

各人は、不明なことに直面した時、一旦立ち止まり、不明な点を質していること。

QA. 3 前提を質す姿勢

各人は、業務の前例や前提の妥当性を自問し、「もし…だったら？」といった意見を出していること。

QA. 4 自己満足の排除

各人は、予定通りに業務が進んでいるときでも、間違える可能性、潜在的問題、及び避けられないリスクを認識し、対処していること

3. 効果的な安全コミュニケーション(Effective Safety Communication) CO

CO. 1 作業過程の情報伝達

各人は、業務や作業の中で原子力安全に重点をおいて情報を伝達していること。

CO. 2 重要情報の共有

リーダーは、運転上及び組織上の重要情報が適切なタイミングで共有されるよう措置していること。

CO. 3 自由な情報交換

各人は、組織の縦横でオープンかつ率直に話し合っていること。また、監視、監査及び規制機関に対してもオープンかつ率直に話し合っていること。

CO. 4 期待の浸透

リーダーは、原子力安全が経営の期待する最優先事項であるということを繰り返し強調していること。

➤ 「安全文化の行動指針」一覧

4. 安全の価値とその行動を示すリーダーシップ(Leadership Safety Values and Actions) LA

LA. 1 資源の確保

リーダーは、原子力安全を確保するのに十分な要員、機器、手順及びその他の資源を用意し、使用可能なように措置していること。

LA. 2 リーダーの現場での存在感

リーダーは、ルールや期待される行動から外れている状況がすみやかに是正されるよう、作業現場に日常的に足を運び、オブザーベーションやコーチング等を行っていること。

LA. 3 安全のための動機づけ、賞揚

リーダーは、安全第一の方針や安全最優先の行動及び成果を奨励するため、動機づけや賞揚を行っていること。

LA. 4 安全への戦略的取組み

リーダーは、安全最優先の考えに従って、発電所における取組みの優先順位を定めていること。

LA. 5 変更管理

リーダーは、変更について評価し実施する際には、引き続き原子力安全が最優先されるように、所定の手続きをとっていること。

LA. 6 役割・責任・権限

リーダーは、原子力安全を確保するため、役割、責任及び権限を明確にしていること。

LA. 7 継続的な監視

リーダーは、安全文化の評価を含めた様々なモニタリングを通じて、原子力安全を継続的に監視させていること。

LA. 8 リーダーの模範行動

リーダーは、安全に関して手本となる行動を周囲に示していること。

5. 意思決定のあり方(Decision-Making) DM

DM. 1 意思決定プロセス

各人は、意思決定する際に、組織として意思決定するプロセスを用い、リスクの観点を適切に考慮していること。

DM. 2 安全側の判断

各人は、許容される選択肢に対しても、慎重に判断していること。

各人は、安全側の考え方として、傍観して事態を不安全にさせるのではなく、対処することで安全な状態にしていること。

DM. 3 説明責任

リーダーは、原子力安全に対する説明責任を持つ個人または組織を明確にしていること。

➤ 「安全文化の行動指針」一覧

6. 相互尊重の職場環境 (Respectful Work Environment) WE

WE. 1 相互尊重

各人は、お互いに敬意を持って丁寧に接していること。

WE. 2 意見の尊重

各人は、お互いに、懸案事項について発言し、助言を行い、質問し、かつ、異なる意見を尊重していること。

WE. 3 相互信頼

各人及び作業チームは、お互いに信頼していること。

WE. 4 対立の明解な解決

各人は、対立の解決に公正で事実に基づく方法を用いていること。

7. 継続的な学習 (Continuous Learning) CL

CL. 1 運転経験

リーダーは、自社及び国内外原子力発電所のトラブル情報を含む運転経験を、体系的かつ効果的に収集、評価し、自社発電所の安全確保にタイムリーに反映していること。

CL. 2 自己評価

各人は、安全確保についての各種計画、活動及びその実施状況について、自己満足を排した客観的な評価を定例的に行っていること。

なお、客観的な評価には、計画、活動の内容及び実施状況の評価が、今のままでよいのか、より良いものとするべきではないかという観点を含んでいること。

CL. 3 ベンチマーク

各人は、知識、技能及び安全のパフォーマンスを継続的に改善するために、社内外を問わず他の組織の経験を活かすよう学習を行っていること。

CL. 4 訓練

リーダーは、各人が安全確保につながる十分な知識と高い技術力を保持するため、及び原子力安全の重要性を浸透させるために教育・訓練を整備し、受講させていること。

リーダーは、各人の技術伝承を確実に行わせるよう措置していること。

➤ 「安全文化の行動指針」一覧

8. 問題の特定と解決(Problem Identification and Resolution)PI

PI. 1 マイナートラブルの特定

リーダーは、マイナートラブルに対しても、改善プログラムを定め、運用していること。
各人は、改善プログラムに従って、正確かつすみやかに問題を特定していること。

PI. 2 徹底した問題の評価

リーダーは、安全に関する問題を徹底的に評価することで、原因の特定と再発防止対策が安全の重要度に応じて適切なものとなるようにしていること。

PI. 3 有効な解決方法

リーダーは、安全上の重要度に応じてタイムリーに問題を処理するため、効果的な措置をとっていること。

PI. 4 定期的な傾向把握

リーダーは、構造的な要因や共通要因による問題が潜んでいるか確認するために、改善プログラムやその他評価からの情報を、総合的観点から定期的に分析していること。

9. 懸念を発言する環境(Environment for Raising Concerns)RC

RC. 1 安全を最優先する職場環境方針

リーダーは、各人が、原子力安全に関する懸念を発言することは、権利であり責任でもあることを強調していること。
リーダーは、原子力安全上の懸念を発言したことによって、各人が不利益を受けないように措置していること。

RC. 2 原子力安全に関する懸念の

リーダーは、匿名な申し出による原子力安全に関する懸念が、適切かつ効果的に処理されるよう措置していること。

10. 作業の計画と管理(Work Processes)WP

WP. 1 作業マネジメント

各人は、作業の計画策定、作業管理(監理を含む)、及び作業実施の各プロセスにおいて、原子力安全を最優先にしていること。
各人は、作業に伴うリスクの特定と評価を行っていること。

WP. 2 設計裕度の確保

リーダーは、設計裕度を保って設備の運転保守を実施していること。
設計裕度の見直しは、所定の手続きで行われていること。

WP. 3 信頼性の高い文書作成

リーダーは、正確な文書を作成し、内容を最新の状態に維持するよう措置していること。

WP. 4 作業手順の順守

各人は、作業要領書、手順書や作業指示に従って作業を行っていること。

【論点No.156】

協力会社等の外部の人員に関する教育や力量の評価について

【委員からの指摘事項等】

No. 144

外部の者に対する教育の評価はどのように行っているのか。 P.2-3

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【論点No.216】

協力会社等も含めたモチベーションや安全意識の向上及び使命感の醸成等の取組について（外部機関による評価等の活用も含む）

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.205

組織全体としての安全文化の醸成として、協力会社も含めた安全意識の向上や使命感の醸成などといったことの取組は何か考えているか。

P.2, 4-15

No.206

安全文化に関して、従業員の働くモチベーションや安全意識を高めたり、確認する観点から何か検討していることはあるか。

P.2, 4-15

【県民意見（頂いたご意見・特に関心のある事項）】

No.808

P.2-15

・安全管理は作業員の心構えが重要である。作業員を管理するものが安全に作業を行っているかを把握することが重要である。また、経営者側は、安全に作業されることが管理されていることを必要十分に把握し自らをもってその状況を確認しなければならない。そのためには、経営者サイドとしても抜き打ちで作業状況を確認しなければならない義務と責任を負う。

P.2-15

P.2-15

実効的な安全確保に係る技術伝承に関する取組について

【説明概要】

東海第二発電所の実効的な安全確保に係る技術伝承に関する取組として、教育・研修等を通じた基礎的な知識・技能の習得、職場内訓練を通じた実践的な知識や技能等の習得を図っている。また、発電所の長期間の停止や新たな設備の増加等を踏まえて、要員の経験を補い、新たな知識・技能を習得する等の実効的なアクションプランを作成し、計画的に実施している。

○東海第二発電所の安全確保等に係る技術伝承に関する取り組みについては、計画的に所員に対して教育・研修等を通じた原子力安全等に係る基礎的な知識・技能の習得を進めるとともに、配属された職場でのOJT(職場内訓練)等を通じて、上司・先輩等より指導・助言を受けながら実務経験を重ねることで、現場での業務遂行に必要な実践的な知識や技能等を習得していく。

○また、プラントの運転管理、設備維持、炉心・燃料管理等に直接携わる部門の要員の教育・訓練としては、発電所の長期間の停止や新たな設備の増加等を踏まえて、要員の経験を補う、また新たな知識・技能を習得する等の実効的なアクションプランを作成し、計画的に実施している。(下表参照)

教育・訓練 対応方針 【課題と対応】	運転部門 (当直運転員)	保修部門 (設備設置及び保守)	安全管理部門 (炉心管理・燃料管理)
方針1 基礎的な知識・技能の習得	各部門において毎年度の能力開発計画に従い実施		
方針2 要員の経験を補う教育・訓練 【発電所長期停止対応】	運転員の力量維持・向上	安全性向上対応工事を見据えた監理員の育成	炉心管理担当者の育成
	中級運転員等の運転経験の補強	中級保修員等の育成	燃料管理担当者 の育成
方針3 新たな知識・技能の習得 【新設・改造設備増加対応】	フルスコープシミュレータを活用した技術的能力の向上	中級保修員等の育成	
	教育訓練を着実に 実施するための体制整備		
	別紙1参照	別紙2参照	別紙3参照

○また、発電所内の人員配置・人事異動に当たっては、各部門の業務遂行能力を維持するため、各部門で業務に精通／必要資格を有する人員を確保する配慮を行った上で、適時、人の入れ替えを行っていくことで、各部門で必要な技能を有する社員の層の厚みを増していく対応を図っている。

＜別紙1＞東海第二発電所の再稼働に当たっての課題

○プラントの運転管理，設備維持等に直接携わる部門の課題として，起動・停止及びプラント運転を経験していない点が挙げられる。

【中級運転員】

- ・運転直の経験を通じて数年間の基本動作，パトロール手順等について理解を深めてきているものの，起動・停止及びプラント運転で発生する様々なケースを経験していない点が課題である。

【中級保修員】

- ・保修室の監理員の経験を通じて数年間の基本動作，監理員手順等について理解を深めてきているものの，起動・停止及びプラント運転で発生する様々なトラブルを経験していない点が課題である。

⇒**運転中プラントにおける経験を積ませ，場数を踏むことで，運転員／保修員としての振る舞いを正しく体得させる必要がある。**

※なお，新入社員は，運転中プラントにおける経験以前に，東二にて中級社員による基本動作等の教育でベースを作る。

<別紙1> 運転部門(当直運転員)の教育・訓練の主な対応方針



教育・訓練 対応方針 【課題と対応】	運転部門(当直運転員)	
方針1 基礎的知識・技能の習得	毎年度の能力開発計画に従い実施 ・OJT: 運転操作に関する基本知識, パトロール時の確認ポイント, 設置許可申請書等の内容理解。運転員レベルに応じた基礎的知識・技能を習得 ・Off-JT: 当社の研修センター, BWR訓練センター等での研修・訓練の実施	
方針2 要員の経験を補う教育・訓練 【発電所長期停止対応】	①運転員の力量維持・向上 ➢「上位職者によるオブザベーションの強化」 ➢「発電長・副発電長へのオブザベーション拡大」	①オブザベーションを通じた運転員・当直班の力量維持・向上 ・運転員の異常の早期発見能力を育成する観点で, 巡視・試験等作業に対して上位職者による観察(オブザベーション)を実施し, 改善点及び良好点等を抽出しフィードバックすることで, 見るべき視点や勘所を養う。 ・発電長及び副発電長の事故訓練時における当直班の指揮状況等のふるまいをオブザベーションし, 次回訓練等にフィードバックしていく。 ・他発電所の訓練視察, 相互オブザベーションを実施
	②中級運転員等の運転経験の補強 ➢「他社原子力発電所派遣研修」 ➢「火力発電所派遣研修」	②運転中の他発電所への派遣研修による, 発電所の起動・停止, 巡視等, 運転員のふるまいの習得 ・運転中の他原子力発電所への派遣研修を実施…7名／約60名 派遣 ・運転中の火力発電所への派遣研修を実施…3名／約60名 派遣
方針3 新たな知識・技能の習得 【新設・改造設備増加対応】	③フルスコープシミュレータを活用した技術的能力の向上 ➢「FSSを活用した技術的能力の確認訓練」	③シミュレータ訓練を通じた新設備の特性の習得, 事故時対応能力向上 ・フルスコープシミュレータ*に安全性向上対策工事で設置, 改造中の諸設備の仕様を反映し, 新設備を用いた事故時対応訓練を実施する。 *東海第二発電所の中央制御室を模擬したプラントシミュレータ。発電所起動・停止から事故, シビアアクシデントに至るまで模擬可能。東海村内の当社研修センターで運用中
	④教育訓練を着実に実施するための体制整備 ➢「当直体制の変更」	④運転員の教育・訓練の充実化のための当直体制の変更 ・当直の班数を増やすことで(5直2交代⇒6直2交代), 当直勤務から外れて教育・訓練に従事できる班を確保

教育・訓練 対応方針 【課題と対応】	保守部門(設備設置及び保守)	
方針1 基礎的知識・技能の習得	毎年度の能力開発計画に従い実施 ・OJT: 初級保修士から上級保修士までの各段階に応じて、保修士業務に係る基礎的知識・技能の習得から大規模プロジェクト工事の計画立案、取り纏め等の業務能力までを習得 ・Off-JT: 当社の研修センターでの保修士点検、設備設計、監理員教育等の研修受講	
方針2 要員の経験を補う教育・訓練 【発電所長期停止対応】	①安全性向上対応工事を見据えた監理員の育成 ➢「工事監理員の育成強化」	①保修士経験のある社員等によるオブザベーションを通じた工事監理員の育成・強化 ・様々な安全性向上対策工事の監理を適切に行うため、工事監理員のふるまいを観察(オブザベーション)し、改善点及び良好点等を抽出し、以降の工事監理にフィードバックしていく。 ・工事監理の着眼点を習熟させるマニュアルを作成、社内評価者を人選し、初級保修士等に対するオブザベーションを実施
	②中級保修士等の育成 ➢「メーカー研修の実施」	②外部研修を通じた原子炉や発電機等の設計思想、設備仕様の設定根拠等の理解促進 ・原子炉、タービン、発電機等の主要設備を対象として、関係メーカーによる外部研修を受講…15名／約140名 受講
方針3 新たな知識・技能の習得 【新設・改造設備増加対応】	③中級保修士等の育成 ➢「新設・改造設備に関する知識・技能の習得」	③新設備・機器の工事实施に先立ち、研修等を通じた設計・工事計画・工事監理・試運転・事前検査業務等の必要知識の習得 ・新設・改造設備の国審査(工事計画認可)等の経験者を講師とした、各設備の構造、機能維持等に係る勉強会を実施 ・当社の研修センターを活用し、新設・改造設備の知識習得に向けた座学研修コースの設置と受講

教育・訓練 対応方針 【課題と対応】	安全管理部門(炉心管理・燃料管理)	
方針1 基礎的知識・技能の習得	毎年度の能力開発計画に従い実施 ・OJT: 炉心管理, 燃料取替管理, 計装管理, プラント性能管理, 定期事業者検査対応業務 ・Off-JT: 当社の研修センターでの燃料管理コース等の受講	
方針2 要員の経験を補う教育・訓練 【発電所長期停止対応】	①炉心管理担当者の育成 ➢「起動シミュレーション訓練」 ➢「燃料メーカーによる炉心設計研修, 起動・運転時の反応度評価研修」	①原子炉・プラント起動等に係る炉心管理担当者の能力習得・向上 ・過去の原子炉起動時の業務実績ベンチマークを通じた業務内容習得 ・今後適用する炉心性能監視システムの操作方法習得 ・燃料メーカーでのOJTを通じた炉心設計・炉心管理の研修受講 ・炉心設計会社との共同作業による炉心設計業務能力の習得
	②燃料管理担当者の育成 ➢「燃料管理業務教育」 ➢「敦賀発電所1号機の燃料移動におけるOJT」	②新燃料, 使用済燃料扱いに係る燃料管理担当者の能力習得・向上 ・他BWRプラントでの研修を通じて, 新燃料管理, 定期事業者検査, 使用済燃料管理, 燃料輸送等の燃料管理業務の能力習得・向上を図る ・当社の敦賀発電所1号機の燃料移動作業*にOJTで参加し, 燃料移動作業の経験を積む *敦賀1号機の使用済燃料プールから敦賀2号機の使用済燃料ピットまで, 使用済燃料構内移送用キャスクを用いて使用済燃料の移送を実施
方針3 新たな知識・技能の習得 【新設・改造設備増加対応】	方針1, 方針2で対応	方針1, 方針2で対応

(1) 原子炉施設保安規定に基づく保安教育

保安規定に基づき，所員に対して教育・訓練を実施。

入所時教育

放射線業務従事者教育

反復教育

- ・ 関係法令及び保安規定の遵守に関すること
- ・ 発電用原子炉施設の運転に関すること
- ・ 放射線管理に関すること
- ・ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること
- ・ 非常の場合に講ずべき処置に関すること

(2) 緊急作業時の被ばく線量限度に関する教育

実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の一部改正に伴い，緊急作業時の被ばく線量限度（250ミリシーベルト）に関する運用について原子炉施設保安規定を改正（平成28年4月1日施行）したことを受け，所員に対して教育・訓練を実施。

（教育）・緊急作業の方法に関する知識

- ・ 電離放射線の生体に与える影響，健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識

（訓練）・緊急作業の方法

- ・ 緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い

(3) その他QMS規程に基づく教育

Q M S 規程に基づき，所員に対して教育・訓練を実施。（運転・保守部門以外）

放射線・環境関連教育

- ・ 工事監理のための放射線防護教育
- ・ 放射線管理員養成コース
- ・ クリアランス測定判断要員養成コース
- ・ R I 従事者教育 等

緊急時対処訓練

- ・ 総合事故訓練
- ・ S A / A M 教育訓練
- ・ 総合火災訓練，公設消防との合同訓練
- ・ 通報連絡訓練 等

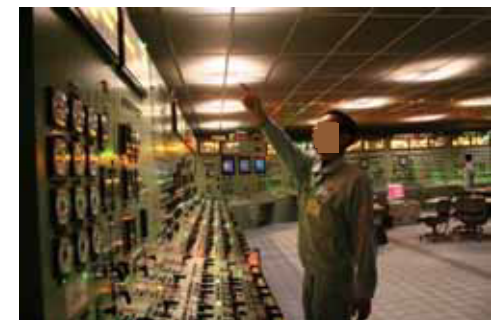
その他

- ・ 総合研修センターコース（原子力基礎コース，根本原因分析手法コース 等）
- ・ 品質保証教育
- ・ 基本設計教育
- ・ 安全衛生教育
- ・ 保安規定改正内容に係る講習
- ・ 保安規定違反事例教育
- ・ 不適合事例教育 等

運転員・保守員の技術維持向上の訓練を実施

(1) 運転員の教育・訓練

- ・ 現場巡視, 機器操作時の行動観察を行い, 運転員の行動や振舞いを改善。
- ・ 過去の経験やノウハウを事故訓練や各種勉強会を通じて伝承。
- ・ 起動停止操作, 事故時対応操作訓練をフルスコープシミュレータにて繰り返し行い, 運転操作能力やチームワークを向上。
また, BWR運転訓練センターへ派遣し, 第三者的な評価および他電力との技術交流を実施。



【運転員の事故対応訓練】



【保守員の弁分解点検教育】



【直営での回転機振動測定】

(2) 保守員の教育・訓練

- ・ 保守訓練設備による機器の分解・点検, 試運転等の実技教育を行い, 保守管理に必要な知識を習得。
- ・ 直営での設備診断を継続し, 分析・評価の力量を維持向上。
- ・ 動力ケーブル末端処理訓練, 配管漏えい時応急処置訓練, 溶接現場実習等緊急時の現場対応能力を向上。
- ・ 安全帯で自身を支える, 難燃シートに火をつける, 等の現場体感教育により作業安全, 火災への感受性向上。

【論点No.157】

実効的な安全確保に係る技術伝承に関する取組について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.145

プラント停止が長期にわたると、技術伝承が難しいと考えるが、プラントシミュレータを使った教育・訓練以外で工夫していることはあるか。

P.2-5

No.146

P.2-5

安全管理のリスクマネジメント全般を総括的に見る部署のスタッフの技術レベルを維持するために、どういうことを工夫しているのか。特に人事ローテーションの際に安全を担当する部署のスタッフの技術レベルを付けるために何か工夫しているところはあるのか。

P.2

No.147

今回の様々な対応には、いろいろな前提や想定がなされている。それが、長い期間に亘ってきちんと伝承できるということ、何も起こらないことがずっと続いて伝承が消えてしまわないよう、十分留意すること。

P.2-5

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.973

(2) 運転技術, 安全技術・思想の伝承体制に関して

これはソフトの安全対策に関するものである。JCO, スリーマイル島, チェルノブイリでの事故は, 人的要因が絡んでいるのは周知の事実である。つまり, 当初は運転技術, 安全技術・思想を深く考え, 熟知したメンバーにより行われていたが, 年数の経過に従い, 次々とメンバーが替わっていき, ある年数が過ぎると理解の不十分なメンバーが運転に携わっていくようになり, ある時重大事故を起こしてしまうことは, よくあることである。原発ではこのようなことが起こってはならない。そのためには, 運転技術, 安全技術・思想が確実に連続して引き継がれる明確な体制が万全に整えられていなければならない。

P.2-5

原発でそのような体制が取られているのかは, 現状では甚だ疑問である。何となれば, 東海第1原発は廃炉作業の途中にあるが, 放射能を帯びた廃棄物が施設内のプールに乱雑に放置されていて, どれがどれなのか分からない状態になっていると報道されているからである。従って, 原発の運転技術, 安全技術・思想が確実に連続して引き継がれる明確な体制の整備, 確証の仕組みの確立が必須である。

P.2-5

No.1067

私は, 今回の茨城県による住民説明会には出席できませんでしたが, これまで東海第二発電所の安全対策については, 原子力発電(株)等の状況報告から十分な安全性が確保され, “重大事故”に対する規制基準を網羅し, 十分な対策が取られたものと考えます。

また, 従業員等, これまで培われた技術や技能等の資質の低下が心配です。いち早く原子力政策の見通しを立て, 技術の伝承にこころがけてほしいと思っています。

P.2-5

今後, 茨城県原子力安全対策委員会の適切な審議に期待します。

No.1162

「特別点検, 劣化状況評価及び保守管理に関する方針について」参照

5) 8年間も休眠状態でいた老朽原子炉は再稼働して本当に無傷ですむのでしょうか。又, 運転技術の面でもきちんと継承ができているのでしょうか。

P.2-5

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

人材確保に関する取組・工夫について

【説明概要】

原子力発電所の安全確保及び安全性向上対策の着実な実施等を目的に、**当社は新たな人材を着実に採用していく。人材確保の基本方針は新卒技術系を中心に一定規模の採用を図るとともに、取組・工夫は学校訪問の強化、企業説明会等への積極的な出展・参加等を図っており、これまでと同様に誇りと情熱をもって果敢にチャレンジする人材を採用してきている。**

当社社員数は、**近年約1,200名程度で推移しており、新規の社員採用数は毎年50名程度を確保している。**

○ 当社の沿革，役割等を踏まえた人材採用の目的 …………… <別紙1参照>

- ・東海第二発電所をはじめ複数の炉型の原子力発電所を有する当社は，各施設・設備の維持管理と確実な燃料の安全確保，発電所の着実な安全性向上対策工事の実施，発電所の安全な廃止措置の進捗，また国内外の原子力プロジェクトへの貢献等，原子力業界の中で様々な役割を担っており，これを達成するため，新たな人材を着実に採用していく。

○ 当社の採用方針に係る基本方針，人材確保の取組・工夫 …………… <別紙2参照>

- ・「原電」社員像として，「原子力発電への情熱」「目標達成に向けた行動力，状況に応じた柔軟な適応力」「組織の中で役割を果たせる協調性，チームワーク」「高い専門力，あきらめずに考え抜く力」を提示している。
- ・人材採用の基本方針としては，発電所の安全性向上対策（ハード面及びソフト面）を確実に実施するため，新卒技術系を中心に一定規模の採用を図り，また即戦力等の確保の観点から経験者の採用も行っている。
- ・人材確保の取組・工夫としては，学校訪問の強化，企業説明会等への積極的な出展・参加，インターンシップ，会社説明会及び発電所見学会の継続実施等を通じて，学生との接触の機会を増やし，当社の事業・業務内容等を効果的に情報提供している。
- ・その結果，これまでと同様に，誇りと情熱をもって果敢にチャレンジする人材を採用してきている。

○ 当社の社員数と新規採用数の推移 …………… <別紙3参照>

- ・当社社員数は，2011年東北地方太平洋沖地震以降の一時的な採用抑制に伴い減少したが，近年は約1,200名程度で推移している。また，上述の採用方針に基づき，新規の社員採用数も毎年50名程度を確保している。

○当社の沿革

- 当社は1957年に設立，1966年より国内初の商業用原子力発電所（東海発電所）の建設・運転を手掛けるなど，幾多の日本初の原子力発電プロジェクトを実施してきた。
- 原子力発電の黎明期より，許認可・建設・運転管理等のノウハウを蓄積し，これまで国内の原子力人材の育成に貢献してきた。

○当社の役割，特徴，事業内容

- ガス冷却型原子炉（GCR），沸騰水型軽水炉（BWR）及び加圧水型軽水炉（PWR）を有する国内唯一の電気事業者であり，様々な炉型の建設・運転経験に精通している。
- 当社の各発電所については，それぞれのステータスに応じて事業展開を進めていく。
 - 東海第二発電所及び敦賀発電所2号機については，発電所再稼働を目指しており，国の新規制基準に適合した安全性向上対策を進めていく。
 - 東海発電所及び敦賀発電所1号機については，廃止措置を進めており，蓄積した技術や経験を活かし新たな廃止措置の事業化に取り組んでいく。
 - 敦賀発電所3，4号機（改良型PWR）については，増設計画を推進しており，最新の技術・知見等を取り入れてより安全性の高い発電所を作っていく。
- 国内の原子力発電所の緊急時に備えた即応支援部隊の運用*，国際協力・海外の原子力プロジェクトへの参画，福島第一原子力発電所事故からの福島復興支援等，原子力に関わる複数のプロジェクトで貢献している。

*美浜原子力緊急事態支援センター

「原子力発電への情熱」「目標達成に向けた行動力，状況に応じた柔軟な適応力」「組織の中で役割を果たせる協調性，チームワーク」「高い専門力，あきらめずに考え抜く力」を提示している。

(1) 人材採用の基本方針

- ・発電所の安全性向上対策に係る要員（特に運転・保修・安全管理の直接3部門）を確実に確保するため，新卒技術系を中心に一定規模の採用を行う。
- ・発電所の安全性向上対策工事等に必要な臨時要員及び恒常的に必要な要員として，即戦力の確保と人員構成の補完を目的に，技術系を中心とした経験者採用を行う。

(2) 人材採用に係る取組・工夫等

①新卒者採用

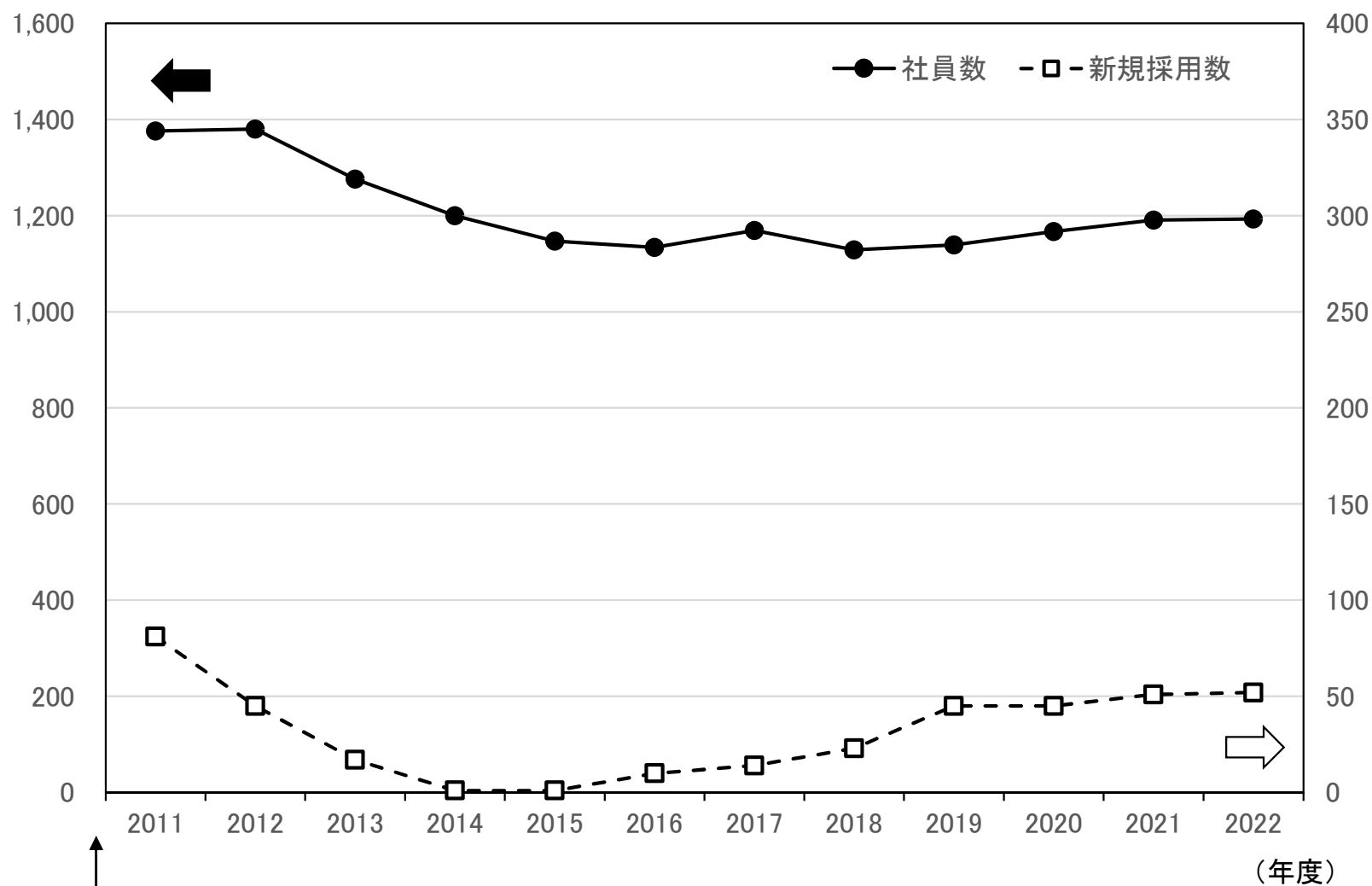
- ・運転・保修部門において技術的親和性の高い大学院，大学，高専生の学校訪問の強化と各学校主催の企業説明会等への積極的な出展・参加
- ・当社主催のインターンシップ（夏期・冬期），会社説明会及び発電所見学会の継続実施
- ・複数の学生紹介サービス，理系特化型スカウトサービスの有効活用
- ・採用ツール（会社HP，採用リーフレット等）の充実化による学生への効果的な情報提供
- ・学校訪問や合同企業説明会等を通じた関係構築を強化。ハローワーク求人スケジュールに沿った応募前職場見学会，採用試験の実施

②経験者採用

- ・機電人材を軸とした複数の人材紹介サービスの活用による有望な人材獲得
- ・防災体制等の構築に向けた自衛隊OB等の有効かつ積極的な採用

その結果，これまでと同様に，誇りと情熱をもって果敢にチャレンジする人材を採用してきている。

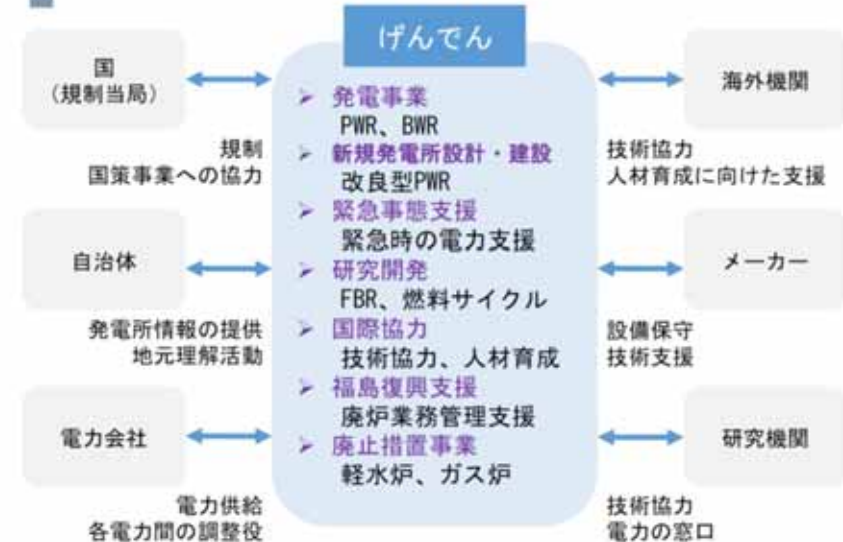
当社社員数と新規採用数の推移



東北地方太平洋沖地震発生及び
福島第一原子力発電所事故発生



原子力業界の中の「げんでん」



運転業務

24時間365日、原子力発電所を安全・安定に運転する



運転操作

発電設備(原子炉、タービン、発電機)などの運転操作を行い、発電所の通常運転、起動・停止操作、機器の故障発生時の対応などを行います。

巡視点検

発電所内の巡視を行い、設備の運転状態に異常がないことを確認します。

定期試験

非常用炉心冷却系(ECCS系)などの安全系の機器を定期的に試験し、機器に問題がないことを確認します。



INTERNSHIP

原子力発電所の仕事を模擬体験

原子力発電の基礎知識、シミュレータ実習、原子力発電所見学を中心に原子力発電所システム、特性や管理技術等について学習(実習・講義・見学)するとともに社員との交流等において原子力発電所で働くイメージを体験していただきます。

開催時期 2月・3月 複数回実施 ※1day仕事体験
開催場所 茨城会場(茨城県東海村)、福井会場(福井県敦賀市)
対象 高校生、大学生、社会人
その他 交通費支給、食事・宿泊施設提供あり
応募方法 右記のQRコードまたはマイナビ・リクナビよりお問い合わせ(選考あり)





誇りと情熱をもって果敢にチャレンジする方をお待ちしています

日本で唯一の原子力発電専門企業である当社「日本原子力発電株式会社」は、日本における原子力発電の開拓・事業化を目的に、安全を最優先として日本初の商業用原子力発電所の建設・運転をはじめとする数々のプロジェクトを達成することで、日本の原子力発電の先駆者として道なき道を切り拓いてきました。

当社では、原子力発電によって発電した電気を電力会社を通じて社会の皆さまに供給することで、電力の安定供給に努めてきました。さらに、敦賀発電所3、4号機の増設計画、東海発電所および敦賀発電所1号機の廃止措置、原子力発電技術に関する研究開発や国際協力などといった、原子力発電に関する事業を幅広く行っています。

現在、当社が保有する2基の原子力発電所は停止した状態にありますが、日本における電力の安定供給の一端を担うべく、当社では、東京電力福島第一原子力発電所事故で得られた知見などを踏まえ、二度とこのような事故を起こさないという強い決意の下、原子力発電所の安全性向上対策・評価および地域への理解活動などに、全社一丸となり全力で取り組んでいます。

日本のエネルギーにとって重要な役割を担う原子力発電事業を、安全かつ着実に進めていくために、当社では、原子力発電を生涯の仕事として、誇りと情熱をもって果敢にチャレンジする方を必要としています。

【論点No.159】

人材確保に関する取組・工夫について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.36

設備などは基準に従ってされてるのですが、最後は人じゃないかと思います。働いている人々は、やる気(?)責任感を持って仕事できているのでしょうか？人々も劣化、疲労してるのでは… 運転しないと決っても、廃炉にするにしても専門知識のある人々が必要なのでは、と、このまま誰もかかわる人が居なくなったらかし状態になるのは不安です。しっかり知識を持った若い人を育ててほしい(育てているのか?)と関心を持っています。

P2-6

No.351

論点No.157参照

安全対策を確実に運用していく人材が集まるかどうか？

P2-6

・原子力バッシングの中、優秀な人材を確保できるか。

P2-6

・再稼動したにしても、その後の原電の事業展望が見通せない。そのような会社に人が集まるか。

P2-6

No.424

今、原子力関係で働く人が少なくなっているのに、対策をしてもいざとなったら運転できないかも

P2-6

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1076

意見

原子力施設のハード面の対策については、専門分野が広く詳しくはわかりませんが福島発電所の事故を教訓に、かなり厳しい安全基準の下に対策が行われたと思います。この対策について、原子力規制委員会の専門家が安全対策の適合性を審議し合格を出したならば、それを信用します。ただ、ソフト面についてですが(安全対策の中では、体制整備、訓練の実施のみ)、原子力発電所にかかわる人の人材について、最近では原子力に優秀な人材が集まらず、不足していると聞いています。ハード面が良くてもそれを運転、管理する人の能力に問題あれば大きな事故につながりかねません、要員の能力確保、評価、育成が大事になってくると思いますので、この面でも十分注意して欲しいと思います。以上

P2-6

論点No.157参照

「重大事故等対策に係る訓練への対応について」参照

安全確保活動におけるヒューマンファクターの考慮について

【説明概要】

東海第二発電所では、プラントの運転操作、メンテナンス作業等において、**誤操作及びヒューマンエラーの発生を防止するための設備面の対策を図ると共に**、人的・組織面においては、**安全文化育成・維持活動を継続し、また、パフォーマンス改善プログラム及びCAP活動等**を通じて、**ヒューマンエラー発生防止及び再発防止のための各種取組**を行ってきている。(CAP: Corrective Action Program)

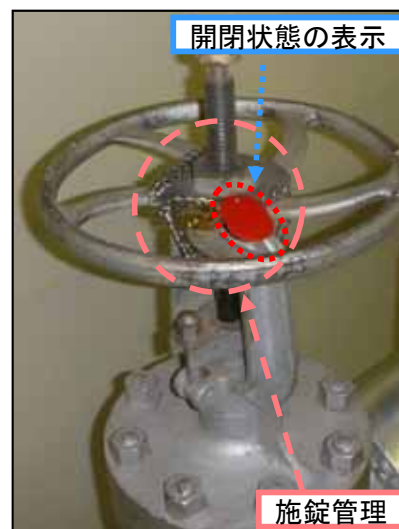
○東海第二発電所では、プラントの運転操作、メンテナンス作業等において、**誤操作等の発生を防止するため、設備面の対策を図っている**。具体的には、発電所の現場においては、設備の**施錠管理**、**識別管理**、**注意喚起表示**等を行っており、中央制御室では、**監視性**、**操作性に配慮した盤面配置**、**識別し易い警報表示**、**盤面器具の系統ごとのグループ化**等を行っている。

○これら対策により、**操作等の容易性を確保し、誤操作及び作業時のヒューマンエラーの防止を図る**。

①【現場設備】設備の施錠管理

- 安全上重要な機能に機能に影響を与える可能性のある**機器の盤及び手動弁の施錠管理**、**人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の開閉状態表示及び施錠管理**を実施
- 重要な計装ラックには、**防護フェンスを設置し、施錠管理**を実施

①手動弁の施錠管理



弁開閉状態表示

通常開: 赤

通常閉: 緑

調整開: 黄

②現場盤の施錠管理



③計装ラック防護フェンスの施錠管理



施錠管理(例)

②【現場設備】設備の識別管理

- 系統名称の表示, 配管の色分けによる識別管理を行うことにより, **現場での誤操作を防止**
- 配管に内包する流体等の**流れ方向**を示す矢印を表示



水配管: 青
TCW: タービン補機
冷却水系



油配管: 暗い黄赤
DGLO: 非常用
ディーゼル
発電機潤滑油系



ガス配管: 黄
AC: 不活性ガス系

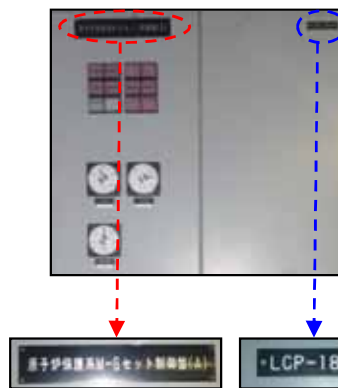


蒸気配管: 暗い赤
HSCR: 所内蒸気
復水戻り系

配管の識別管理(例)

- 制御盤等及び弁は, **機器名称及び機器番号が記載された銘板**を取り付けることにより識別を実施
- 現場操作時は, これら**銘板**と使用する手順書, 操作禁止札に記載されている**機器名称及び機器番号を照合**し, 操作対象であることを確認してから操作を行うことで**誤操作を防止**

①制御盤等の識別



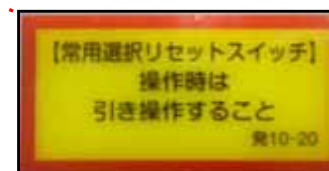
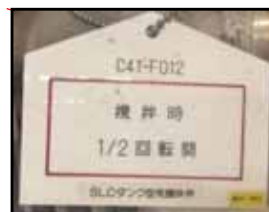
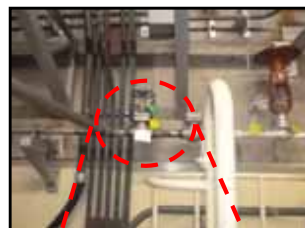
②弁の識別



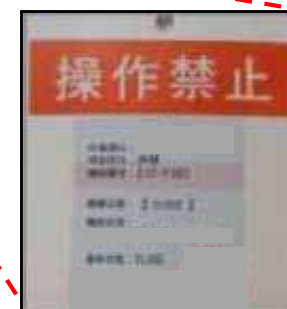
制御盤等及び弁の識別管理(例)

③【現場設備】注意喚起表示・操作禁止札の運用

- 開度調整時の補助(目安)として、運転手順書に記載されている開度を**注意喚起表示**銘板へ記載し、弁操作時における開度調整の視認性を向上
- 開度調整が必要な弁(流量調整弁, 圧力調整弁, 温度調整弁)は、開度調整後にパラメータ(流量, 圧力, 温度)確認を行い、その弁が**適切な開度**に調整されていることを確認
- 通常とは異なる操作が必要な機器等に対しては、注意喚起表示を現場に掲示し、**誤操作による機器破損を防止**
- 機器の点検等の作業を実施する場合、安全処置事項を明記した「**操作禁止札**」を処置した箇所に取り付け、機器の状態を識別することで**当該機器の誤操作を防止**



注意喚起表示による識別(例)



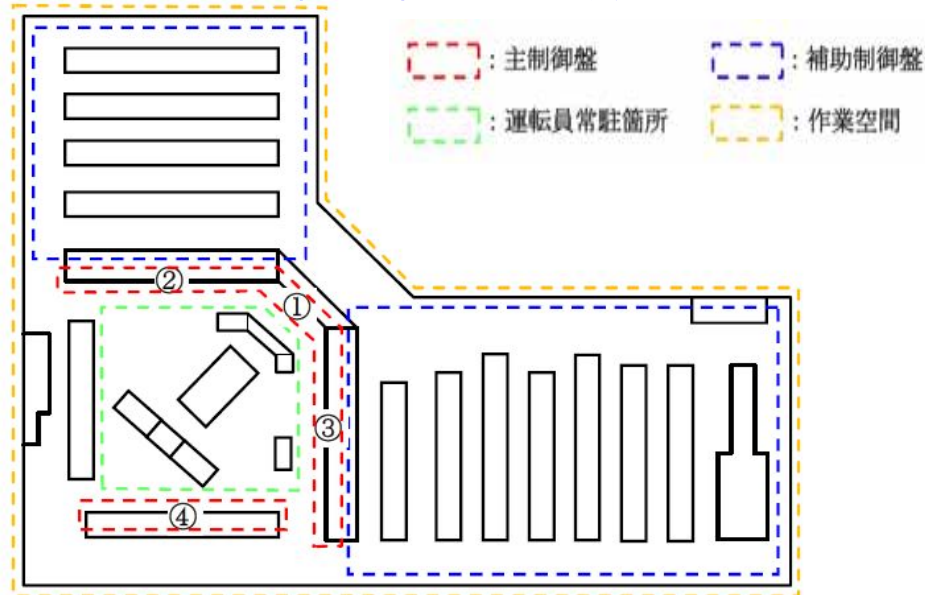
操作禁止札による識別(例)



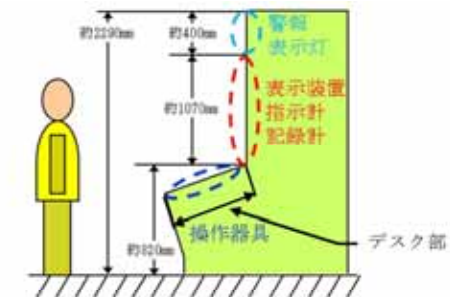
④【中央制御室】監視性・操作性に配慮した盤面配置

- 中央制御室制御盤は、主制御盤及び補助制御盤から構成されており、通常運転時の監視・操作が必要なもの、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、運転員の常駐箇所から近く、常時視界に入る主制御盤に配置
- 運転員の操作に関連する指示計、記録計、表示装置は、操作を行う位置から監視が可能。また、操作頻度の高い操作器具については操作性を考慮し、盤面デスク部に配置

中央制御室制御盤 盤面器具の配列



中央制御室制御盤 盤面器具の配列



①原子炉制御盤



②原子炉補機及び
非常用炉心冷却系
制御盤



③タービン・発電機及び
所内電源系制御盤



④外部電源系統及び
環境監視盤



⑤【中央制御室】識別し易い警報表示方法

- 警報の色分けを行うことで、警報発報時に**警報重要度の識別を可能**とし、また、事故時のような短時間に多数の警報発報がある場合でも、それらの**重要度を確実かつ容易に識別し判断でき、運転員の負荷を軽減**

①重故障：赤 ②中故障：緑 ③軽故障：白



警報表示灯

重要度に応じた色分けによる分類

①重故障：赤

- 工学的安全施設の作動を示す警報
- 原子炉、タービン発電機の緊急停止、275kV電源喪失、所内用・起動用変圧器トリップ警報
- 放射能の発電所外異常放出を示す警報

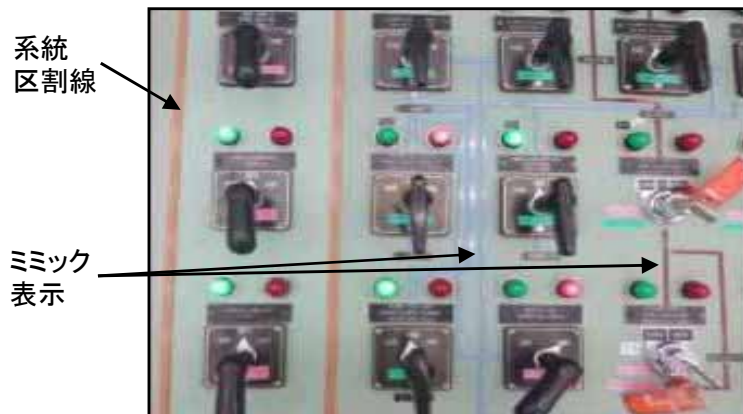
②中故障：緑

- 重要補機のトリップを示す警報
- 工学的安全施設の異常を示す警報
- 非常用ディーゼル発電機起動を示す警報
- 6.9kV母線喪失を示す警報

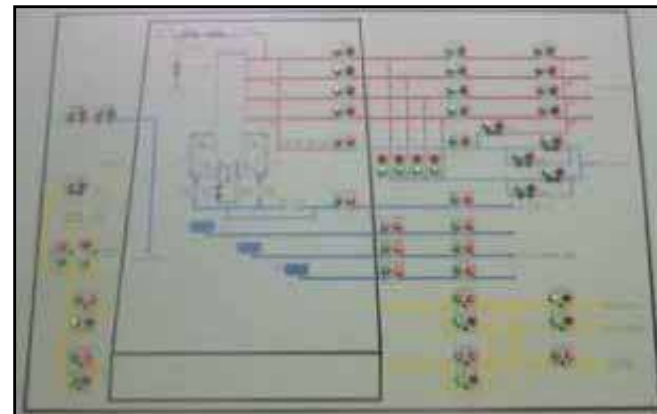
③軽故障：白 ○ 機器の単体故障等“重故障”“中故障”以外のもの

⑥【中央制御室】盤面器具の系統ごとのグループ化、色・形状・操作方法等の統一性

- 異なる系統間には、**盤面に系統区割線を設置し、系統間の識別を容易化**
- 非常用炉心冷却系統、格納容器隔離制御系等の制御盤は、**ミミック表示*の表示灯色で識別化し、誤操作を防止**



ミミック表示及び系統区割線



格納容器隔離制御系ミミック表示
論点No.160-6

*ミミック表示：

流体や電気等の流れを系統ごとに図示化、色分け等し、視覚的に分かり易く表示するシステム

橙：系統区割線
青：ミミック表示（水・ドレン）
赤：ミミック表示（蒸気）
黄：ミミック表示（空気・その他）

2. 安全文化の育成に係るレベルアップ活動

【背景】

- ・自社プラントの長期停止等の社内状況と国内原子力事業の状況等、社会的環境による**社員のモチベーション状況を懸念**

【対応】

- ・安全文化に関する当社社員の意識状況について、外部組織による社員へのアンケートによる診断結果の報告を契機として、**経営トップが全社的な対応を指示**
- ・**行動目標の設定とフォローアップ**

具体的内容

①役員による活動意義の浸透 (本店)

本店大での書面の決裁事項や意思決定であっても、現場の安全活動に深く関係する事を改めて喚起

(発電所等)

外部診断結果を真摯に受け止め、**継続的な改善意欲の創出**を説明



役員からメッセージ



行動目標の設定

【私たちの行動目標】

私たちは、安全文化醸成活動の更なる推進のため、全社を挙げて活動の強化・底上げに取り組みます。
私たちは、一人ひとりが取り組む「行動目標」を自ら考えて設定し、自律を意識した活動を実践します。

■ 行動実施期間 2019年11月12日 ～ 2019年11月29日

事業所名	本店
部署名	安全室
Gr-Team名	安全推進グループ

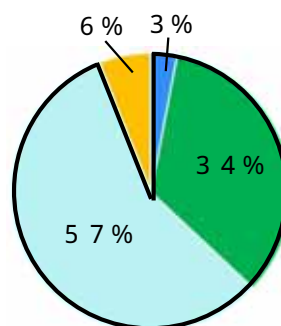
氏名	行動目標
	安全に関する改善は、目先の緊急性のみを優先して抱えきれない後回しにするのではなく、安全に対して恒久的にも改善効果が大いに取り組みも優先度を挙げて、時間をやり繰りし、取り組みを進めていること。なぜなら、安全のための改善を進めることが安全推進グループの使命であるため。 [要約版] 目先の緊急性のみを優先しません。 ↑ [GMアクション] 毎日夕方に、大事な事をやり忘れていないかを自問自答する。 得られた回答「情報」に満足せず、「なぜ、この回答でよいのか？」と常に問いかけ、情報の真意や背景等を理解する

②行動目標の設定と問いかけ (社員一人ひとり)

行動目標を設定し安全最優先を実践

(上位職)

実践状況を適宜各人に問いかけて再認識



- エクセレンス (3%)
- 安全文化の状態が期待を上回っている (34%)
- 安全文化の状態に向上が見られる (57%)
- 安全文化の状態に変化が見られない (6%)
- 安全文化の状態に劣化が見られる (0%)

□ 安全文化の状態向上 (94%)

自己評価結果

③レベルアップ活動の自己評価

以前に比べて**安全文化の状態に向上がみられたとの各部署の評価**

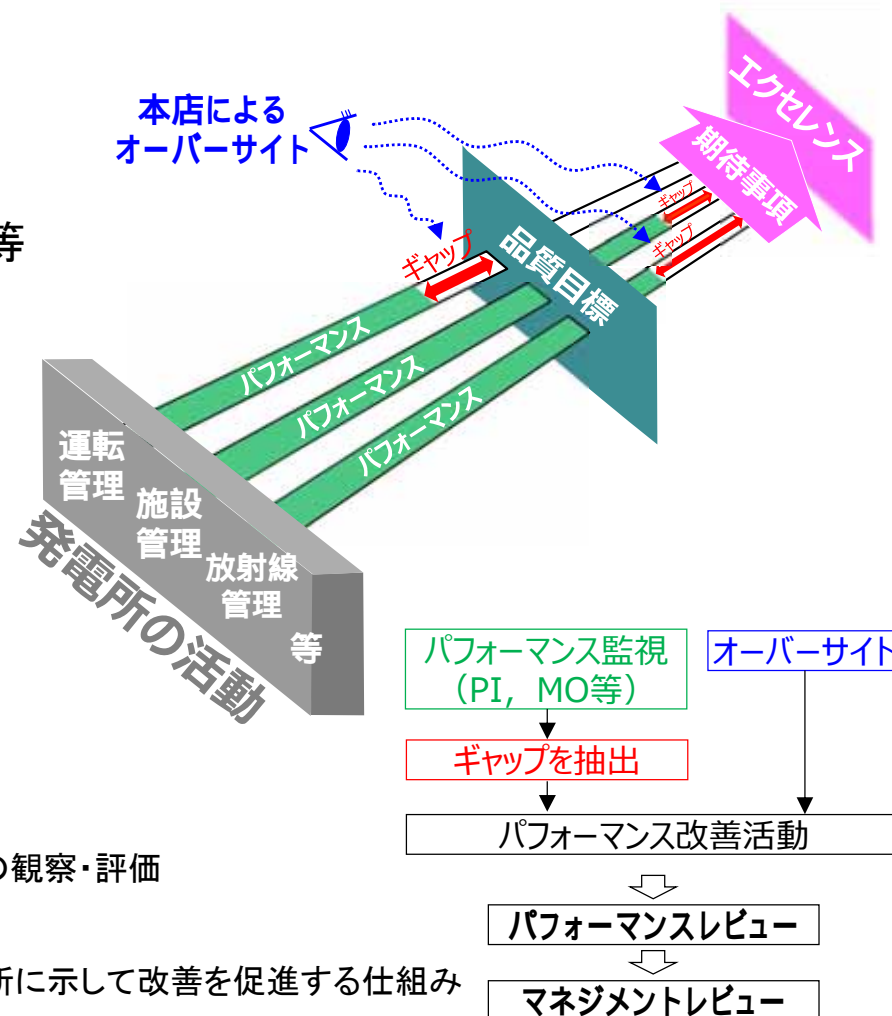
3. パフォーマンス重視の品質保証活動への展開

【目的】品質目標や期待事項との差(ギャップ)を定量的・定型的な手法で捉え、

品質保証活動へ取込み、安全を含む業務品質のエクセレンスを目指す運営に改善

*エクセレンスとは、原子力安全に関して発電所が各分野で目標とすべき卓越した状態に至っている状態を意味する。それを達成するために、人・組織等に対して項目毎の期待事項を設定し、所員はそれを念頭に活動していく。

- 自主的安全性向上の取組みとして、2014年度から米国モデルを参考に「パフォーマンス改善プログラム」を実施
【定量的手法】パフォーマンス指標(PI)
【定型的手法】マネジメントオブザベーション(MO)※1等
- エクセレンスを目指すための人・組織等に対する期待事項※2を明文化し、また、本店オーバーサイト※3を新たに導入
- この取組みを品質保証活動へ展開し、パフォーマンス改善活動を総合的にレビューする仕組みを試行中
- 2020年度には、評価結果をマネジメントレビューのインプット情報とする仕組みへ展開させ、経営にダイレクトに報告、指示を受ける体系へ移行
- 以上の取組みにより、検査制度見直しによるパフォーマンスベースの監視・評価にも適切に対応



※1 作業観察(Management Observation)評価：管理者による現場作業の観察・評価

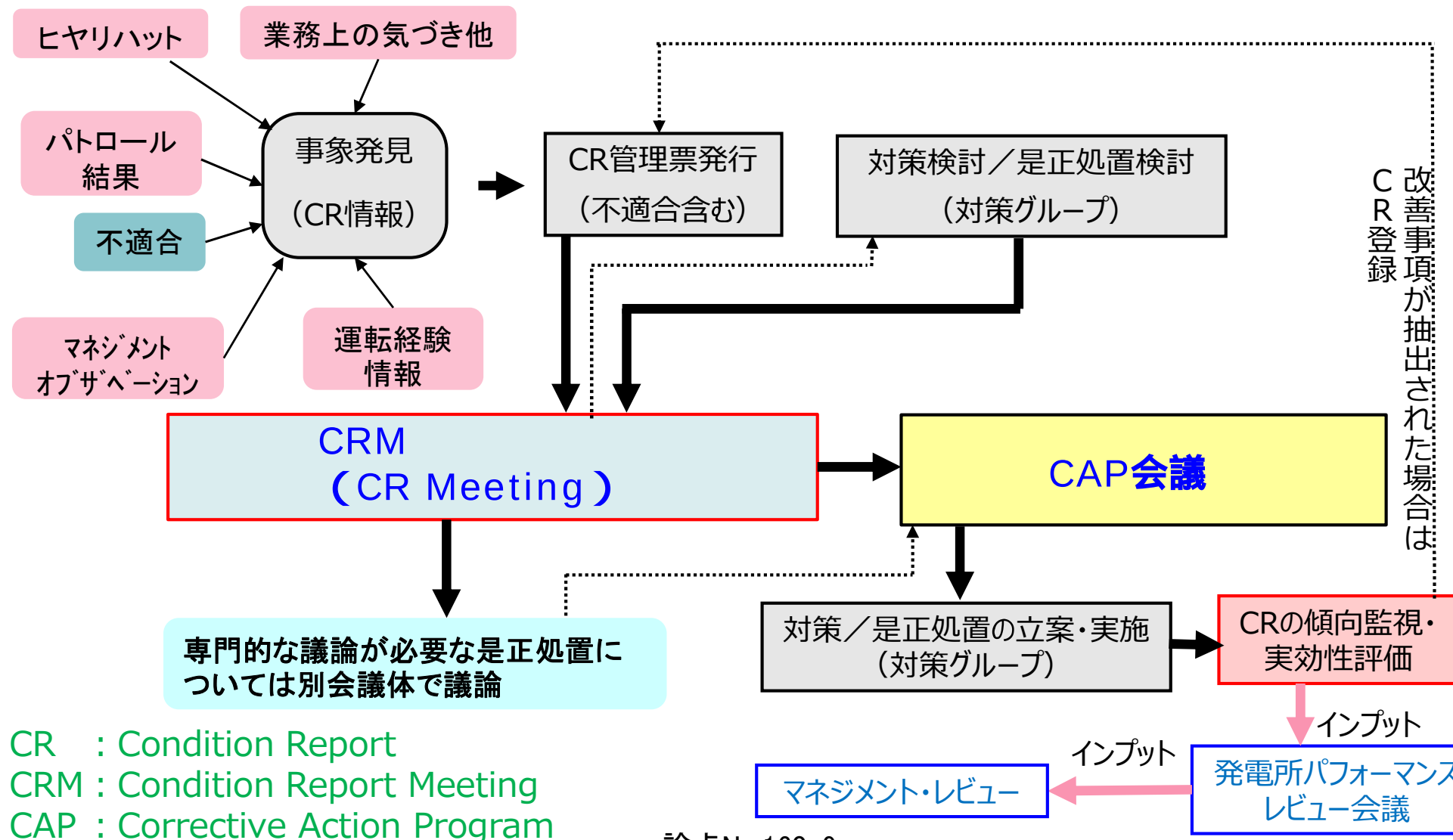
※2 発電所員のあるべき姿を職位や組織、作業や業務毎に明示したもの

※3 発電所の活動を本店主管室が異なる立場で確認し、ギャップを発電所に示して改善を促進する仕組み

4. 発電所のCAP活動等によるパフォーマンス改善（1／3）

OCR登録，CRM運営／CAP会議：

発電所業務の透明性向上・パフォーマンス改善のために，不適合情報・運転情報・異常徴候になる前の段階の各種の情報（CR情報）を発電所内で共有し，不適合等クラスのカテゴリ・ヒューマンエラー該当の有無等を決定する目的で，毎営業日に開催している。（CR Meeting，CAP会議）



4. 発電所のCAP活動等によるパフォーマンス改善 (2/3)

CRM (CR Meeting)

CRを重要度に応じて処理方法を確認する会議体(CRM)を新たに設置

出席者:議長*, 各室長, マネージャー他

*議長は品質保証室長又は発電所幹部が担当

- スクリーニング(CAQ/NCAQ, 是正処置要否等の判定)

CAQ : Condition Adverse to Quality

- 不適合区分の確認
- 対策立案内容の確認
- 是正処置立案内容の確認
- 是正処置を議論する会議体の選定(必要に応じ)
- コーディング(プロセス, 事象, 原因, 安全文化等)
- 再発事象等の確認

CAP会議

出席者:所長, 所長代理, 副所長, 主任技術者, 各室長 他

- CRMでの議論結果の確認
- 是正処置立案内容の妥当性確認

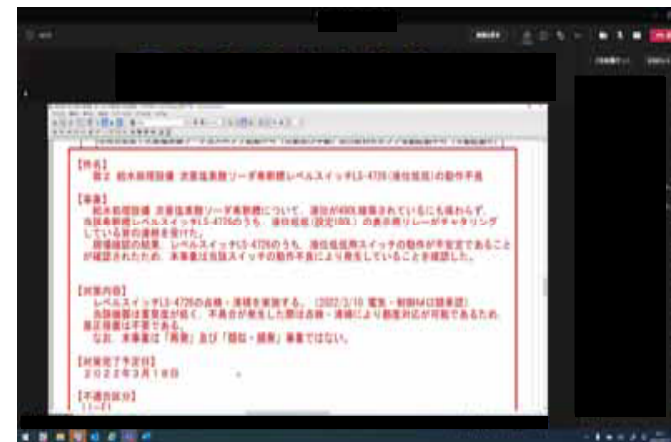
CRM及びCAP会議頻度

発電所:原則毎営業日

本店:週1回

CRMはWeb会議を活用

必要メンバーで日々活動を継続



CAP会議の様子



4. 発電所のCAP活動等によるパフォーマンス改善（3／3）



東海第二発電所では、**ヒューマンエラーの発生の防止及び再発防止の取り組み**として、QMS規程を定めた上で、会議体を構築し、日々運営している。

○運転手順書検討会 運営基準（ヒューマンエラー発生防止に係る会議体の例）

1. 検討会の構成

主 査：発電室のマネージャー

メンバー：原子炉主任技術者，発電長，保修室のマネージャー，品質保証室のマネージャー，
運営管理室のマネージャー，安全管理室のマネージャー，安全推進業務担当者

2. 手順書策定時のヒューマンエラー発生防止に関する着目点：

- (1) **ヒューマンエラー防止に関する記載**が盛り込まれているか
- (2) **過去のヒューマンエラーに対する対策**が反映されているか
- (3) **過去のヒヤリハット事例**が反映されているか
- (4) 運転関係の**国内外プラントのヒューマンエラー事例**が反映されているか

○ヒューマンファクター推進委員会 運用要領（ヒューマンエラー発生時に対応する会議体の例）

1. 委員会の構成

委員長：発電所長， 副委員長：発電所所長代理

委 員：副所長，原子炉主任技術者，廃止措置主任者，ボイラー・タービン主任技術者，
安全推進担当，各室長，発電長

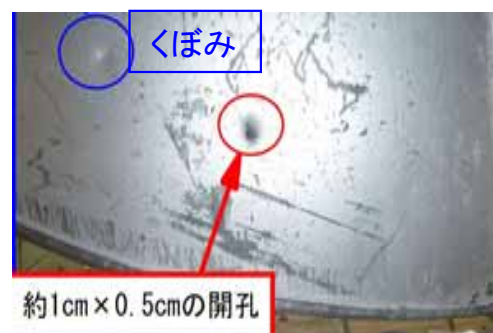
2. 発電所で発生したヒューマンエラーに関する審議事項：

- (1) 発生した**ヒューマンエラーの直接原因分析の結果**（ヒューマンエラーの発生原因を明確にする）
- (2) 直接原因分析の**是正処置に関する水平展開**（他の業務・作業等での類似ヒューマンエラーの発生を防止）
- (3) ヒューマンエラーに係る**不適合事象の傾向分析**（発電所のヒューマンエラーの傾向を分析し再発防止に生かす）
- (4) その他ヒューマンファクターに係る事項

現場での気づきがCRとして登録された例

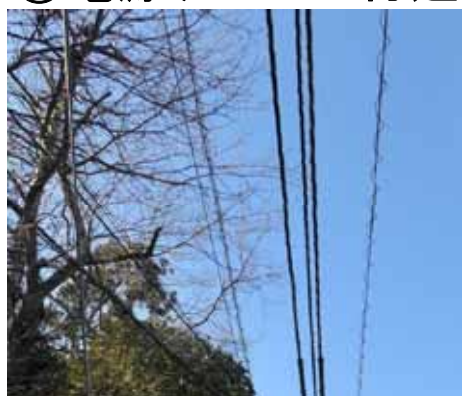
⇒CRを積極的に登録する活動を通し、軽微な事象に対する気づきが増加。適時これらの改善を図ることで、発電所のパフォーマンス改善活動に繋げていく。

①換気系ダクトの開孔の確認



ダクトの軽微なくぼみに気づき、詳細を確認したところ開孔を発見

②電源ケーブル付近への木の枝接近



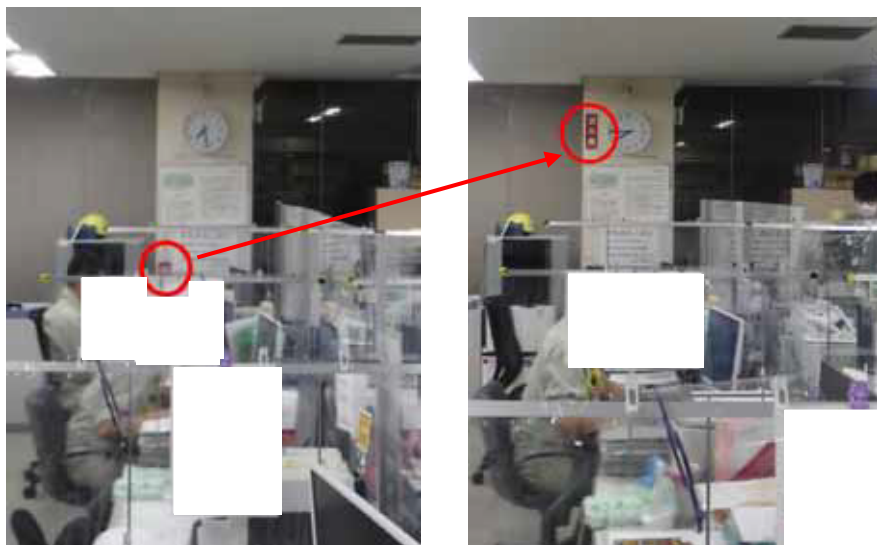
枯れ木のケーブルへの干渉を懸念しCR登録

③設備上部からの落雪の危険性発見



降雪後の現場確認で周囲のみでなく、上部からの危険も確認（落雪による怪我の防止等に活用）

④居室内の消火器表示の改善



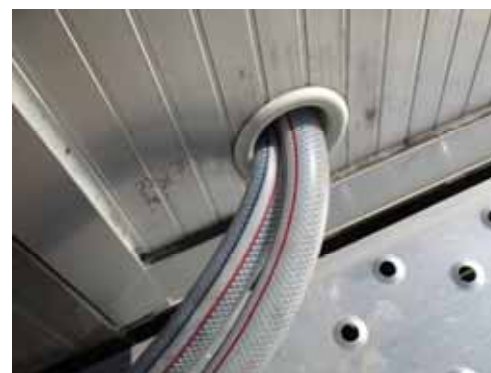
消火器位置の視認性が悪いことへの気づき

⑤柵用アンカーボルトの脱落（協力会社員）



落下物の確認にとどまらず，損傷箇所を特定

⑥仮設設備の貫通部の対策不備について



電線管貫通部の小動物対策を進めていたが，ホースや配管等の貫通部についても配慮すべきとの提案

⑦足場の組み立て不備



視認性の悪い箇所では，足場が不安定となっていることを確認（事故の未然防止）

○JIT…JIT とは「Just In Time」の略であり、作業に適した情報を作業前に迅速に提供し、
ヒューマンエラー防止や手順に対する意識を高めることで高品質を達成するための
ツールとして活用している。

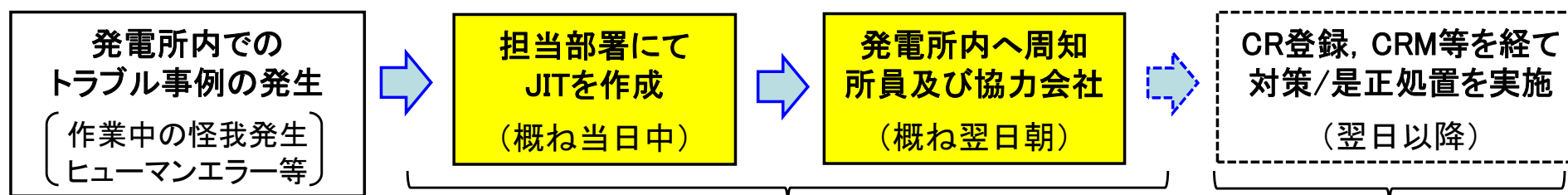
<主な工事等作業実施の流れ>

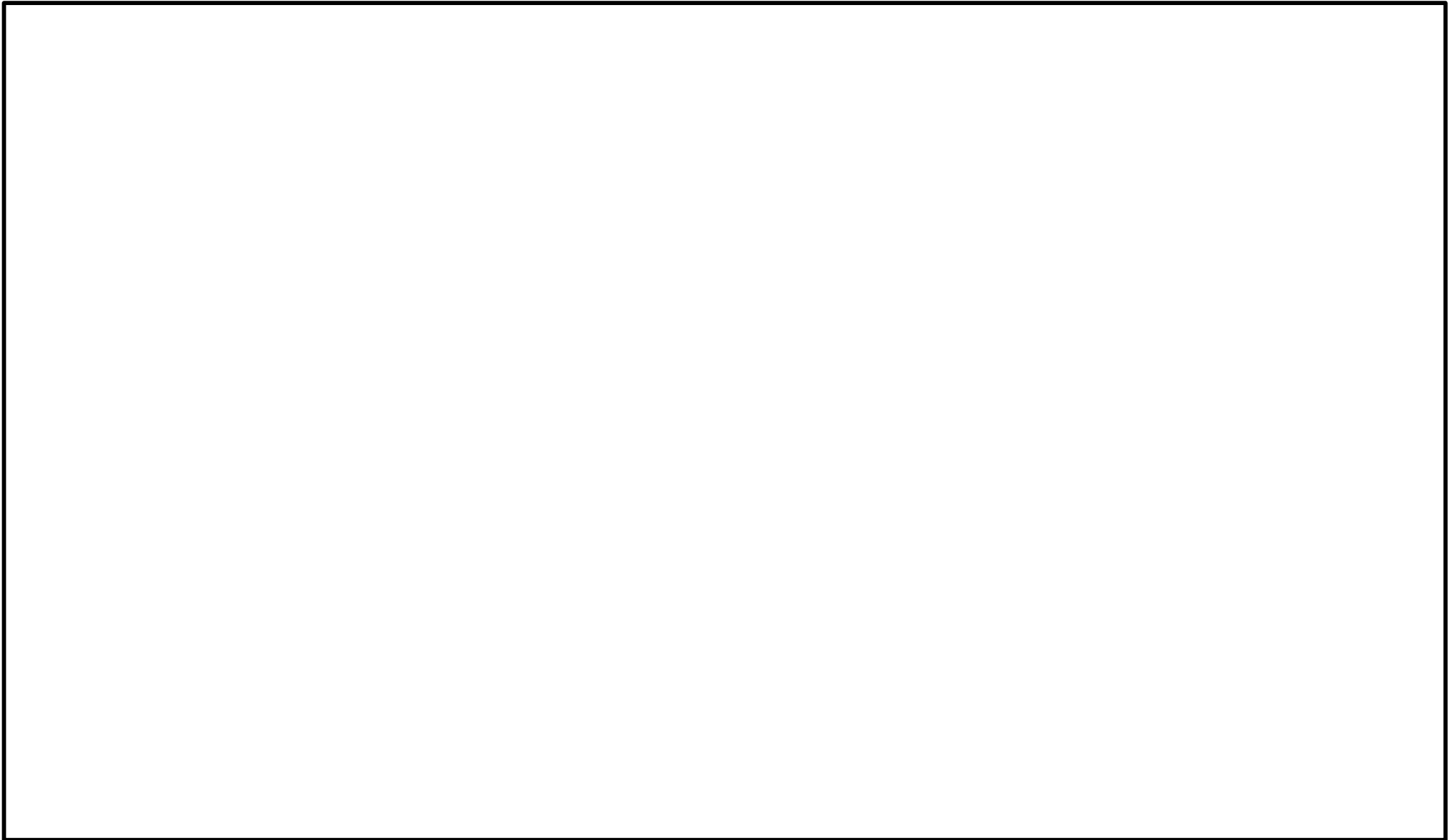
- ① 作業前のブリーフィング、TBM(ツール ボックス ミーティング)等で、
当日の作業内容の確認、安全上の注意事項等を全作業者が共有
- ② 現場の状態確認、資機材・工具等の使用前確認・点検
- ③ 作業の実施
- ④ 現場の整理整頓、工具等の手入れ、作業後の振り返り
- ⑤ 作業実績の記録、翌日以降の作業計画への反映

この場でJITを
活用した注意
喚起を実施

上記のような作業前の打合せや、各部署で実施している朝のミーティング等でJITとして過去の
運転経験を元にした留意点やヒューマンエラーに関する情報、ヒヤリハット情報を共有する。

これにより、注意すべき事項をより明確に把握することで不適合発生の防止を図り、また、運転
経験を確実に伝承させていくことで、組織の技術力の向上に努めている。





【論点No.160】

安全確保活動におけるヒューマンファクターの考慮について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.63

事業所のヒューマンエラー事故

P.2-15

No.386

・人為的ミスに対する説明がない

No.403

P.2-15

ヒューマンエラー,

P.2-15

No.730

・ヒューマンエラーや, 組織や人間の持つリスク(過失, 故意の隠蔽, 馴れ合い, 慣れ, 保身)を, ふせぐシステム, 基準について。

P.2-15

No.928

(4)住民説明会の中で, 重大事故の対策として, 原発の操作手順, マニュアルの改善で対応するとしているが, 操作を完全に自動化しない限り, 人間が操作する限り, ヒューマンエラーが発生し, 大事故に繋がると判断します。以上

No.604

論点No.123参照

P.2-15

外部要因も危ぶまれるが, 原発の自爆も ソフト面扱う人間の不信。

P.2-15

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.766

4, 福島第一原発事故の教訓を踏まえての第二の施設・設備・組織に係る安全対策に関するもの
安全性を支配する「最重要因子」は、人そのものです。

「ヒューマン・ファクター」こそが、安全性を作りこむ「最重要因子」です。

●福島原発事故では、「型式が古すぎた」とか、GEの言いなりに作ったからとか、いろいろな言い訳が出てきましたが、欠けていたのは、「古いものであろうと、きちんと性能を出せば救えたものを、その古いものを動かすための、日ごろの訓練や、製品そのものの性能について、きちんとした技術・ノウハウの伝承がされていなかった」ことこそが、事故の最大原因でした。

事故が起こってから、機器のパンフレットを見直しても遅いのです。

論点No.157参照

論点No.200, 206参照

この意味から、原発が生きて運転されている限り、その設備についての運転、メンテナンス、保守・改良に関する、生きた情報をきちんと残し、それを、世代を超えて伝承し、訓練し、指示できる「安全文化」を、堅固な組織力で維持継承してゆくことが大切です。…また、この視点に立って「ヒューマン・ファクター」に起因する不安全要因を明確にしてゆくことです。

論点No.216参照

P.2-15

一般に「ヒューマンエラー」と言われているような、人間の設計ミス、製造ミス、検査ミス、操作ミス…といった狭義な項目だけではなく、より広範囲に及ぶ、「個人・組織の体質の中にある不良」も合わせて「排除してゆく」必要があるのです。

P.2-15

●計画・設計段階では、計算ミス、根拠の捉え違いのほかに、「設計の前提を記述した詳細な設計根拠の作成を怠っていた」というエラーがあります。

設計の結果があっても、「そのよって来たる根拠がどこにも残っていない」、あるいは、「残さないですむ組織体質」が問題です。

これでは、後世での「技術の積み上げ」のもとになる図書だけでなく「設計物の再現性」までも、不可能になります。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.766(続き)

運転後に機器が壊れたり、メンテナンス基準が変わったりしたような場合、何のためにどこをどのように補修・保守してゆけばよいのかの根拠が失われるだけでなく、その後の技術伝承行為も損なわれます。

論点No.200, 206参照

●同様に、製造、据え付け、建設段階でのミスを補正できるように、製造プロセス、検査手順、検査結果などを、・・「偽装・捏造・改ざん」などをすることなく・・明確な形で残すことも、「安全性確保」のための必須要件です。

●原発は、色んな設備、部品を購入品で賄っていますが、これを調達するに際しては、値段交渉に熱意を入れ込むだけでなく、調達品のパンフレット性能にはない、調達元の「製造・検査」など、安全に対する組織的能力を、いかに見抜いておくかが重要なポイントになります。

論点No.200, 206参照

★人間の責任感を揶揄した笑い話があります。

ある会社で、4人の優秀な社員がいて、「誰でもできる仕事」に、どう対応するかを議論していました。

仮にこの4人を、「皆氏;Everybody」、「誰か氏;Somebody」、「誰でも氏;Anybody」、「誰も氏;Nobody」としましょう。

「皆」氏は、「誰か」氏がこの仕事をやと思っていた。しかし、誰でも氏でもできる仕事なのに、誰も氏は、やりませんでした。

すると、誰か氏は、「皆氏の仕事なのに、なぜやらん」と怒ります。

皆氏は、誰でも氏でも、できたはずだと考えました。

誰も氏は、皆氏がやらないことに気づいていませんでした。

こういう事態が生じると、皆氏は、誰でも氏でもできたのに、誰も氏もやらなかった・・と誰か氏を責めるものです。

・・・英語にすると、

It ended up that Everybody blamed Somebody when Nobody did what Anybody could have done.・・となります。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.766(続き)

こういう事態に陥るのは、「誰もが、自分の責任ではない」と思っていることが原因です。各自・各部署が、責任を明確にしていなかったために起こる「社会現象」の一つです。

ヒューマン・ファクターに起因する不良要因を確実に除去し、不良ポテンシャルを徹底的に下げるためには、組織間のインターフェース業務の中で、曖昧になっている(欠落している)責任部位・組織の「不良要因」・をえぐりだして、どの部署が「責任部署か」を明確にし、「インターフェース業務で発生する不良要因を、どのような手法で、摘出するか」を明確にしておく必要があります。

P.2-15

誰かがやっているだろうと逃げるだけでは、「安心・安全」な原発はできません。

安全機能の定義，分類及び防護対象施設（内部事象，外部事象）との関係並びに多重性・多様性，独立性の確保について

【説明概要】

発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要である3つの基本的な機能として「止める」「冷やす」「閉じ込める」があり，その機能を直接担う系統は，重要度が特に高い安全機能を有するものとして，多重性又は多様性及び独立性を持たせ，その機能が確実に達成できるよう設計している。

原子炉施設における安全機能

○原子炉施設では緊急時に原子炉を**止める、冷やす、閉じ込める**ことにより安全を確保する。

○この発電用原子炉施設の**安全性を確保するために必要な各種の機能※¹を安全機能※²**という。

【用語の説明】

※¹ 機能…設備が有する**役割**

※² 安全機能…原子炉施設の**安全性を確保するために必要な機能**(安全機能における重要度分類は「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類審査指針」という。))にて定義されており、詳細は別紙1参照)

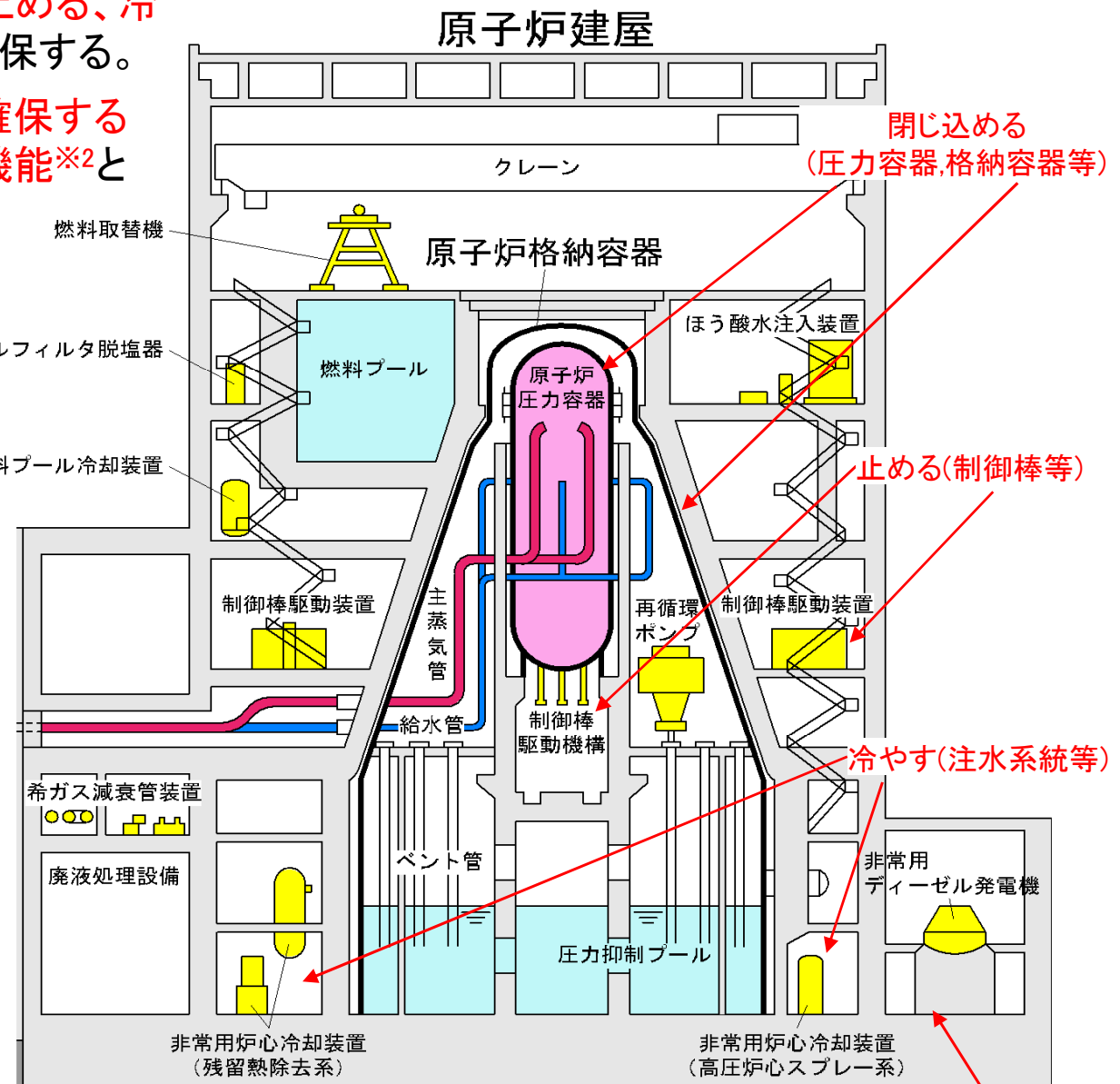
(安全機能の詳細は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可規則」という。))により定義されている。)

系統…機能を果たすための、ポンプ・水源などを含めた**設備一式**

安全施設…安全機能を有する**構築物、系統及び機器**

設計基準事故…発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い**異常な状態であって**、当該状態が発生した場合には多量の**放射性物質が放出するおそれがあるもの**として想定すべきもの(以下「DB」という。)

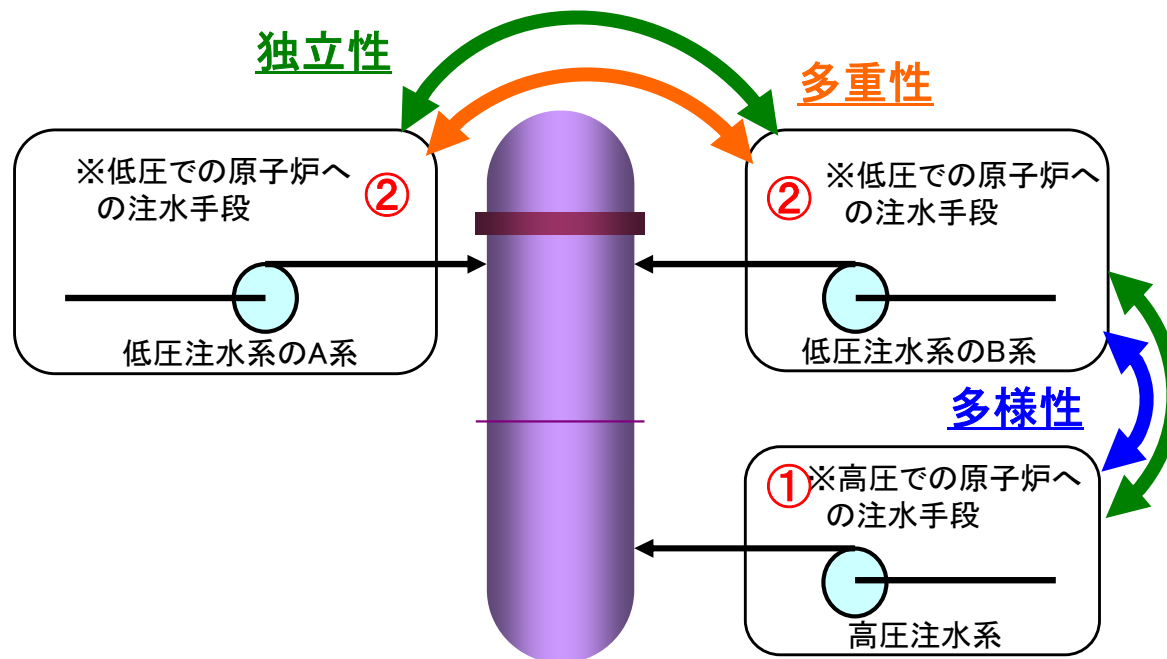
重大事故等…重大事故に至る**おそれがある事故**(DB除く)**又は重大事故**(以下「SA」という。)



多重性, 多様性, 独立性とは(1/2)

○例として, 事故が発生した場合に原子炉を「冷やす」ために注水する場合を想定する。事故発生直後は炉圧が高いため, 「①高圧で注水する」か「②原子炉を減圧し低圧で注水する」の2パターンがある。

- ・①と②は同じ「冷やす」機能を持っているが, 異なる手段であるため「冷やす」機能は**多様性**を有する
- ・同じ手段である系統を複数有しているので低圧注水系統は**多重性**を有する
- ・同時に故障しないよう配慮しているため, この系統は**独立性**を有する



多重性・多様性・独立性の概念図

独立性

2つ以上の系統等が想定される環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、**同時にその機能が損なわれない**こと。

例: 互いに**分離**して配置するとともに、**異なる電源から電気を供給する**

多重性

同一機能を有する**同一の性質** (構造, 動作原理等) の系統等が**2つ以上**あること。

例: 低圧注水系のA系とB系

多様性

同一機能を有する**異なる性質** の系統等が**2つ以上**あること。

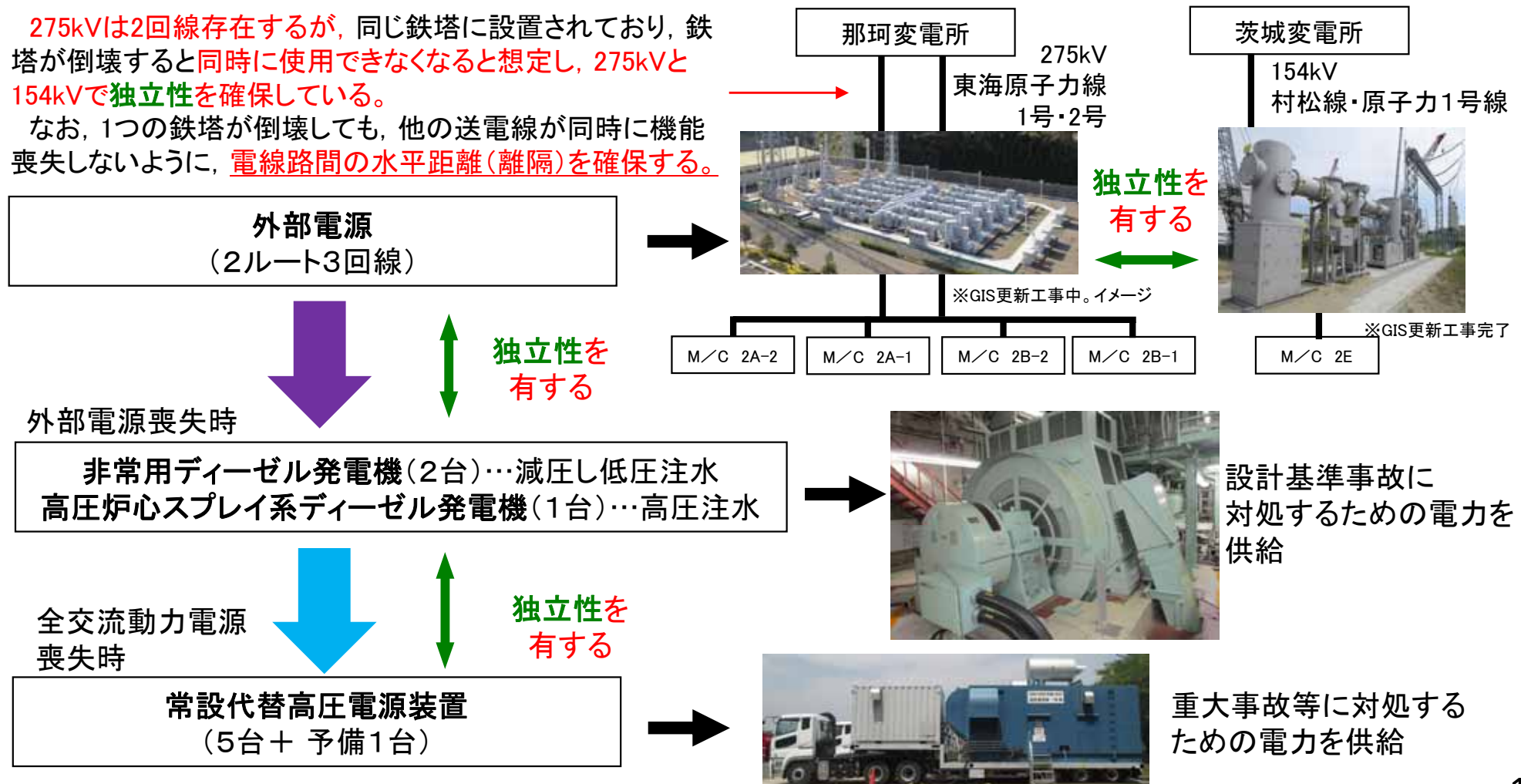
例: 原子炉高圧時に冷却する高圧炉心スプレイ系と、原子炉を減圧し低圧で冷却する自動減圧系及び低圧炉心スプレイ系

多重性, 多様性, 独立性とは(2/2)

- 電源系統の場合, 設置許可基準規則にて「電線路のうち少なくとも二回線は, **それぞれ互いに独立したもの**」及び「電線路のうち少なくとも一回線は, **他の回線と物理的に分離して受電できるもの**」を要求しており, 東海第二発電所では, **275kVと154kVの2ルートをもって適合**させている。
- 外部電源が喪失した際に使用するディーゼル発電機, ディーゼル発電機も使用できない場合に備える常設代替高圧電源装置もそれぞれ**独立性**を有している。

275kVは2回線存在するが, 同じ鉄塔に設置されており, 鉄塔が倒壊すると同時に使用できなくなると想定し, 275kVと154kVで**独立性**を確保している。

なお, 1つの鉄塔が倒壊しても, 他の送電線が同時に機能喪失しないように, 電線路間の水平距離(離隔)を確保する。



安全機能を有する系統における電気・機械・計測制御装置について

- 安全機能を達成するための設備には、注水するためのポンプや水源だけでなく、起動するための操作回路や、流量や原子炉圧力を測定するシステム(計測制御装置, 計装設備ともいう)も含まれる。
- 安全上の重要度分類においては、安全機能に対し、属する系統と該当する設備が明確化されており、これら全てが正常に動作することで安全機能を達成できる。(重要度分類の詳細は別紙1参照)

電気・機械装置の分類例

※分類の詳細は別紙1参照

機能	系統又は機器	該当する電気・機械装置		
		当該系	直接関連系	間接関連系
炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	低圧炉心スプレイ系 ・ポンプ ・サプレッションプール ・サプレッションプール から注水先までの 配管, 弁 ・スプレイヘッダ 【分類:MS-1】	・ポンプミニマム フローライン配管, 弁 ・サプレッション プールストレーナ 【分類:MS-1】	・排水ポンプ排水 ライン配管, 弁 ・ポンプテストライン 配管, 弁 【分類:MS-3】

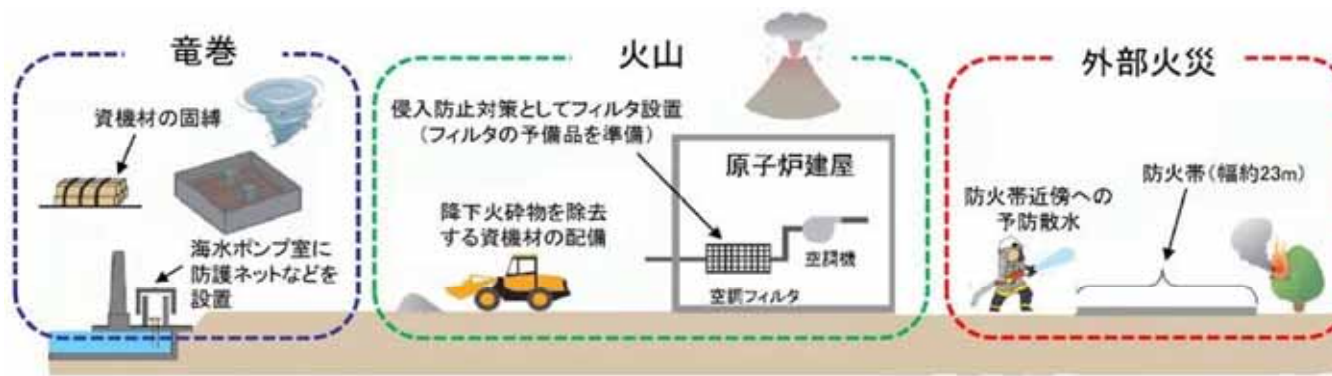
計測制御装置の分類例

※分類の詳細は別紙1参照

機能	系統又は機器	該当する計測制御装置	
		直接作動系	情報提供系
炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	・非常用炉心冷却系 操作回路 【分類:MS-1】	・原子炉水位(広帯域, 燃料域) ・原子炉圧力 ・サプレッションプール水位 ・復水貯蔵タンク水位 ・高圧炉心注水系統流量 ・高圧炉心スプレイ系流量 ・残留熱除去系(低圧注水モード)流量 【分類:MS-2】

外部事象防護対象施設について(1/3)

- 安全機能を有する系統、機器(安全上の重要度分類クラス1,2及び3に属する設備)は、外部事象防護対象施設として、**外部事象(竜巻、火山、外部火災など)から防護する設計**としている。
- 新規に設置する**重大事故等対処設備(SA設備)**についても、外部事象からの防護が図られた建物に設置するか、屋外設置の場合は**同じ機能を有する設備と同時に損傷することを防止するため、位置的分散を考慮した配置**とする。



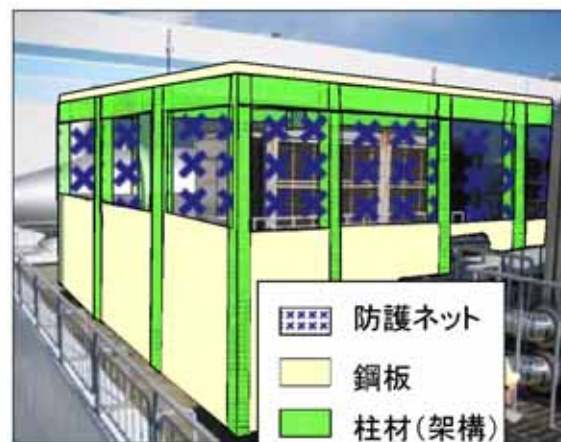
竜巻、火山、外部火災への主な安全対策のイメージ

【内部事象】

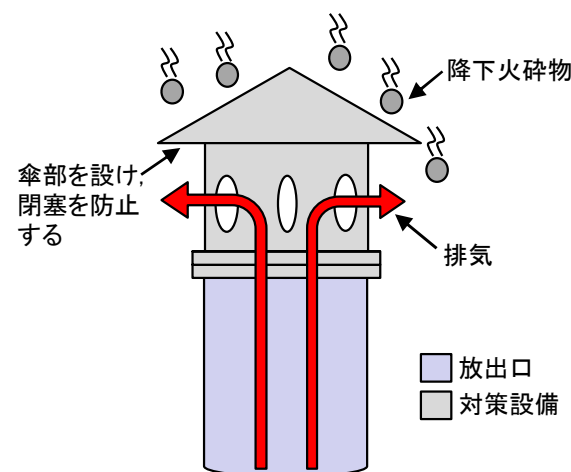
発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象

【外部事象】

サイト外で起こり、運転中の施設に直接的影響を与え、それによって施設の状態変化(例えば、発電所のトリップ、外部電源喪失)を引き起こす事象



竜巻防護対策例



火山による降下火砕物対策例
論点No.194-6

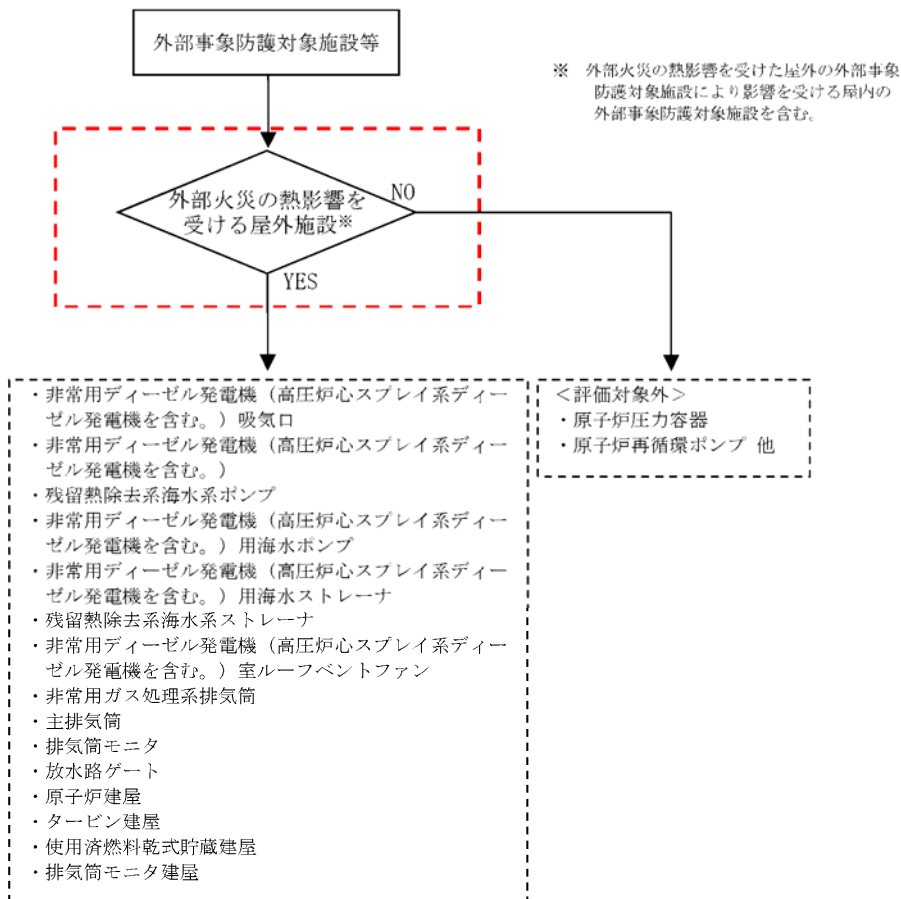


外部火災対策例

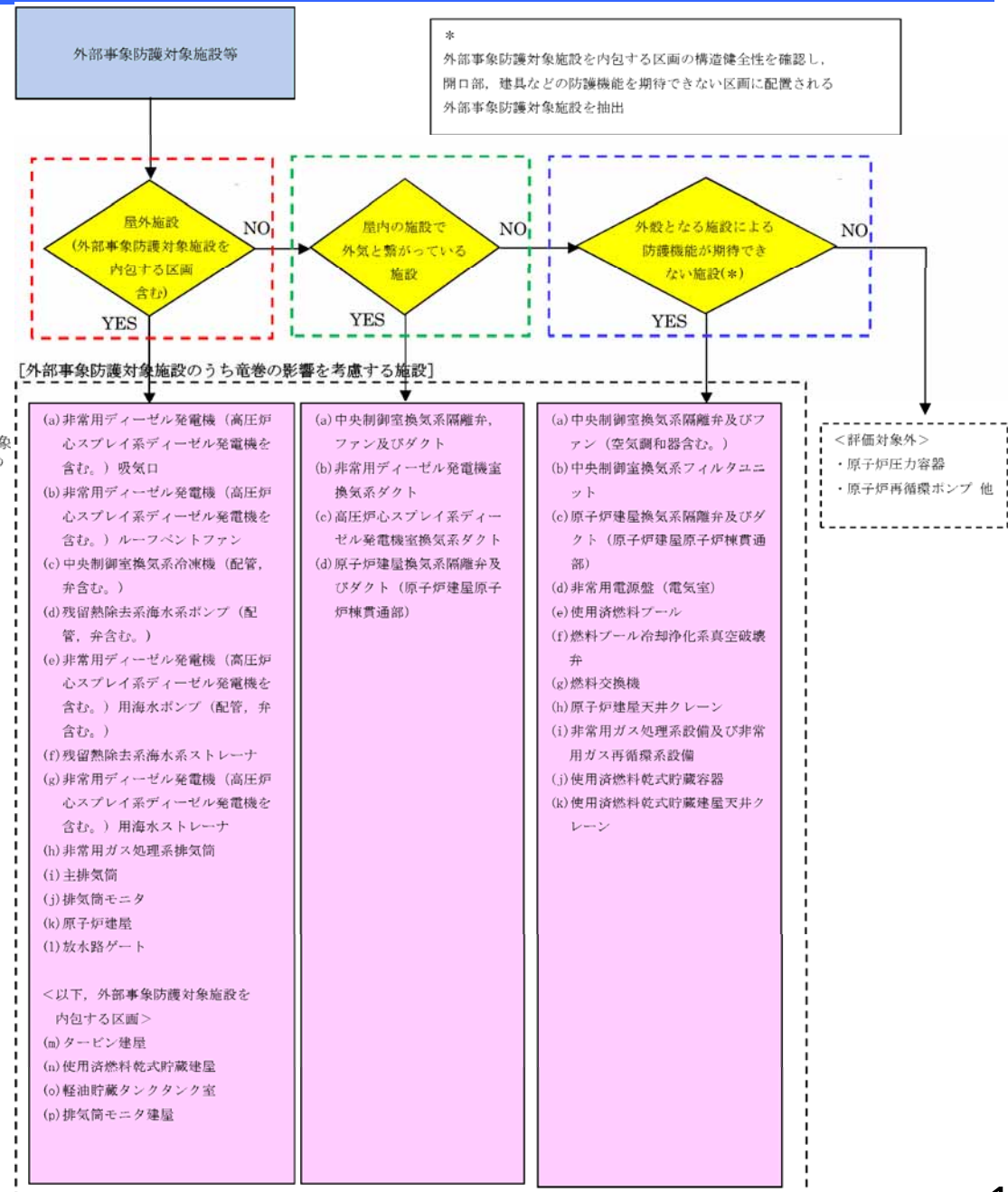
外部事象防護対象施設について(2/3)

○外部事象防護対象設備となるクラス1,2及び3に該当するDB設備は約850種類, SA設備は約370種類存在する※。それらが各事象に対し, 影響を考慮する施設に該当するかをフローにて判断している。

※DB/SAを兼用するものについては, それぞれ計上



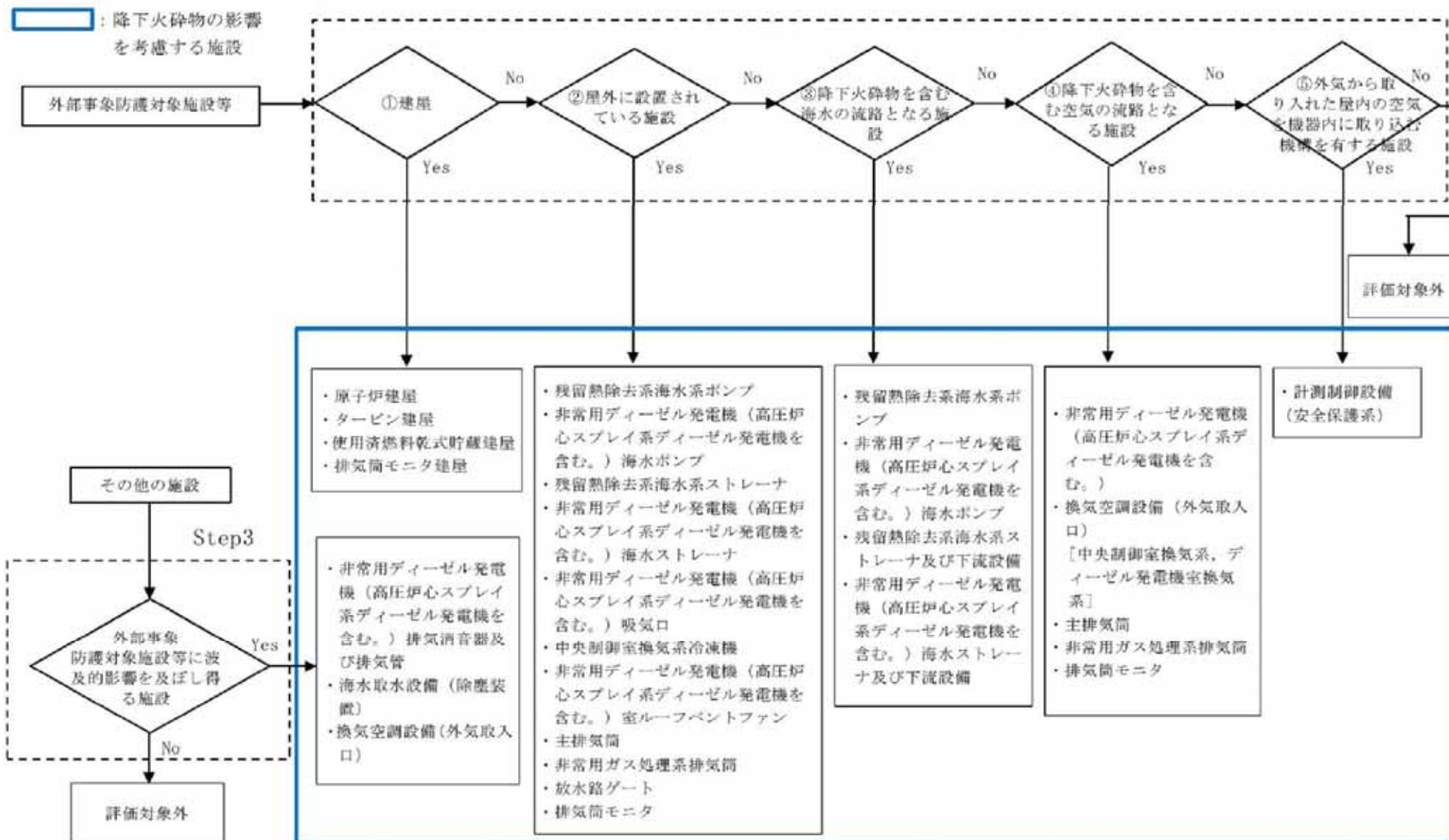
外部火災防護対象設備抽出フロー



論点No.194-7

竜巻防護対象設備抽出フロー

外部事象防護対象施設について(3/3)



降下火砕物防護対象設備抽出フロー

(別紙1)原子炉施設における安全上の機能別重要度分類

- 原子炉施設に設置する設備については、その設備の持つ安全機能により、「設置許可基準規則」及び「重要度分類審査指針」に基づき、重要度がクラス1,クラス2,クラス3に分類されている。
- 安全機能は性質に応じて「異常発生防止系(PS)」「異常影響緩和系(MS)」に大別され、上記のクラスと組合せて下表のように整理されている。
- 事故防止対策となる「止める」「冷やす」「閉じ込める」機能を持つ系統は、重要度が特に高い安全機能を有するものとして、多重性又は多様性及び独立性を持たせ、その機能が確実に達成できるように設計している。

安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類		安全機能を有する 構築物, 系統及び機器 (安全施設)		安全機能を有しない 構築物, 系統及び機器
		異常の発生防止の 機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の 機能を有するもの (MS)	
安全に関連する 構築物, 系統及び 機器	クラス1	PS-1	MS-1	—
	クラス2	PS-2	MS-2	
	クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない 構築物, 系統及び機器		—	—	安全機能以外の 機能のみを行うもの

重要度大

※重要度分類審査指針より抜粋

【論点No.194】

安全機能の定義, 分類及び防護対象施設(内部事象, 外部事象)との関係並びに多重性・多様性, 独立性の確保について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.181

P2

個別の設備機器が有する「機能」と、「安全機能」とは具体的にどのような関係か。また、「機能」と「系統」とはどのような関係か。その上で、何に対して「独立性」を確保しているのか。図表等を用いて分かりやすく示すこと。

No.182

P3,P4

外部事象防護対象施設について、具体的に、対象としてはいくつくらいあるのか。

P7,P8

No.183

P6

P2

安全機能とは外部事象防護対象施設が専ら持っている機能と解釈していいのか。それとも、安全機能とはこういう機能であると定義されているのか。例えば構築物、系統及び機器で、機器の中には、計装システムや制御システム等の制御機器も入るのか。安全機能の定義について説明すること。

P5

No.184

P2

竜巻対策として防護ネットを張るとする対象があるが、外置きのコンデンサー等の重要設備はないか。

P6,P7

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.80

重要な部分が分割管理されていないので、一コダメになったら影響が大きい、等

No.575

P3

安全性確保の多重性について

P3

No.869

お世話になります。

茨城県は、関係法律の目的「住民の生命、身体、健康、及び財産の保護すること」の達成のため全力を尽くして頂く様
 お願いします。

規制庁の住民説明会には6回参加しましたが、質問できなかった項目について、下記に記しますので、県のWT で十
 分検討して頂きたいと思います。(以下、節約のため紋切調とします。)

記

1. 規制庁の住民説明会資料「東海第二発電所に関する審査の概要」(p35)で「電源」が触れられている。大変重要な部
 分であるにも関わらず基本的考え方のいい加減が見えている。

それは「①外部電源 外部からの電力は、独立性を有する2ルート3回線の送電線…」としているが、「独立性を有する」
 のならば「3ルート3回線の送電線…」でなければならない。

P4

これは明らかに住民を騙して問題である。三つの鉄塔ルートで、三つの電源回線を引き込まなければならない。こ
 れが独立しているということである。

P4

茨城県には、「茨城県地域防災計画(原子力災害対策計画編)」に従って、規制委員会の審査の杜撰さを十分に補っ
 て頂きたい。茨城県は、規制委員会に審査のやり直しを請求すべきである。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
 (令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.870

お世話になります。

茨城県は、関係法律の目的「住民の生命、身体、健康、及び財産の保護すること」の達成のため全力を尽くして頂く様お願いします。規制庁の住民説明会には6回参加しましたが、質問できなかった項目について、下記に記しますので、県のWT で十分検討して頂きたいと思います。(以下、節約のため紋切調とします。)

記

1. 規制庁の住民説明会資料「東海第二発電所に関する審査の概要」(p35)で「電源」の項で触れられている様に、大変重要な部分の基本的考え方が見えている。それは「②非常用電源 非常用ディーゼル発電機…を3台設置し、…」としていること、また、「①外部電源」も「独立性を有する」のならば「3ルート3回線の送電線…」が論理的に言って保守的な立場となる。そうすると、規制委員会は「3」を基本的数字と考えていることが見えてくるが、「①外部電源 外部からの電力は、独立性を有する2ルート3回線の送電線…」としているため、今回の審査では基本的考え方に矛盾を呈している。これは明らかに審査ガイド(審査要求事項)を現状に合わせた「合格先にありき」の審査であり問題でもあるが、東海第二発電所の現場で働く職員にとっては煩雑化した作業環境を強いられ、緊急事態時には混乱を招く要因と言える。コンセプトの整理が必要である。

P4

2. より安全な東海第二発電所に近づけるため、次に「3」を基本的数字としたコンセプトの提案をするので検討をして頂きたい。

P4

(1) 外部電源は3ルート3回線とする。(原発の冷却に重要)

(2) 取水口を3箇所にする。(原発の冷却に重要)

第23回WT「停止・冷却設備への対応について(改訂版)」及び
第21回WT「津波対策への対応について(改訂版)」参照

(3) 放水口を3箇所にする。(原発の冷却に重要。なお、今回の審査の様にゲートを設置することは、冷却水流路妨害であり、愚の骨頂である。)

第21回WT「津波対策への対応について(改訂版)」参照

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.870(続き)

第23回WT「停止・冷却設備への対応について(改訂版)」参照

第9回WT「格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について」参照

(4) フィルター付きベント装置を3台設置する。(放射性物質の吹出し防止に重要)

(5) 格納容器を3つにする。(放射性物質の吹出し防止に重要。原子炉格納容器, 原子炉建家の準格納容器化, 原子炉建家格納容器の追加)

論点No. No.122参照

なお,「原子炉建家格納容器」は自由体積が原子炉建家の10倍は必要である。しかも,内に散水装置をつけて放射性物質の一般環境への放出を防ぐ。また,これによって「使用済み燃料プール」を嚴重に格納することになる。

今回,規制委員会の許可したものでは,「住民の健康と財産」は守れない。

茨城県には,「茨城県地域防災計画(原子力災害対策計画編)」に従って,規制委員会の原発についてのコンセプトの不明確化を洗い出して,規制委員会の審査の杜撰さを十分に補って頂きたい。茨城県は,規制委員会に審査のやり直しを請求すべきである。

No.1207

分散配置の設計思想を持ち得なかった当時の設計の原子炉をそのまま「使い倒す」ことは現在の技術水準,規制水準からしたら設計構造自体の旧さ,陳腐化を容認するものであり,その安全性を設計構造上の分散配置,多重性,多様性によって安全性を担保することは困難である。

P3,P4

このような現在水準から見た設計の旧さによる脆弱性を検討しないままの設置変更許可は無効である。

No.1208

P3,P4

3. 東日本大震災で東海第二発電所の設計に多重性・多様性がないことが露呈したこと

第12回WT「東北地方太平洋沖地震発生時の初動対応状況について」参照

2011年東日本大震災の被災によって,はからずも東海第二原発が多重性,多様性がないことが露呈した。最も重要な点は3台の非常用ディーゼル発電機のうちたった1台がダウンしただけで,原子炉の冷却に必要なポンプ4台のうち3台もが動かなくなったことである。被災時に上記のような機能を発揮できないのは「基本設計において多重性がない」原子炉であることが明らかになっている。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1208(続き)

第17回WT「施設の健全性(改訂版)」参照

また、同様に1台の非常用ディーゼル発電機がダウンしたことで、格納容器内上部ベロシティー近辺の温度が141℃にまで上昇した。これは福島第一原発3号機と同じ挙動を示したもののだが、日本原電はその原因と対策を説明していない。一説によれば非常用ディーゼル発電機1台がダウンしたことで格納容器空調2台のうち1台がダウンしたことで、片肺の機能しか維持できなかったとも言われる。一般的に「多重性」とは2台のうち1台がダウンしても安全機能が通常に維持されることを言う。

なお、日本原電は住民説明会で、住民からの「震災の際に格納容器上部温度が141℃にまで上昇した原因は？」との質問に対して、日本原電●●東海第二副所長は「格納容器の温度が140℃まで上がったということは私どもは認識しておりません。格納容器の温度も圧力もずっと監視していましたので、そんなようなことにはなっておりません。私がそこにいましたので事実です」などと虚偽の説明を行った(2016年11月30日の住民説明会)。

しかるに規制委員会にはその事実を報告しているようである。

安全対策における深層防護の考慮について

【説明概要】

- 原子力発電所における安全の目的は「人と環境を放射線リスクから防護すること」であり、深層防護の考え方※に基づき、環境中への大量の放射性物質の放出を防止するための多重的・多層的な安全対策を講じている。
 - ※ ある目標を持ったいくつかの障壁を設定し、各々の障壁が独立して機能することにより、安全に対する高度の信頼性ないし確実性を確保する考え方
- 運転中における機器故障や運転員の誤操作の可能性を考慮した上で、以下の障壁を設けている。
 - 異常の発生防止
 - 安全機能に係る異常・故障の発生を防止する
 - 異常の拡大防止
 - 異常や故障が生じたとしても、異常を早期に検知し、異常が拡大しないうちに原子炉の停止等の必要な措置を講じて、事故への拡大を防止する(燃料の損傷防止)
 - 事故の影響緩和
 - 原子炉冷却材喪失事故(LOCA)など設計基準において想定する事故(設計基準事故)に対して、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する。
 - 重大事故等への対処
 - 想定を超える事故によって、前段までで整備した安全機能の一部が喪失した場合に対しても、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する
 - また、著しい炉心損傷が発生した場合においても、格納容器の健全性を維持し、大規模な放射性物質の放出を防止する

- 原子力発電所においては、リスク源に対する不確実さに対処して顕在化を着実に防ぐため、**深層防護**の考え方に基づく多重的・多層的な安全対策を講じている。

■ 原子力発電所における安全の目的

- 人と環境を放射線リスクから防護すること

■ 原子力発電所の安全確保上の特徴

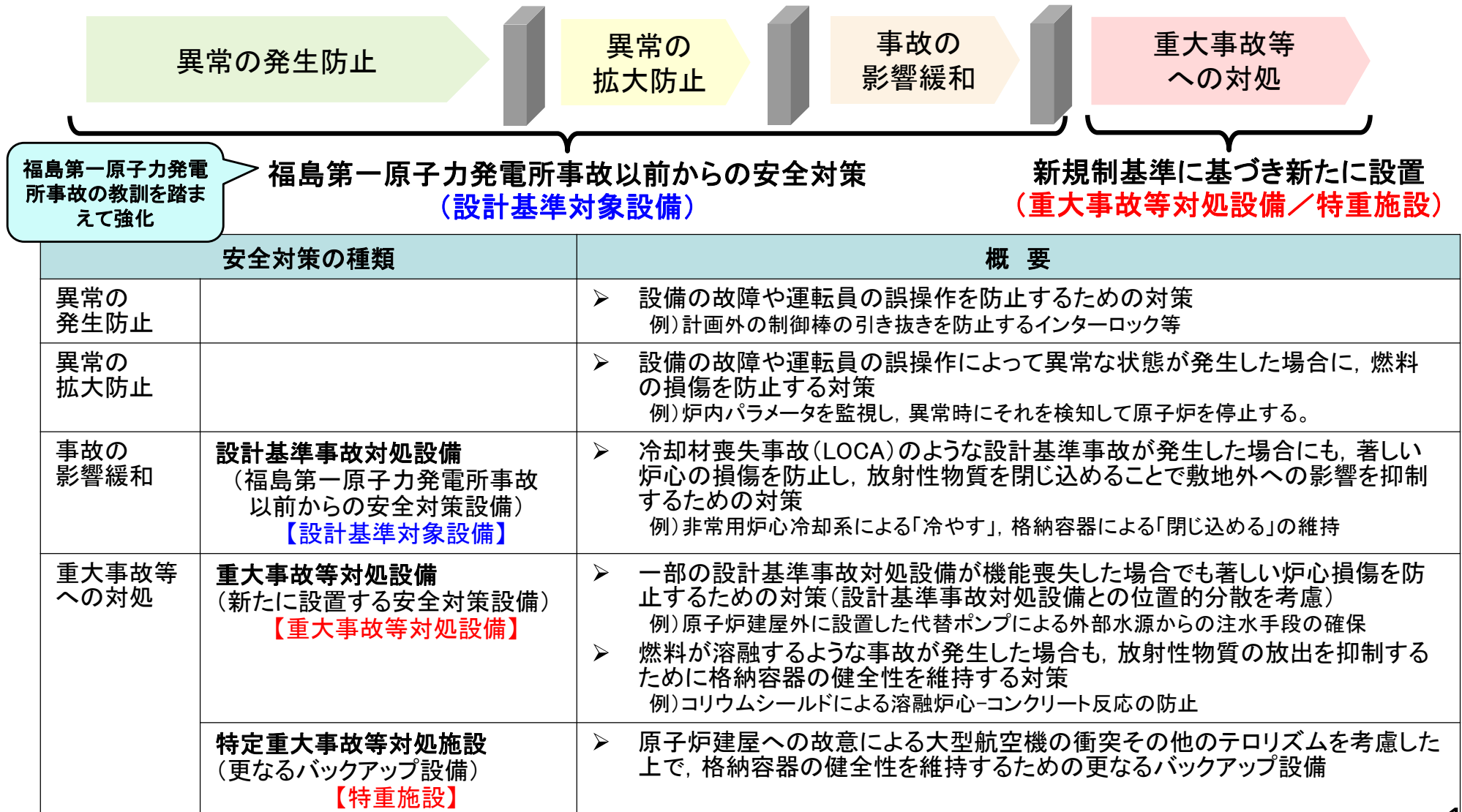
- 多種・多様の放射性物質を内蔵しており、人と環境に対するリスク源が存在
- 脅威となる自然現象の規模など、どのようなリスクが顕在するかの不確かさが存在

■ 深層防護の考え方(概要)

- 安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った幾つかの障壁(防護レベル)を用意する(原子力分野以外にも活用)
- 前段否定を原則とし、各々の障壁が独立して有効に機能することにより、安全に対する高度の信頼性ないし確実性を確保する考え方

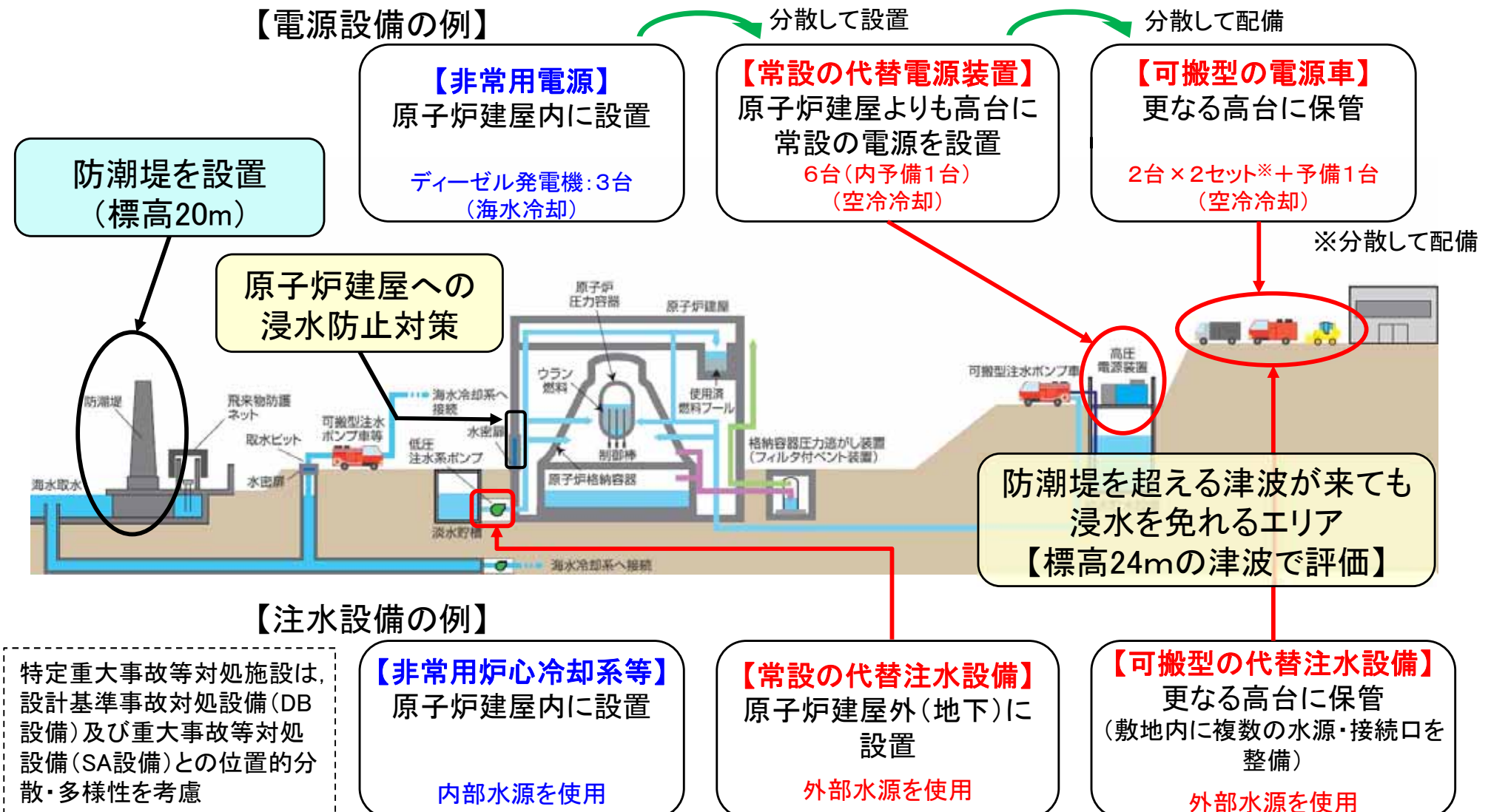
深層防護の考え方に基づく多層的・多重的な安全対策

- 設備の故障や運転員の誤操作の可能性を念頭に、炉心損傷防止／格納容器破損防止のための多層的・多重的な対策を講じる。
(東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全対策の抜本的強化を実施)



深層防護の考え方に基づく多層的・多重的な安全対策

- 重大事故等対処設備(赤字)は、設計基準事故対処設備(青字)と共通の要因で同時に故障することがないように、位置的分散や多様性を考慮した設計とすることで信頼性を確保している。



➤ 敷地に遡上する津波の襲来も想定した上で以下のとおり多重的な津波対策を実施する

1. 基準津波(防潮堤前面の津波高さ:T.P.+17.1m)

決定論的考え方に基づき、発電所の供用期間中に発電所の安全施設に大きな影響を及ぼす恐れがある津波(基準津波)を敷地内に流入させない対策を図ることで発電所の安全施設の機能を維持する

2. 敷地に遡上する津波(基準津波を超える規模の津波)

(1) 防潮堤を越流し、浸水が発生する規模の津波(防潮堤の健全性は維持)

(防潮堤前面の津波高さ:T.P.+20m~24m)

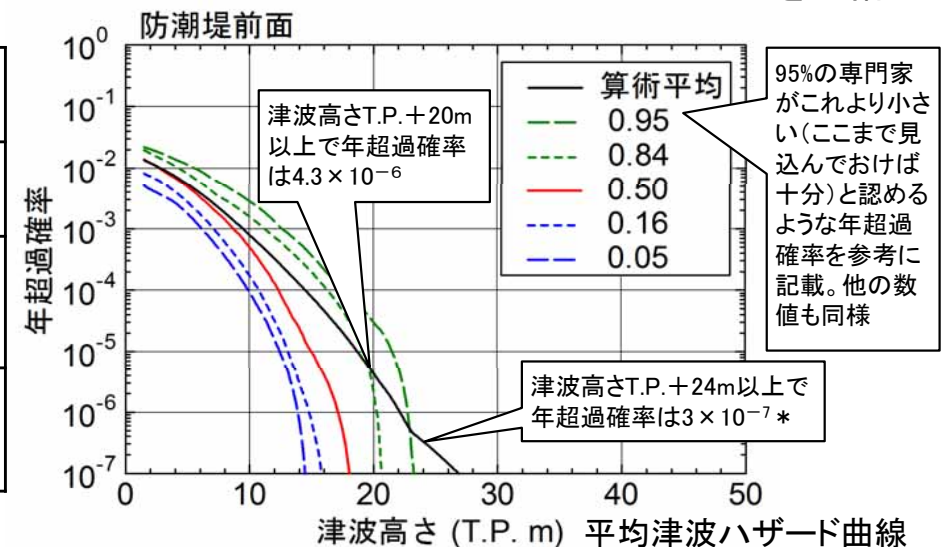
全炉心損傷頻度への寄与が比較的大きいこと、津波による影響の程度が特定できることを考慮し、原子炉建屋の外壁や重大事故等対処設備等に水密対策を施すことにより、常設及び可搬型の重大事故対処設備を活用して原子炉等の冷却を可能とする手順・設備・体制を整備

(2) 防潮堤が損傷する可能性のある津波高さ(防潮堤前面の津波高さ:T.P.+24m~)

防潮堤が損傷する規模の津波が発生する可能性は低いものの、そのような津波が発電所に襲来することとも想定し、防潮堤損傷を前提として、高所に配置した可搬型設備を活用した大規模損壊発生時の手順・設備・体制を整備

	津波高さ	津波PRA結果※ (炉心損傷頻度)	対策
1.	~T.P.+20m	津波PRAの 対象外	敷地内に浸水しないための対策を実施
2. (1)	T.P.+20m ~24m	4×10^{-6} /年	敷地内に浸水することを前提に、原子炉建屋・重大事故対処設備の水密対策等を実施
2. (2)	T.P.+24m~	3×10^{-7} /年	防潮堤損傷を前提に大規模損壊の対応

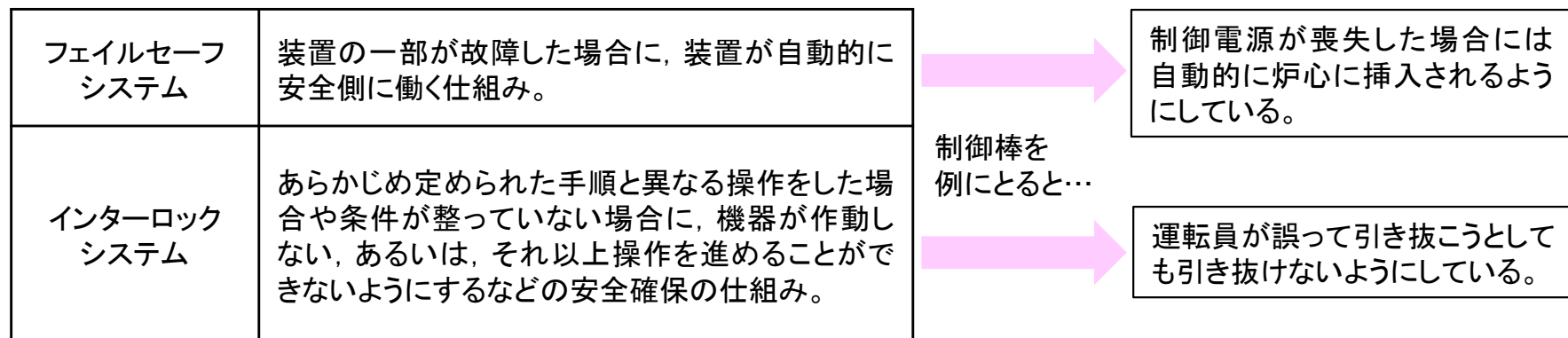
防潮堤以外の津波防護対策を考慮しない評価結果のため、敷地に遡上した場合には必ず炉心損傷に至ると評価 (炉心損傷頻度=年超過確率)



* 算術平均は全データの重みつき平均であり、少数でも極端に大きな超過確率を示すデータがあると、平均の超過確率を大きく引き上げ、0.95等の割合が高い値を超える場合がある。

主に通常運転に係る設備において、**機器の故障／誤操作等によって異常が発生することを防止**するために、以下を配慮した設計としている。

- ✓ 確立された規格，基準に基づく設計（適切な余裕の確保，耐震設計）
- ✓ 運転員の誤操作を防止する設計（インターロック，マン・マシンインターフェイス配慮等）
- ✓ 機器故障等が直ちに異常に繋がらない設計（フェイルセーフ，固有の安全性等）



前段の対策をとっても異常・故障の発生を皆無にできないと考える

異常や故障が生じたとしても、異常を早期に検知し、異常が拡大しないうちに原子炉の停止等の必要な措置を講じて、事故への拡大を防止する

- ✓ 異常を早期検知する監視・警報システムの設計(計装)
- ✓ 異常を検知した場合に、原子炉を緊急に「止める」設計(安全保護系, 原子炉停止系)

地震動の感知による原子炉の緊急停止

原子炉建屋内で大きな揺れが感知された場合、原子炉停止系により自動的かつ速やかに原子炉を停止する

基礎盤上端で水平動250ガル又は鉛直動120ガル以上を感知した場合

地震動は、まずP波が対象地点に到達して初期微動が始まり、その後にS波が到来して主要動が始まる

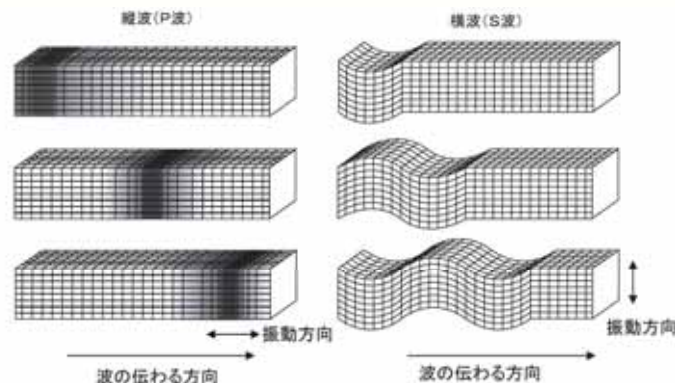
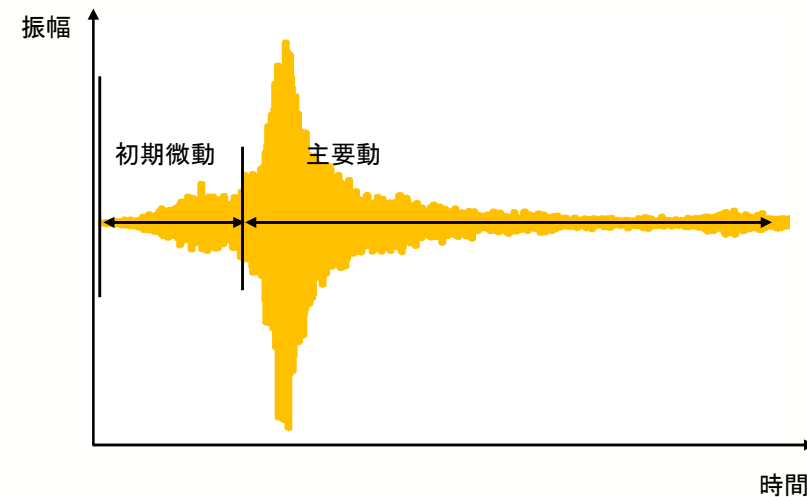


図2-2 地震波(実体波)の伝わりかた

縦波(P波)は進行方向と同じ向きに振動する。横波(S波)は進行方向に対して直交する向きに振動する。

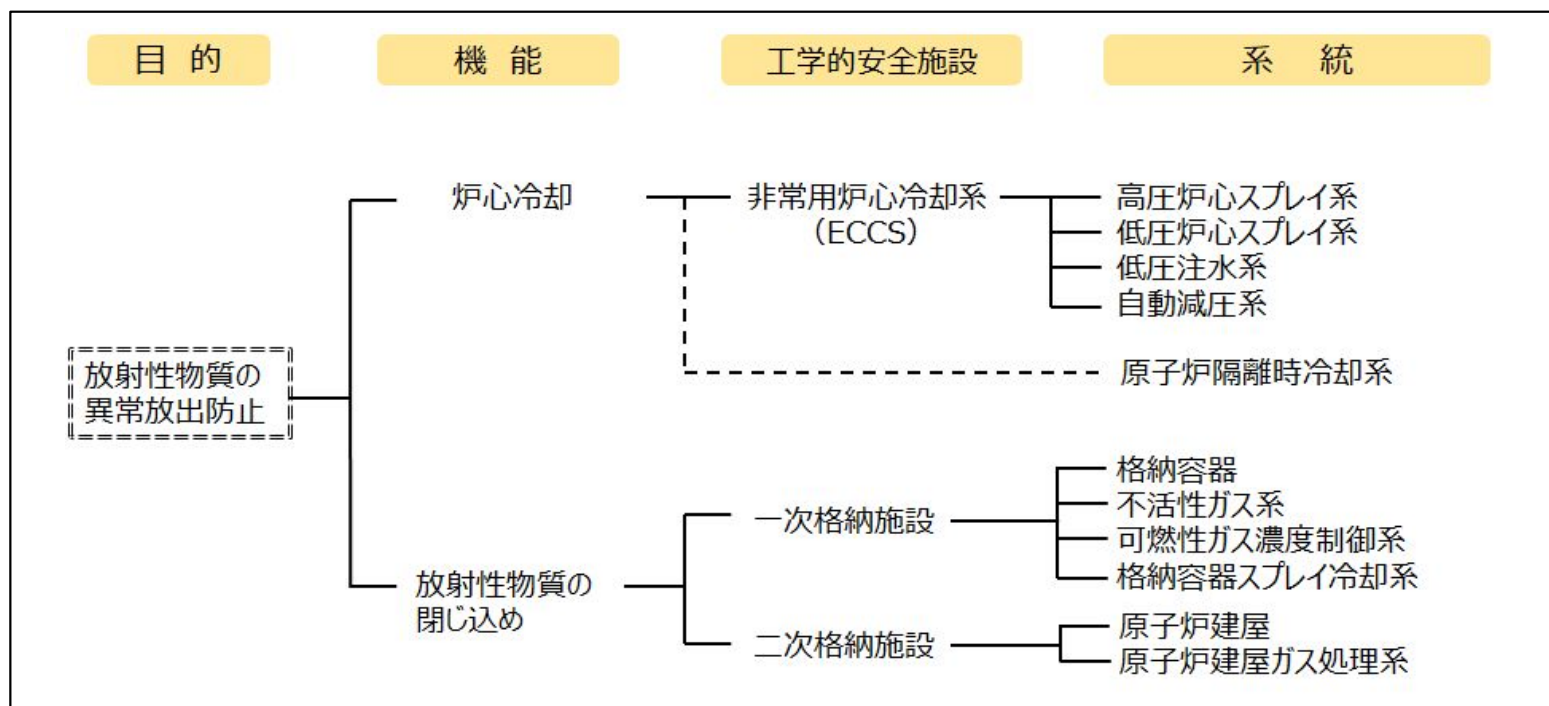


前段の対策をとっても異常・故障の拡大(事故の発生)があると考える

原子炉冷却材喪失事故(LOCA)など設計基準において想定する事故(設計基準事故)に対して、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する

- ✓ 事故時に原子炉を「冷やす」設計(非常用炉心冷却系(ECCS))
- ✓ 放射性物質を「閉じ込める」設計(格納容器, 格納容器スプレイ等)

設計基準内の外部事象(自然現象)に対して安全機能を維持する設計とする



※ 設計基準事故は、非常用炉心冷却系などの安全上特に重要な安全施設の設計の妥当性を確認するために想定する事故

前段の対策をとっても重大事故に至る可能性があると考える

想定を超える事故によって、前段までで整備した安全機能の一部が喪失した場合に対しても、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する

- ✓ 多重故障・共通要因故障等により、設計基準事故の発生とその緩和設備の安全機能が喪失することを想定し、炉心損傷を防止するための対策を検討

設計基準を超える外部事象(自然現象)が発生した場合の検討も実施する

共通原因による安全機能の一斉喪失などを想定した事故シーケンスの分析

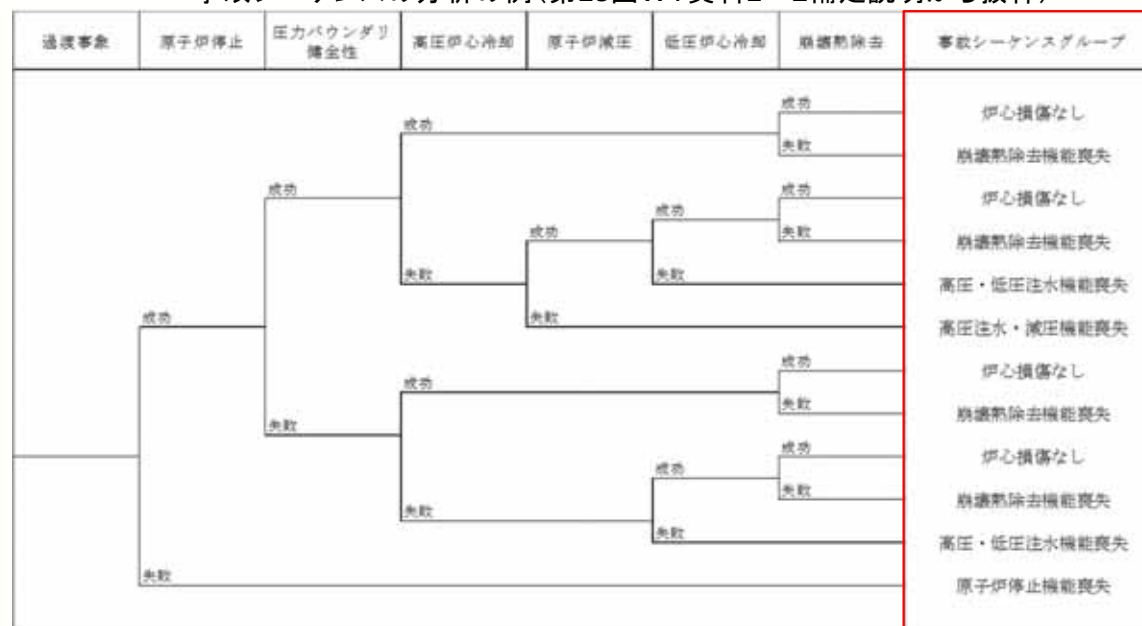
事故シーケンスの分析の例(第15回WT資料1-2補足説明から抜粋)

確率論的リスク評価等による網羅的な事故シーケンスの分析



炉心損傷防止／格納容器破損防止のための対策

確率論的リスク評価手法が確立していない自然現象についても、設計基準を超える場合の定性的な分析を実施

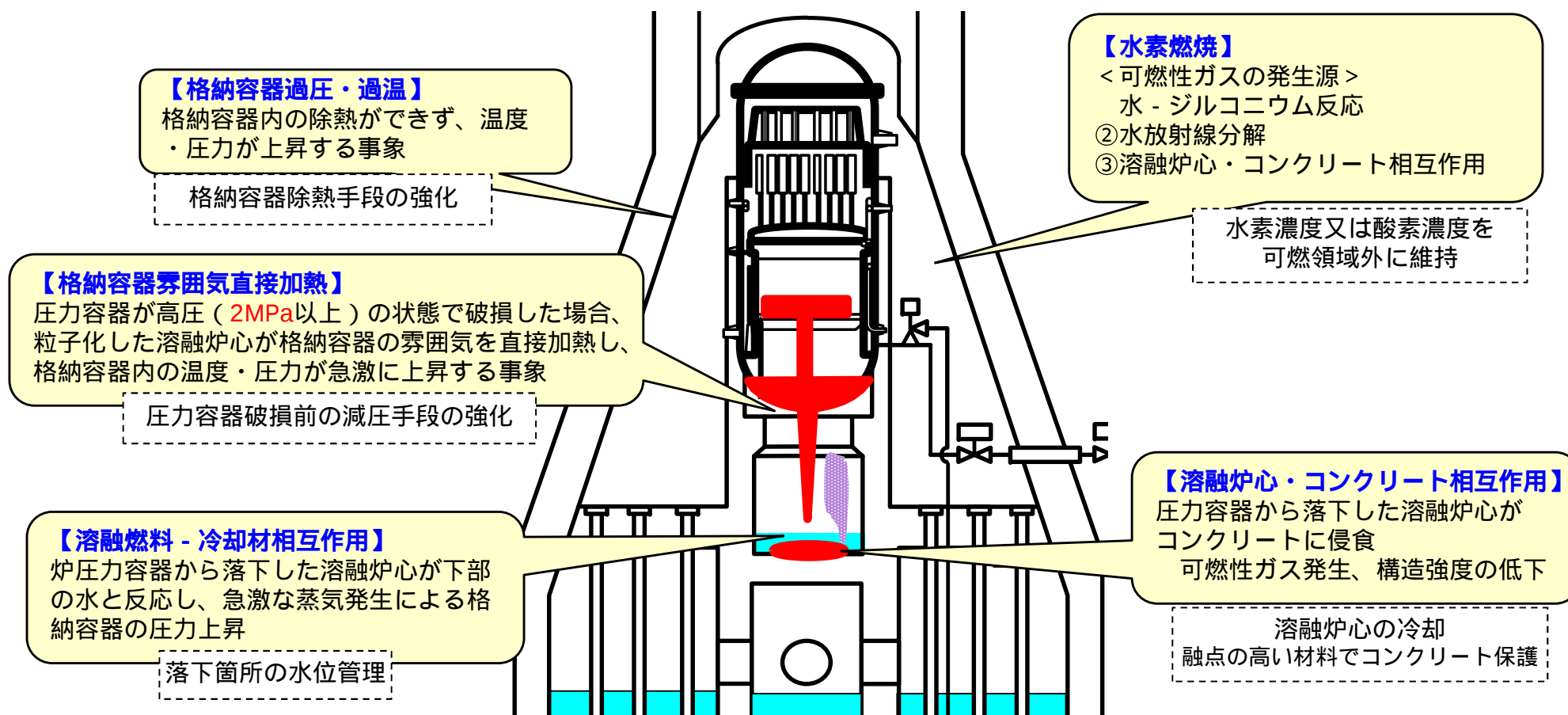


前段までの対策をとっても著しい炉心損傷が発生する可能性があると考える

格納容器の健全性を維持し、大規模な放射性物質の放出を防止するための対策を講じる

- ✓ 著しい炉心損傷が発生した場合に想定される格納容器の健全性維持の観点から脅威となる物理・化学現象に対する対策を実施(重大事故時の環境条件に対する耐性を考慮)

※更に過酷な状況に陥った場合も想定し、大規模損壊に対する手順を整備



深層防護レベル(INSAG-10)

「原子力安全の基本的考え方について」第 編 別冊 深層防護の考え方, AESJ-SC-TR005(ANX):2013, p.51より抜粋

	防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段
当初設計 プラントの	レベル 1	異常運転や故障の防止	保守的設計及び建設・運転 における高い品質
	レベル 2	異常運転の制御及び故障の検知	制御, 制限及び防護系, 並びに その他のサーベランス特性
	レベル 3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順
設計基準外	レベル 4	事故の進展防止及びシビアアク シデントの影響緩和を含む, 過 酷なプラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の防護 を含めたアクシデントマネジメ ント
緊急時 計画	レベル 5	放射性物質の大規模な放出によ る放射線影響の緩和	サイト外の緊急時対応

【論点No.196】

安全対策における深層防護の考慮について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.82

もう少し深層防護の説明をていねいをお願いしたい

No.759

人は、先ず「好きか嫌いか」で意思決定しますが、なるべく中立的に「合理的か否か」でも、意思判断するものです。

原発に関して言えば、福島第一の事故で、周辺住民の方々中心に、反原発感情が一気に広がったので、「原発は嫌い」と言う人が、一気に意思表示するようになりました。

こういう雰囲気では、原発の安全性を、難しい言葉で説明しても、殆ど聞いてもらえません。そもそも、安全審査そのものの内容が、専門家同士の会話になっており、「一般の人」のみならず、専門外の人には、とても理解できません。

また、安全審査は、国と事業者の間での技術的会話が中心ですが、本来は、周辺住民の為のものであるべきでしょう。そう考えると、住民には、「原子炉の堅固さ」だけでなく、「放射能・放射線の挙動」に重点を置いて、判りやすく説明してゆくべきだと強く感じています。

以下の意見は、上記の視点から書いたものです。

1, 事故の未然防止に関するもの。

事故の未然防止能力は、安全指針の要求事項をどこまで満たしているかではなく、「深層防禦(Defense in depth)」をどこまで考慮しているかで決まります。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.759(続き)

★「深層防禦(Defense in depth)」の哲学は、理解しているようで理解していない難物です。

簡単に言うなら、「防御層」を構築しても、それが破れることを想定し、つぎの「防御層」を構築する、さらにそれが破れても、その次の「防御層」を構築する・・・といった具合に、次から次に防御層を構築し、「事故のリスク」が、許容できる範囲まで抑え込むという考え方です。・・・もともと戦争で敵を破る戦法を練り上げる時の思考パターンです。

これは、コストアップを心配する工学の徒には、なかなか受け入れられません。

しかし、一般市民の懸念を取り除き、安心してもらうには、比較的わかりやすい方法です。

「深層防御」は、バリケードを何重にも築くというような・・・人間の存在を考慮していない無気質な・・・ものではなく、「人と防御策とが一体(兵隊と戦艦の如く)」となって「ことに当たる」防禦態勢を指します。

★この深層防御の考え方を理解するために、「津波対応策」を例に説明します。

津波対策は、「深層防御の考え方」を適用するうえで、最適な例の一つだからです。

津波は、地震によって引き起こされますが、地震の起きる場所、時期、強さ、揺れ方などを「科学・工学的」に予測できません。ましてや、たまたまの偶然で誘発される津波ともなると、過去の事例から類推するしかありません。

想定すべき津波の強さについては、地震科学者と、地震強度を専門にする工学者の意見は、いつの時代でも一致しません。

最悪を心配する科学者と、目の前の問題を解決しようとする工学者の意見が一致するはずはありません。

だからと言って、この間を仲裁するような「超人」などいません。これを解決する考え方が、「深層防御」の考え方です。

★簡単に説明しますと・・・福島原発事故を念頭においてください。

まず、津波に対する第一の防御策は、「防潮堤」です。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.759(続き)

「防潮堤」で対処することに関しては、科学者も工学者も、意見対立はないでしょうが、防潮堤の高さをどのように選ぶかで衝突します。

科学者は、数十万年のスパンで、最悪の津波を予想して、「最低でも20mは必要だろう」などと主張しますが、工学者は、「せいぜい、60年程度しか運転しない原発に数十万年スパンの大地震・大津波を想定するのはばかげている」とばかり「10m以下でも十分だ」と言い切るでしょう。

両者は、よって来る根拠が全く異なるので、いくら議論しても「答えは出てきません」。こういう時に「両者の妥協点を見出す考え方」が、「深層防御」です。

「深層防御」では、「津波防御策」は、「防潮堤だけで十分」と考えないからです。

「防潮堤」は、人工である以上、「自然力で破壊される」懸念があるし、想定した以上の高さの津波が襲ってくるかもしれません。

このように考えると、第一の防御策(防潮堤)だけでは、不十分ということになります。

そこで、第一の防御策の防波堤が「無効であった」ことを想定して第二の防御策を考案します。

防潮堤を乗り越えた津波は、原発のヤードを襲います。これを想定して、

- ・安全上重要な設備・機器は、ヤードに配置しない。
- ・配置する場合は、十分な津波対策(衝撃力、漏電対策など)をとること。
- ・既設の場合は、津波の来ない場所に移設するなど。
- ・・・の対応策をとります。

しかし、津波は、ヤードを横切り、「安全上重要な設備・機器」を収納した「建屋(原子炉、タービン、ラドウェストなど)」を襲うでしょう。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.759(続き)

したがって、第三の防御策として、これらの建屋が、

- ・津波で破損しないこと

- ・津波が、建屋内に侵入しないように「建屋の開口部の嚴重な管理＊」をする

＊ 日常から開閉管理を嚴重に実施するだけでなく、開口部入口に津波防護 壁を設置したり、開いている扉を迅速に閉める機能をもたせたり

- ・など津波対策を施します。

それでも、津波海水の一部が、建屋内に進入した場合に備えるのが、第四の防御策です。

建屋内では、安全上重要な機器(冗長性を持っている)を、系統分離配置し、区画分けして、同時に冗長系が浸水しないように対策します。

さらに、海水浸水に備えて漏電対策を施しておく必要があります。

既設炉の場合は、最悪の事象を想定して、予備の電源系などを建屋の上に設置するのも効果的です。福島第一の事故では、有効性が証明されています。

深層防禦で「ここまで対策をする」ことが事前の知識にあれば、科学者でも、工学者でも、津波の高さ(防潮堤の高さ)のみに拘ることの無意味さを理解するでしょう。

問題にすべきは、防潮堤の高さだけではなく、「深層防御法」の考え方が、どこまで徹底されているかです。

P.4-5

①安全対策工事において設計時の仕様や思想を確実に反映させるための方策及び検査の実施方針について

【説明概要】

安全対策工事は、原子力規制委員会による審査を通じて妥当と認められた基本設計及び詳細設計をもとに、**社内の品質マネジメントシステムに基づき、施工、検査等について品質管理に係る一連の対応を実施**していくことで、設計時の仕様や思想を実際の工事に適切に反映していくことができる。

②東海第二発電所における点検・保修に対する考え方及び実施方針，並びに点検・保修に係る厳格な品質管理のためのマニュアル上の工夫及び今後の取組等について

【説明概要】

発電所設備の点検・保修等にあたっては、**社内の品質マネジメントシステムに基づき保全計画を定め実施していくことで、設備の健全性確保が可能。また保全の計画、実施、結果の評価、不適合管理等のPDCAを回す活動を通じて、設備の点検内容の信頼性を高め、また点検マニュアルの改善事項等も漏れなく迅速に反映していく仕組みを構築している。**

①**安全対策工事の設計**は，原子力規制委員会による以下の審査を通じて妥当と認められた内容で許可，認可等が与えられ，**設計内容が確定**する。

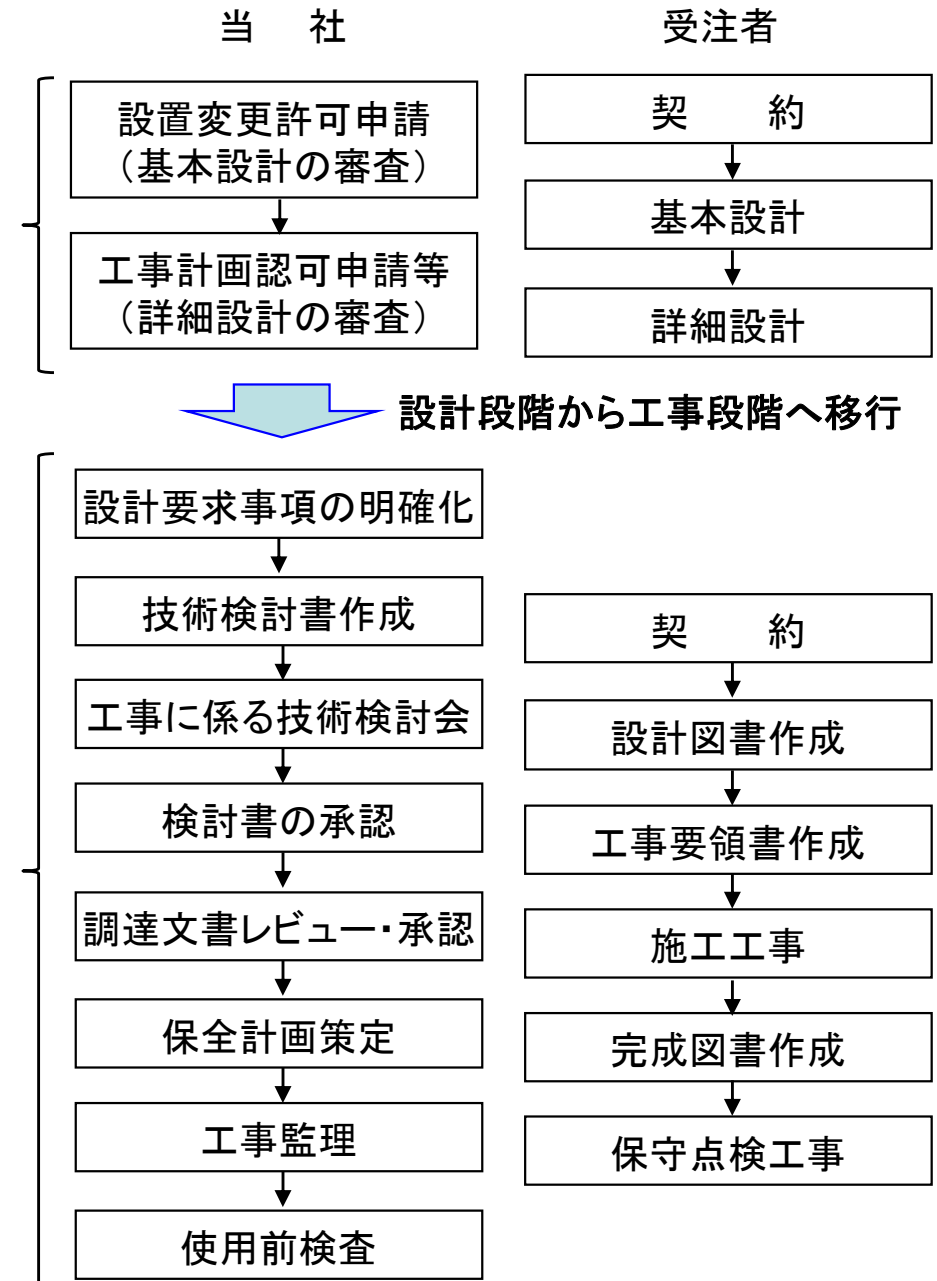
- ・設置変更許可申請：基本設計
- ・工事計画認可申請等：詳細設計

②**安全対策工事の施工**にあたっては，社内共通のQMS（品質マネジメントシステム）に基づき，施工，検査等について**品質管理**に係る一連の対応を実施していくことで，①の設計時の仕様や思想を**実際の工事に適切に反映**していくことができる。

- ・社内の図書レビュー，技術検討会等による，設計・工事方針の妥当性の確認，設置許可・工事計画との整合性の確認
- ・製作メーカ，現場施工者等の受注者の品質マネジメントシステムの適切性の確認及び受注者の力量の確認
- ・受注者の設計・工事に係る提出図書の妥当性の確認，適切な現場工事の監理，使用前検査の受検

①**設計の段階**
NRAの審査を通じて設計内容が確定

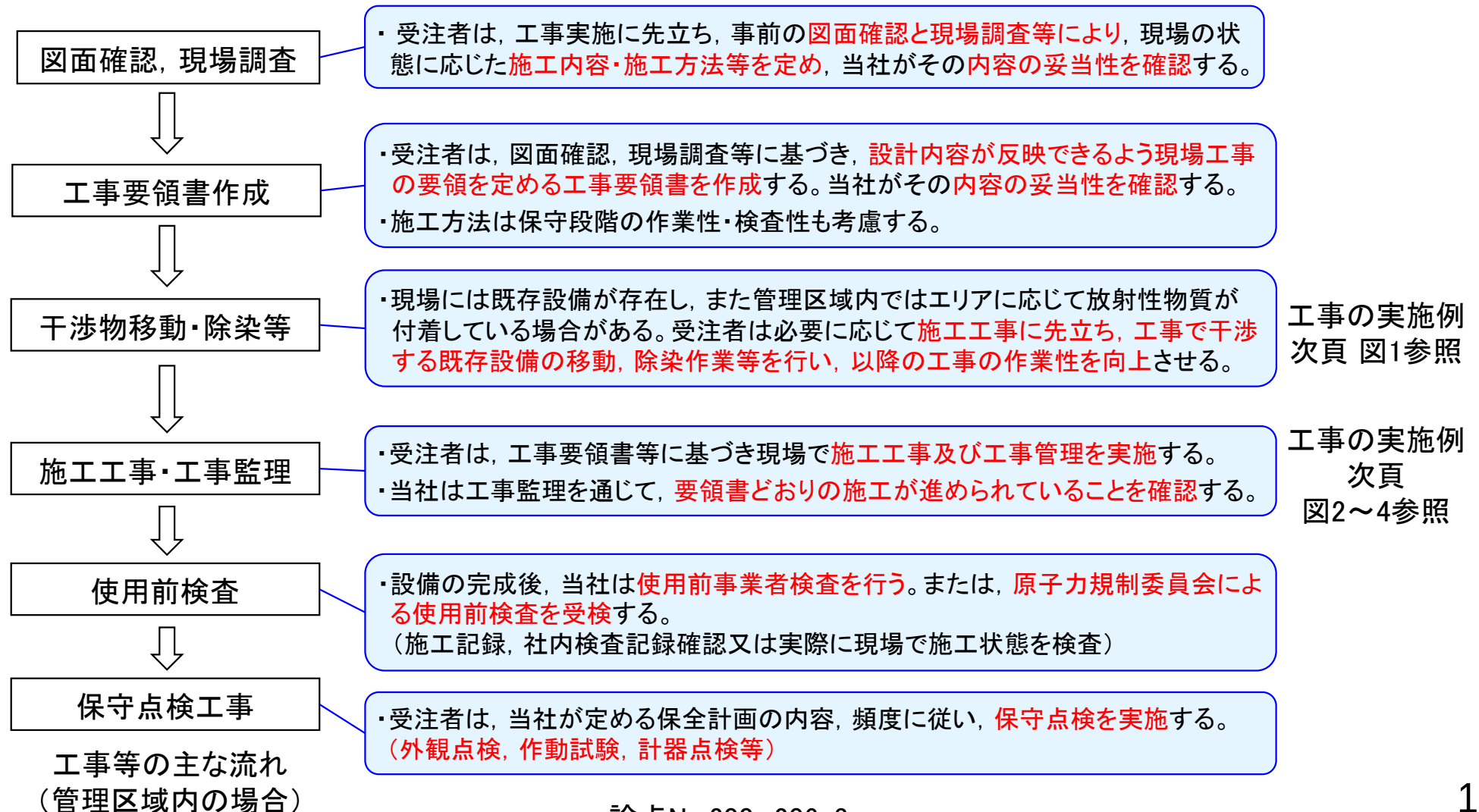
②**工事の段階**
①の設計内容に基づき施工工事等を実施



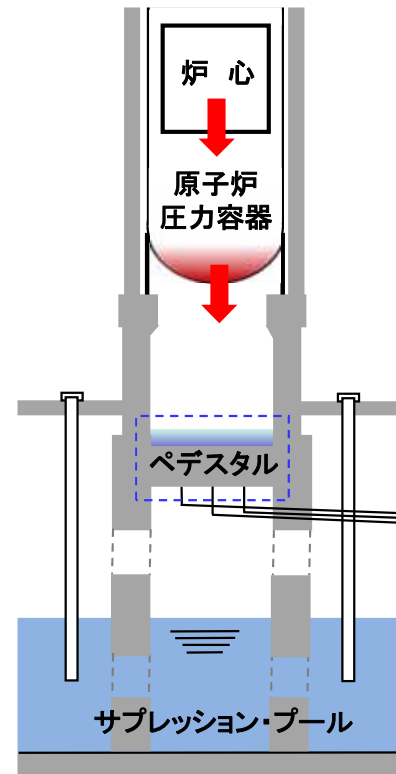
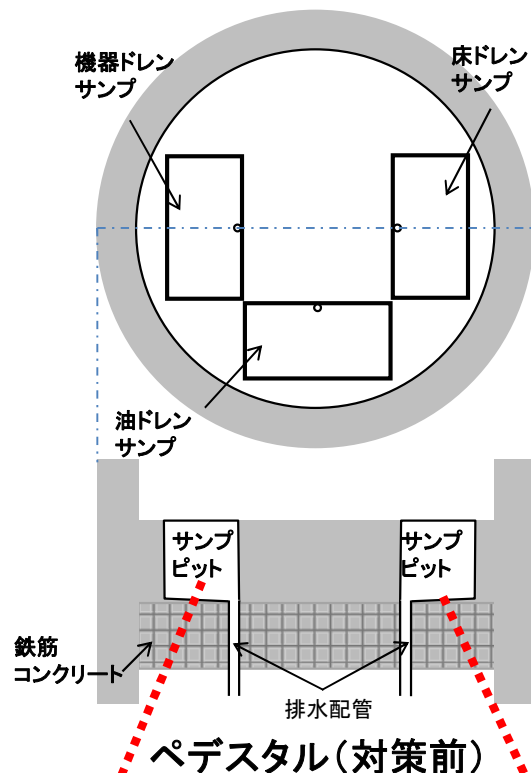
<別紙> 当社の品質マネジメントシステムの概要

○管理区域内における**工事等の流れ**を示す。以下の各段階を踏むことで、**当初の設計内容（仕様・思想）が実際の施工工事に適切に反映できる**ように対応していく。

（工事実施に先立ち，図面確認，現場調査等を行い，設計内容が反映できるよう施工内容・施工方法を定める。
工事実施中は工事要領書どおりに施工が行われることを確認。使用前検査を実施又は受検する。）



○格納容器ペDESTAL安全対策工事状況(コリウムシールド設置等)



○工事の実施例として，原子炉圧力容器を支える格納容器下部の**格納容器ペDESTAL**の安全対策工事を示す。

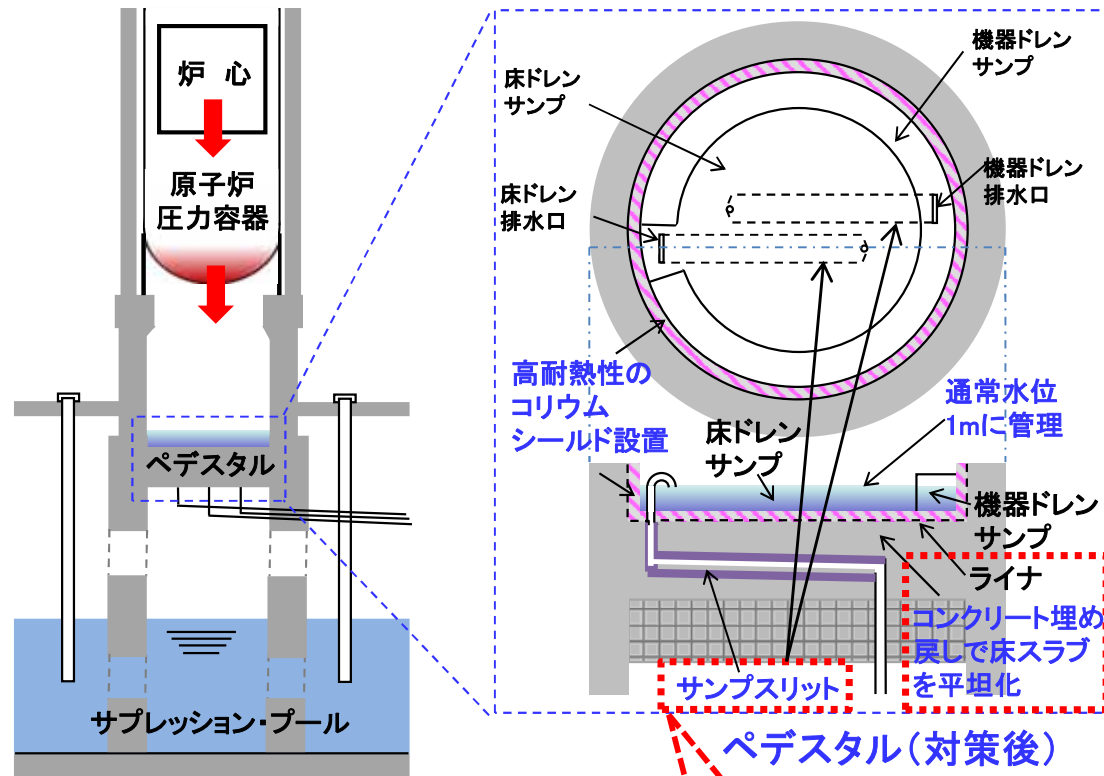
○ペDESTALには，万一のシビアアクシデントによる炉心の溶融，原子炉圧力容器の貫通落下時においても，原子炉圧力容器の支持機能及び格納容器の機能を維持するため，**溶融炉心デブリ落下時の熱負荷への耐性を向上させる改造工事**を実施している。

○格納容器内のドレン水が集まるサンブピットを有するペDESTALには干渉物や放射性物質が残存している。**工事に当たっては事前に既存設備の移動や除染作業を行い，以降の改造工事の作業性を向上させる対応**を行っている。



図1 ペDESTAL内既存設備の移動・除染作業 論点No.200, 206-4

○格納容器ペDESTAL安全対策工事状況（コリウムシールド設置等）



○格納容器ペDESTAL安全対策工事の実施状況を示す。

○ペDESTAL部の既存のサンプピットはコンクリートで埋め戻しを行い，通常時はドレン水を通水し事故時にはデブリを固化させ流出を防ぐサンプスリットを設置する。床スラブは平坦化することで，熔融炉心デブリによる熱負荷を平準化させる。床スラブには高耐熱性のコリウムシールドを設置する。

○コリウムシールドの上部には，機器ドレン及び床ドレンのサンプを新たに設置する。万一の熔融炉心デブリの落下に備えて，サンプは通常水位1mで管理する。



図2 既存床コンクリートはつり作業



図3 サンプスリット等設置状況
論点No.200, 206-5

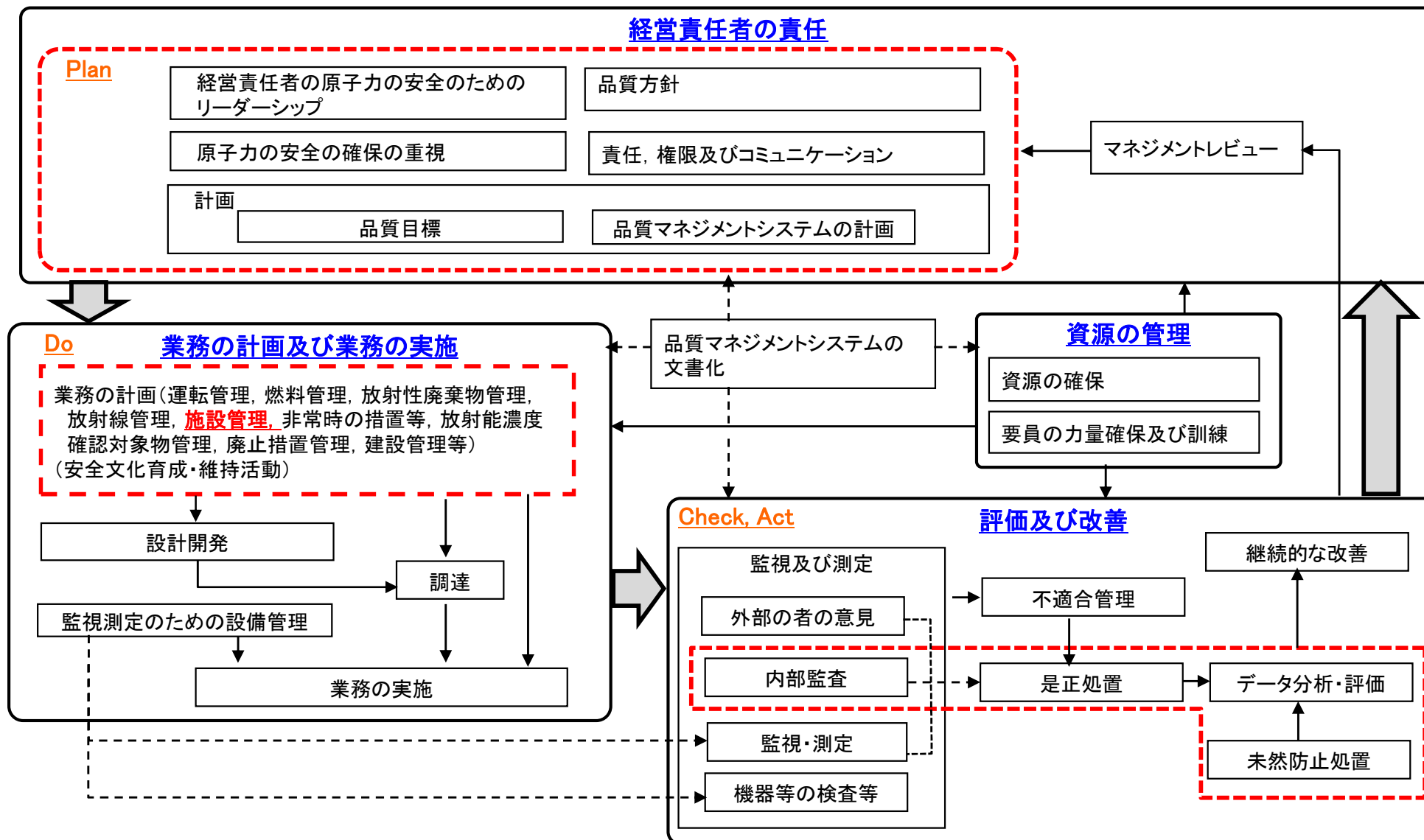


図4 床コンクリート埋め戻し及びライナ設置状況

<別紙> 当社の品質マネジメントシステムの概要



- 当社の品質マネジメントシステムの概要を各プロセスの順序及び相互関係を含めて以下に示す。
 経営責任者は、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、マネジメントシステムを確立・実施するとともに、責任をもってその実効性を以下のとおり維持していく。



2. 東海第二発電所の施設の保全に関する実施方針

○原子力発電所では、原子炉の安全確保及び発電所の安全・安定運転のため、定期的な検査等を通じて以下の項目を適切に実施し、各設備の健全性を確認するとともに、機能の維持や信頼性の向上のための措置を図っている。

・健全性の確認：

- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

・機能維持：

- ・消耗品を交換し、補修など劣化に対する処置を行い、異常を早期に発見して必要な処置を行う。

・信頼性の向上：

- ・他の発電所で発生した事故や故障を把握し、当該発電所での類似箇所を点検し、必要に応じて処置を施す。
- ・設備、機器に交換の必要が生じたときには新品に取り替える。



原子力発電所の定期検査の目的

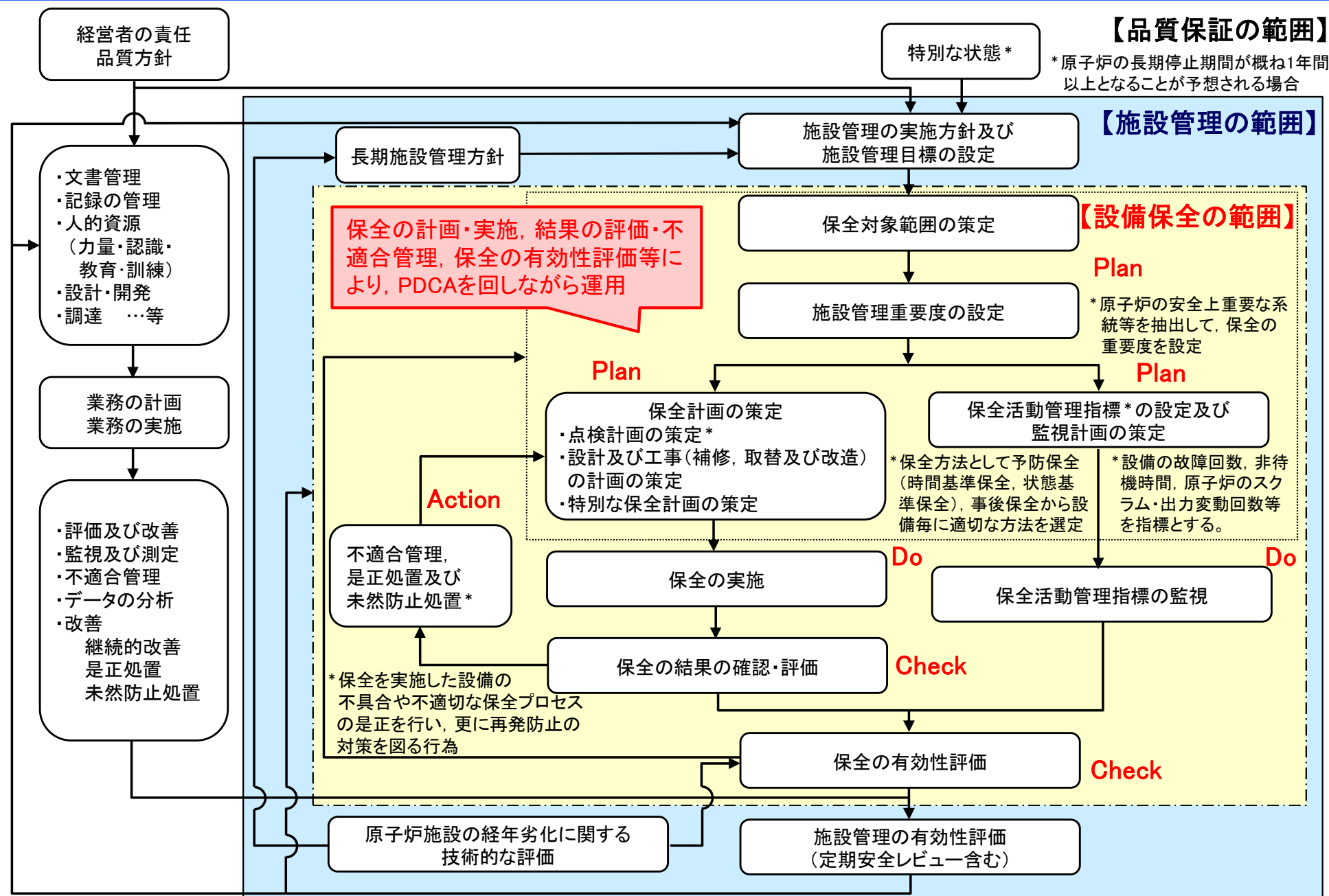
出典：電気事業連合会HP「検査・点検によって安全を守る」

○東海第二発電所では、品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール***を定め運用している。＜別紙参照＞

*「JEAC4209 原子力発電所の保守管理規程」等に基づく。対象としては施設の設計、工事、巡視、点検、検査、その他の施設の管理に必要な措置を含む。

○本社内ルールにおいては、**保全の計画(Plan)**、**保全の実施(Do)**、**保全の結果の評価(Check)**、**不適合管理・是正処置等(Action)**等により、**PDCAを回しながら運用していく**ことで、設備の不具合や不適切な保全プロセスの是正を行い、更に再発防止を図る仕組みとしている。

○このPDCAを回す活動を通じて、**設備の点検内容の信頼性を高めていき**、また、**点検内容や点検マニュアルに改善事項を見つけた場合等も、漏れなく迅速に反映していく仕組みを構築**している。



【論点No.200】

安全対策工事において設計時の仕様や思想を確実に反映させるための方策及び検査の実施方針について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.25

安全対策工事がきちんと実施されること。

No.209

素朴な疑問で申し訳ありません。パワーポイントの48ページの関連質問です。

重大事故の拡大を防止する対策(炉心が溶けた状態を想定)、落下した熔融炉心に対する対策、その中で、原子炉格納容器の中の多分水槽のようなところにコリウムシールドなる防水シートというような感じなんでしょうか、これを設置して安全対策を確立するということのようすけれども、格納容器の中での作業だと思ふんですけれども、この種の作業というのは、安全に、確実に、また時間もかけられないでしょうから、短期間に設置できて、なおかつその検証というんですか、その辺が確実にできるものなんでしょうか。

私は、この工事に限らず、格納容器の中で安全にできるものなのかなと、今、素朴な疑問です。短期間で、かつ、それが実際に検査するんでしょうから、検査まで含めた作業一連のことです。

No.595

・●●工事に外部専門家の活用

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1008

P.2-6

私は東海村に住んでいる主婦です。「命が何よりも大切」と考え、今回の東海第二原発が新規規制基準に適合したということに納得がいきません。これ以後規制基準をクリアするための補強工事、新設設備の検査が正しく行われるのか甚だ疑問です。それだからこそ、規制庁の今回の審査、特別点検が本当に地域住民(東海村と周囲市町、そして東京などまで含めた)の命とくらしとなりわいを守るためのものであるか御課に徹底的に追求していただかなければなりません。規制委員会のメンバーにも物申せるプロ集団として是非とも不安にかられている住民にお力添えを頂きたいと思
います。

P.2-6

No.1012

炉心溶融により溶けた燃料がコンクリート侵食を抑制するためにペデスタルにコリウムシールドを設置するという計画
だそうですが、誰がその工事を担うのでしょうか。たぶん人間ではできませんね。仮にできたとして規制委員会の委員
か県の安全対策課の方の立ち合いの元に検査するのですね。それは可能なのでしょうか。

P.2-6

【論点No.206】

東海第二発電所における点検・保守に対する考え方及び実施方針，並びに点検・保守に係る厳格な品質管理のためのマニュアル上の工夫及び今後の取組等について

【県民意見（頂いたご意見・特に関心のある事項）】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.804

○事故・故障の未然防止対策に関するご意見

・点検重視とすること。

・作業員からの意見を徴収し点検マニュアルに反映すること。

・徹底した点検マニュアルの管理，点検作業に支障が出た場合は点検中止し早急にマニュアルの修正を行うこと。

・点検は3重チェックを行うこと（点検者・点検責任者，さらに品質管理部門によるチェック，これらはすべて別な日に行うこと。）

No.1176

安全対策で施設の点検を誰れが行っているんですか。事業者が安全と言うのは絶対に信用出来ません。規制委員会ですら安全は保障しないと言っている。

【燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う影響、品質保証】

- ①各種安全評価、特別点検等の点検範囲、各種規定類などに対する本件の影響の確認の結果(これまで本ワーキングチームにおいて説明した事項を含む。)並びにそれを踏まえた対応の検討結果

【説明概要】

燃料有効長頂部位置データ不整合による影響の確認として、関係する図面、手順書、安全審査資料、特別点検の試験範囲等を確認し、図書、手順書の改定、有効性評価の再評価を含む安全審査資料の修正、特別点検の超音波探傷試験の再試験等を実施した。

- ②燃料有効長頂部位置データの不整合を踏まえた設計や手順等の個別の変更管理及びQMS全体の変更管理の観点を含めた今後のQMSの具体的な改善策について

【説明概要】

燃料有効長頂部位置データの不整合を踏まえた背後要因・根本原因の分析結果に基づき、再発防止の仕組みとして、要求事項と根拠の確認、検証や妥当性の確認の実施、使用すべき図面及びその扱いについて社内規程に定め、実施している。

【燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う影響，品質保証】

③燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う影響（原子炉水位計の校正位置，特別点検の実施範囲，TAF到達までの時間余裕等）について

【説明概要】

原子炉水位計の校正データ不整合による影響程度はわずかであり，特別点検の原子炉圧力容器の超音波探傷試験は追加点検で余裕ある範囲まで再試験を実施し，また，運転停止中の有効性評価の解析結果への影響は小さく，対策の有効性に影響がないことを確認している。

④燃料有効長頂部位置の適正化前後の線量率評価点について

【説明概要】

運転停止中の有効性評価における線量率評価点として，線源から最も近くで行われる作業を考慮して，原子炉建屋原子炉棟6階床付近としている。燃料有効長頂部位置データの適正化前後においてもこの考え方に変更はなく，線量率評価点の設定位置に変更は生じない。

⑤記載内容の不備のチェック体制に関する安全文化の観点からの見直しについて

【説明概要】

燃料有効長頂部位置データの不整合に係る根本原因分析において抽出された根本原因に対して，安全文化の視点からの要因を検討し，再発防止に係る是正措置を行った。

1. 燃料有効長頂部位置データの不整合の報告

第8回ワーキングチーム
資料3 修正



茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム（第8回）
ご説明資料

資料 3

平成 30 年 1 月 24 日
日本原子力発電株式会社

東海第二発電所における燃料有効長頂部位置データについて

1. 経緯

(1) 原子炉設置変更許可に係る有効性評価での指摘

平成 30 年 1 月 15 日の原子力規制庁からの問い合わせにおいて、原子炉設置変更許可申請の補正書（以下「設置許可」という。）に係る有効性評価の審査資料に記載している原子炉水位（L1 及び L8）について、燃料有効長頂部（以下「TAF」という。）位置からの高さが審査資料間で異なるとの指摘を受けた。

(2) 運転期間延長認可に係る特別点検での指摘

平成 30 年 1 月 11 日の原子力規制庁とのヒアリングにおいて、運転期間延長認可申請書（以下「延長認可」という。）の原子炉圧力容器の特別点検要領書に記載している炉心領域の超音波探傷検査（以下「UT」という。）の試験探傷部位（「原子炉圧力容器底部より 5494mm～9152mm（燃料棒有効長さ※¹）に対し、工事計画認可申請の補正書（以下「工認」という。）の燃料有効長（3708mm）が不整合との指摘を受けた。

※1：試験探傷部位 5494mm～9152mm の範囲は 3658mm となり、工認記載の炉心有効高さ 3708mm より短い。

2. 調査結果

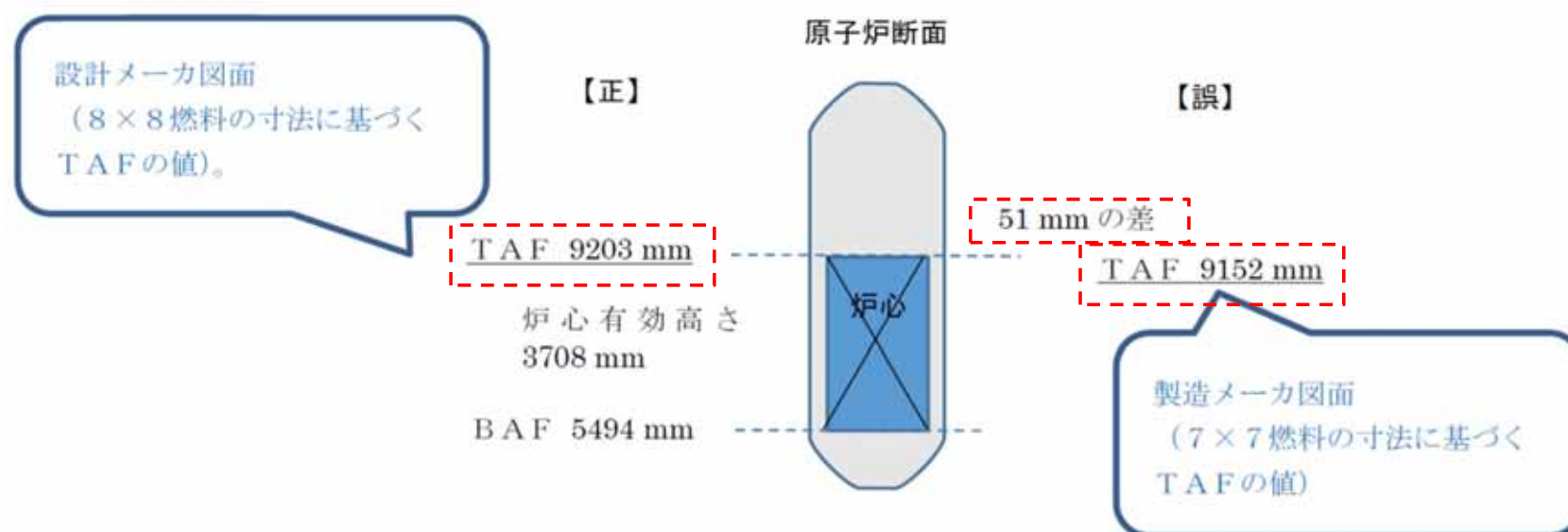
(1) 設置許可に係る有効性評価

有効性評価の補足説明資料で使した TAF 位置は、非常時運転手順書に記載している TAF 位置 9152mm を参照し記載したものであり、工認記載値から計算される TAF 位置 9203mm と異なることが判明した。

(2) 延長認可に係る特別点検

UT の試験範囲は、製造メーカーが作図し当社に登録されている原子炉圧力容器の図面より引用していた。製造メーカー図面に記載された燃料有効長頂部 (9152mm (360.31inch)) から燃料有効長下端部 (5494.3mm (216.31inch)) を差引いた燃料集合体有効長は 144inch となり、工認記載値 (146inch) と異なることが判明した。

なお、製造メーカー図面とは別に、設計メーカーが作図し当社に登録している燃料有効長頂部については、362.31inch (=9203mm) であることを確認した。



2. 各種安全評価, 特別点検等の点検範囲, 各種規定類等への影響

- 燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う, 各種安全評価, 特別点検等の点検範囲, 各種規定類等への影響と対応, 再発防止策としてのQMSの具体的な改善策は以下のとおり。

項 目	影響確認と対応	詳 細
・製作メーカ図面 ・原子炉水位計設定根拠書 ・非常時運転手順書	・各図書等について, 燃料有効長頂部位置データの記載を訂正	P.6 別紙1,2
新規制基準適合性に係る ・設置変更許可申請書, 安全審査資料	・当該データが解析条件に反映される有効性評価の一部*について, 解析条件を修正して再評価を実施, 有効桁の範囲で変更は生じず, 対策の有効性に影響ないことを確認 * 運転停止中の有効性評価 ・各図書等について, 再評価結果を反映	P.7,8 別紙1
運転期間延長申請に係る ・特別点検結果	・原子炉圧力容器の超音波探傷試験は試験実施範囲が不足していたため, 追加の点検を実施し, 必要な範囲を上回る余裕を持った範囲まで超音波探傷試験を実施	P.9,10 別紙1
水平展開(調査と反映)	・設置変更許可申請, 運転期間延長認可申請等について, 本件と同様の視点で類似の間違い等を水平展開で調査・抽出し, 適正化を実施	別紙1

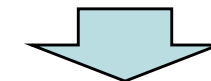


問題点の抽出と背後要因・根本原因の分析, 再発防止策の検討

項 目	再発防止の仕組み・是正措置	詳 細
・社内規程への反映	・業務の計画策定やレビューに際しては, 要求事項と根拠の確認, 検証や妥当性の確認を実施する。 ・最新情報に基づき, より正確な図書とされる第1種図面を優先的に使用する。第2種図面から引用する場合は複数図書によるチェック, メーカへの再確認等を実施(特に不整合の原因になった「REF.」記載数値)	P.11,12 別紙2

○原子炉水位計(燃料域)設定根拠書にて、本来用いるべきでない値(9152mm)が記載されていたことで、正しい値(9203mm)との差による、計測水位への影響

- ・水位計の校正は、差圧伝送器に水頭圧の模擬信号を入力して行う。
- ・この模擬信号の数値として、燃料有効長頂部位置が実際よりも約5cm低いものとして設定していた。
- ・これにより、**燃料域の原子炉水位は実際よりも約5cm高めに計測される扱い**となっていた。



燃料域の原子炉水位の計測幅は5m以上あり、上記の差**約5cm**はその**1%程度**に留まる。**水位差の影響程度はわずか**である。

4. 運転停止中の有効性評価の適正化による再評価の結果

○運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の遮蔽計算について、燃料有効長頂部の位置を適正化した条件で再評価した結果、必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕等への影響は小さく、**対策の有効性に影響がない**ことを確認している。

表 運転停止中の有効性評価の再評価の結果

事 象	①必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕*1		②TAF到達までの時間余裕*1		対策の有効性への影響
	適正化前*2	適正化後*2	適正化前*2	適正化後*2	
崩壊熱除去機能喪失	約4.5時間 (4.57時間)	同左 (4.54時間)	約6.3時間 (6.30時間)	同左 (6.27時間)	事象発生後2時間後の注水(残留熱除去系(低圧注水系))の 有効性に影響なし
全交流動力電源喪失	約4.5時間 (4.57時間)	同左 (4.54時間)	約6.3時間 (6.30時間)	同左 (6.27時間)	事象発生後25分の起動(低圧代替注水系(常設)), 注水の有効性に影響なし
原子炉冷却材の喪失	約2.3時間 (2.33時間)	同左 (2.31時間)	約3.5時間 (3.49時間)	同左 (3.47時間)	事象発生後2時間後の注水(残留熱除去系(低圧注水系)), 流出箇所隔離の有効性に影響なし *3

*1 いずれの評価結果も詳細には時間余裕が少なくなる方向となるが、記載桁の範囲内では変更がないことを確認している。

*2 記載桁未満の数値処理について、①遮蔽維持水位時間は評価の判断基準であることから切り捨て、
②TAF到達時間は判断基準としていないことから四捨五入としている。

*3 本適正化以降、審査を経て評価条件を見直すこととなり、再度評価を実施している。
(最終的な評価結果 ①遮蔽維持水位:約20時間、②TAF到達時間:約23時間)

5. 運転停止中の有効性評価の線源位置及び線量率評価点について

○ 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の適正化の内容

- ・本事象は、運転停止中の原子炉において冷却の停止／冷却水の漏えいが生じ、原子炉の水位が低下する事象を評価している。

②線量率評価点の設定(変更なし)

線量率評価点は、原子炉建屋原子炉棟6階の床付近に設定

適正化の前後で同一、変更なし。

線量率評価点の設定の考え方：

- ・重大事故等の対策を実施するに際して、十分な遮蔽が維持されることを確認するため、**線源に最も近い場所での作業を考慮**して設定
- ・具体的には、原子炉建屋原子炉棟6階における、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールの準備操作の実施を考慮して設定

①燃料の線量率計算モデルの修正

線源(燃料)位置を適正化(約5cm上方に高める)して再評価を実施

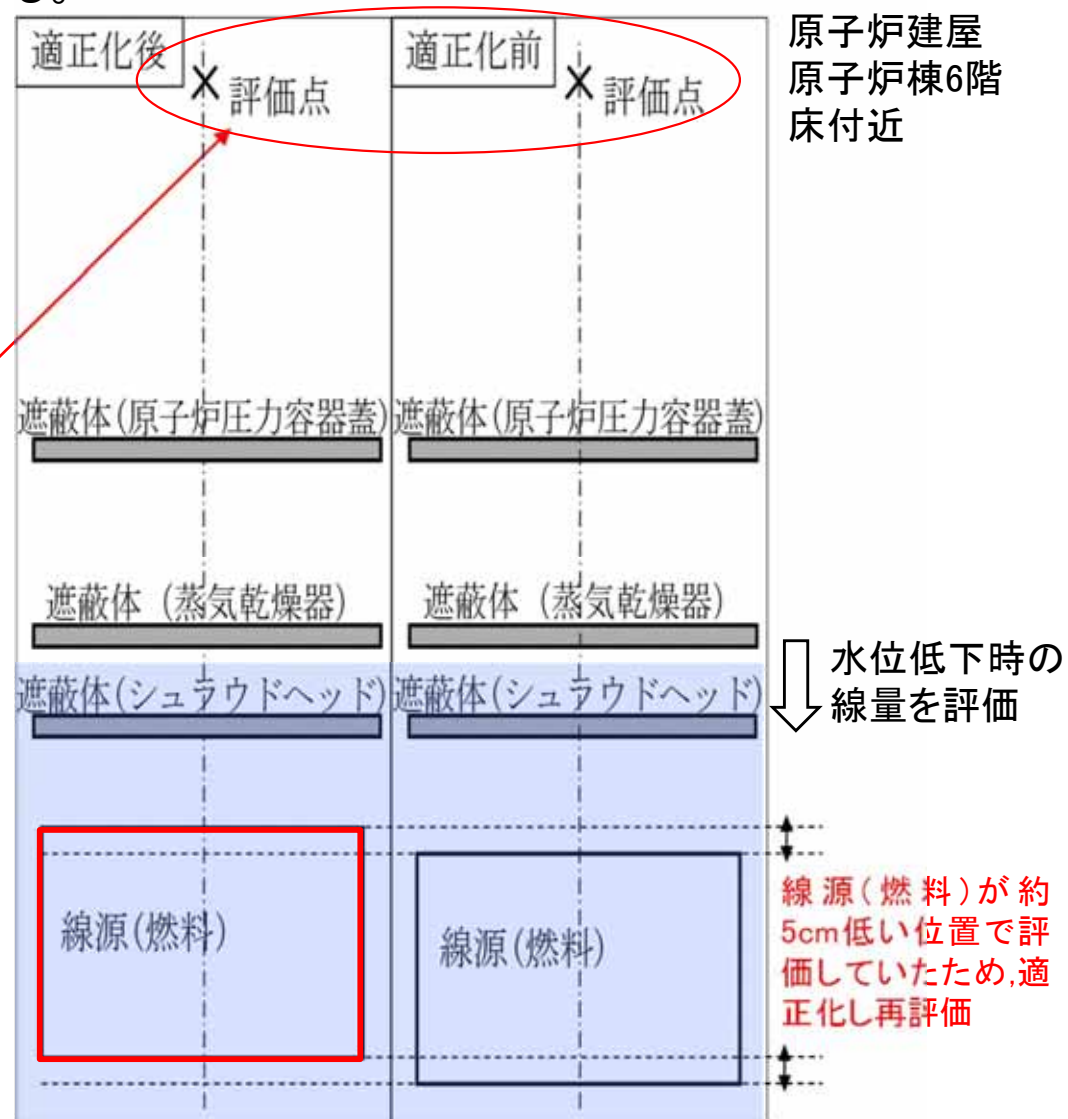
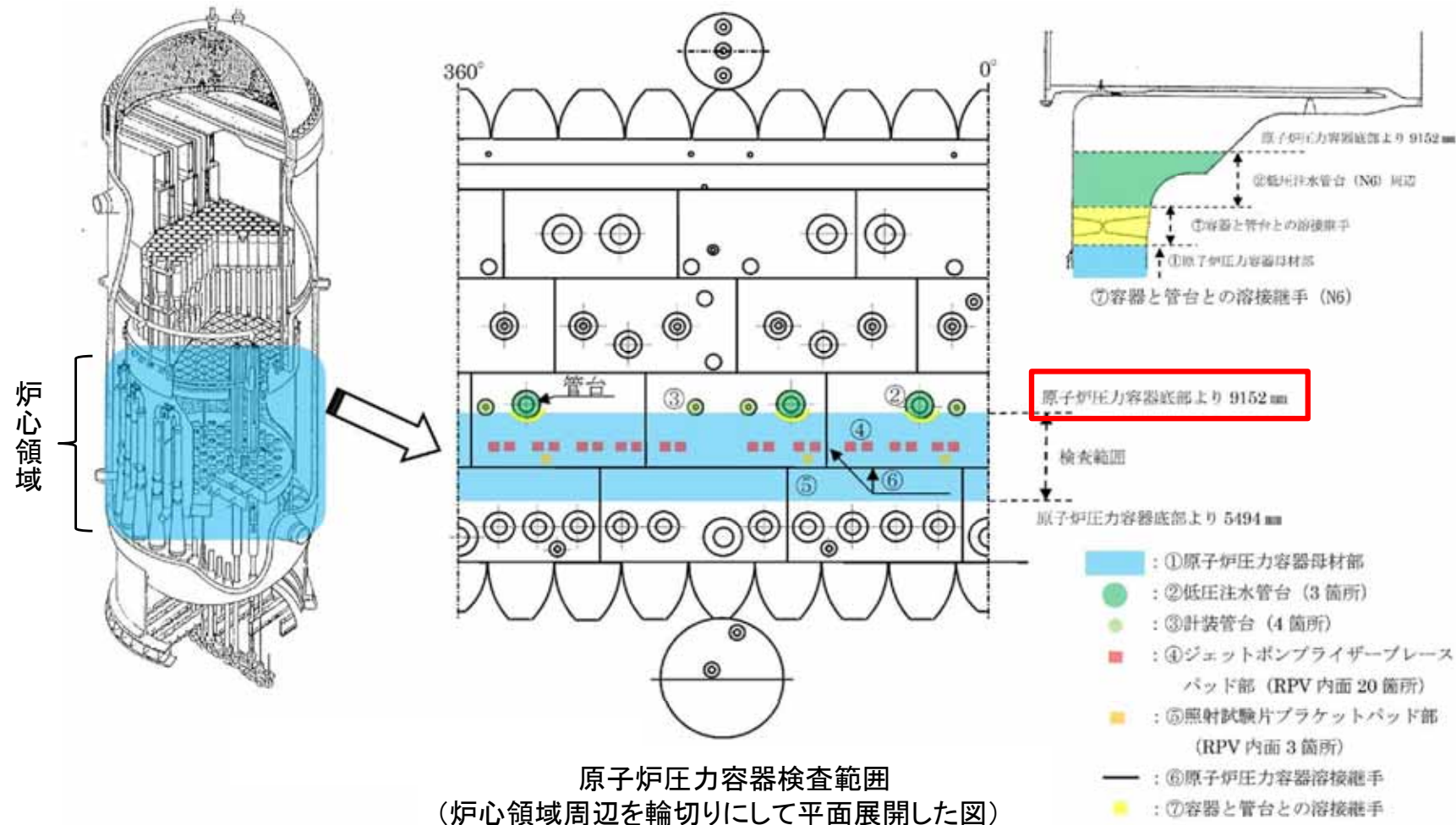


図 燃料の線量率計算モデル

＜これまでに実施した原子炉圧力容器炉心領域の超音波探傷試験範囲＞

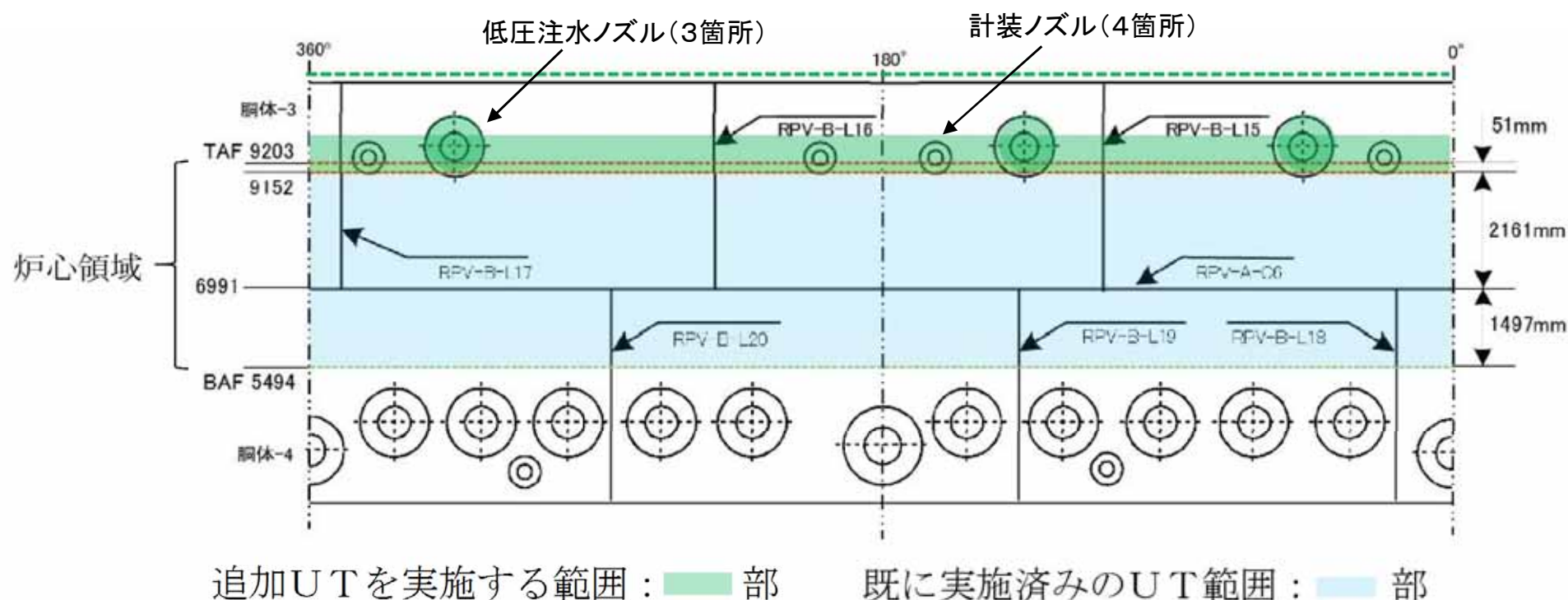


上記のように、点検対象である炉心領域について、工認記載のTAFの値(9203mm)に対し、本来とは異なるTAF値(9152mm)をUTの対象部位とし点検を行っていた。

＜原子炉圧力容器炉心領域の追加UT範囲＞

- ・追加点検範囲は、データが不足していた範囲(9,152mm～9,203 mm)を対象とするが、**実際のUT範囲は、9,203 mm(TAF)を超える余裕をもった範囲とする。**
- ・更に、**低圧注水ノズルと計装ノズルは、原子炉圧力容器母材と溶接線までの全周を探傷範囲とする。**

これらの追加点検で十分な範囲を検査



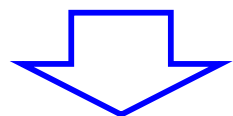
上記について、約1ヵ月間かけて点検を実施。結果、有意な欠陥は確認されなかった。
点検結果を反映した運転期間延長認可申請の補正を実施した。

○燃料有効長頂部位置データの不整合に係る根本原因の分析を行い，根本原因を2項目
摘出した。それぞれに対して再発防止のための仕組み（是正措置）を実施

根本原因1

業務の計画及び業務のレビューにおいて，過去から使用していた数値，もしくは
設備変更のない範囲の数値に対する設計検証・妥当性確認が弱い

【安全文化の観点から欠如していた事項】 前提を質す姿勢，決定根拠の共有



再発防止のための仕組み（是正措置）

業務の計画

「要求事項とその根拠の確認を個々に責任をもって確認し業務計画
を策定すること」をルール化

対象：「設計管理要項」，「保守管理要項」

業務のレビュー

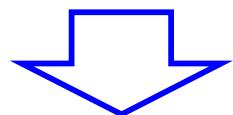
「業務のレビューに当たっては，過去から使用している同じ内容で
あってもその内容について検証や妥当性を確認すること」をルール化

対象：各会議体の実施要項

根本原因2

原電が原図を管理し、各部署間で共有すべき重要な情報を記載している第1種図面の取扱いが適切に行われなかったこと

【安全文化の観点から欠如していた事項】 変更管理、信頼性の高い文書作成



再発防止のための仕組み（是正措置）

業務の計画

「原図を原電が管理し、各部署で共有すべき重要な情報を記載し、正確・最新化している図書である第1種図面を使用すること」をルール化

対象:「設計管理要項」,「保守管理要項」,
各会議体の実施要項

業務の計画, 業務のレビュー

「第1種図面に記載のない情報を第2種図面から引用する場合（特にREF. 記載のある数値）については、複数図書によるチェック、メーカーへの再確認等ができれば、使用しないこと」をルール化

対象:「設計管理要項」,「保守管理要項」,
各会議体の実施要項

1. 燃料有効長頂部位置データの不整合に係る事象の概要・経緯

(1) 原子炉設置変更許可に係る有効性評価での指摘

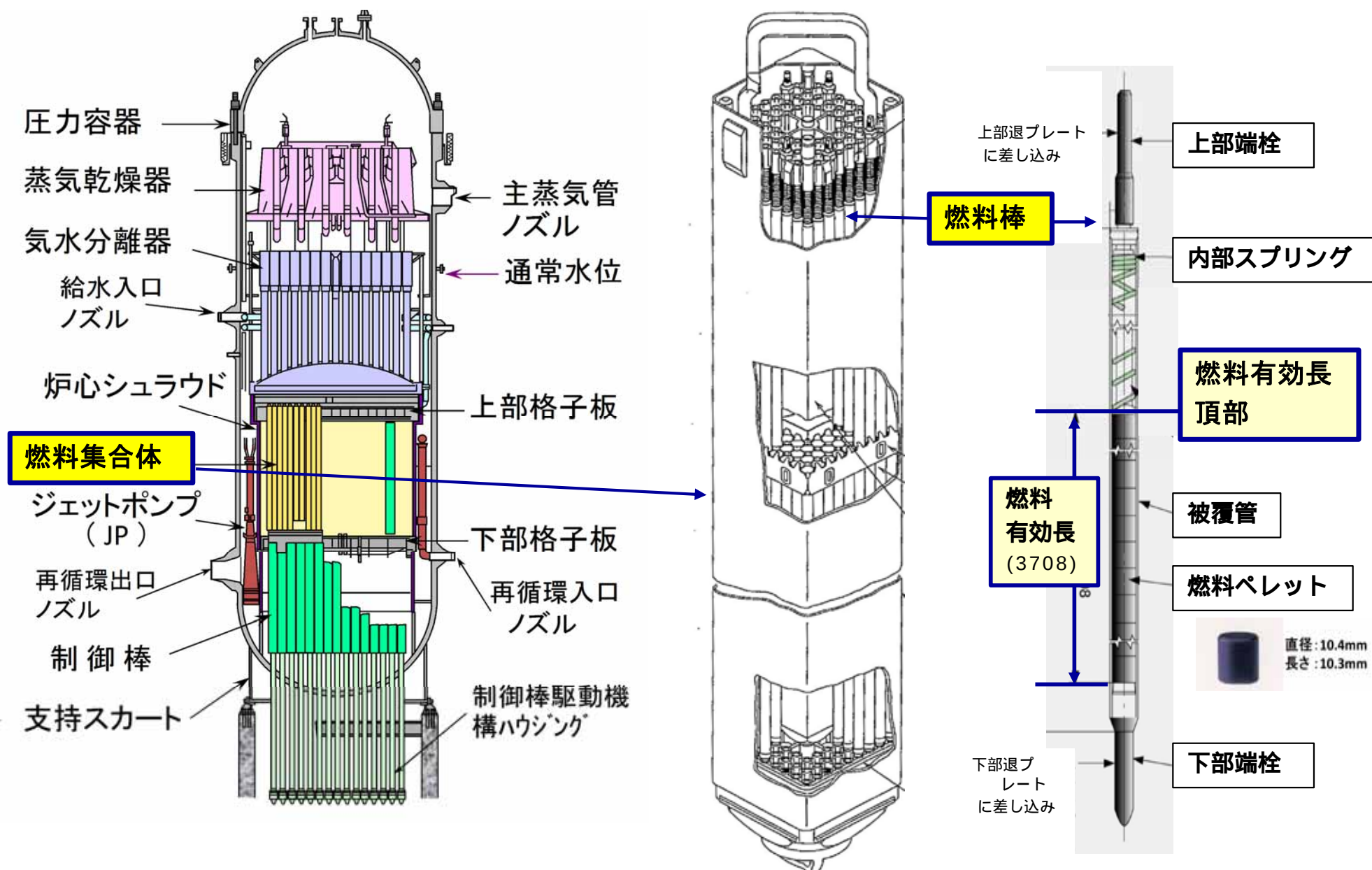
平成30年1月15日の原子力規制庁からの問い合わせにおいて、原子炉設置変更許可申請の補正書（以下「設置許可」という。）に係る有効性評価の審査資料に記載している原子炉水位（L1及びL8）について、燃料有効長頂部（以下「TAF」という。）位置からの高さが審査資料間で異なるとの指摘を受けた。

(2) 運転期間延長認可に係る特別点検での指摘

平成30年1月11日の原子力規制庁とのヒアリングにおいて、運転期間延長認可申請書（以下「延長認可」という。）の原子炉圧力容器の特別点検要領書に記載している炉心領域の超音波探傷検査（以下「UT」という。）の試験探傷部位（「原子炉圧力容器底部より5494mm～9152mm（燃料棒有効長さ※¹）に対し、工事計画認可申請の補正書（以下「工認」という。）の燃料有効長（3708mm）が不整合との指摘を受けた。

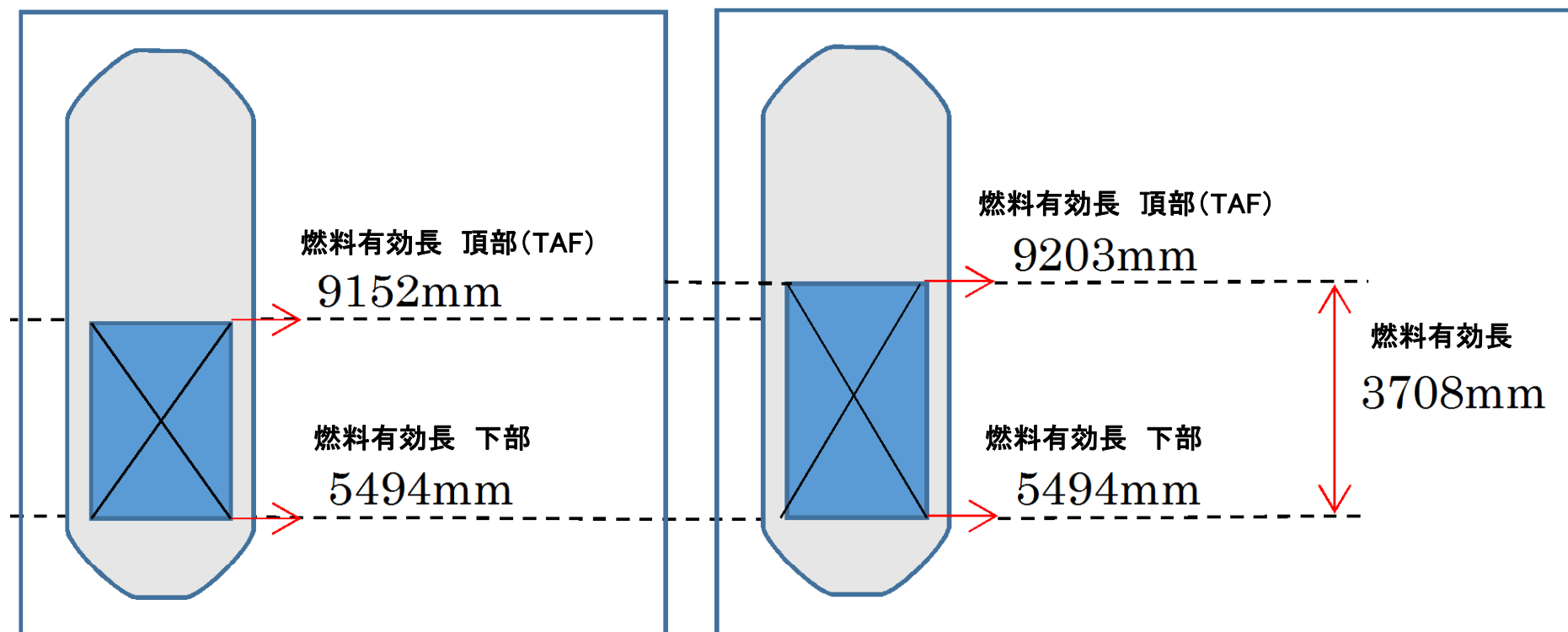
※1：試験探傷部位5494mm～9152mmの範囲は3658mmとなり、工認記載の炉心有効高さ3708mmより短い。

1.1 燃料有効長頂部(TAF)とは



1.2 燃料有効長頂部(TAF)位置データの不整合

2つの図面



製作メーカ図面 (7x7 燃料)

➡超音波探傷検査の
試験範囲へ引用。

燃料有効長 頂部(TAF)位置は,
原子炉圧力容器底から 9152 mm

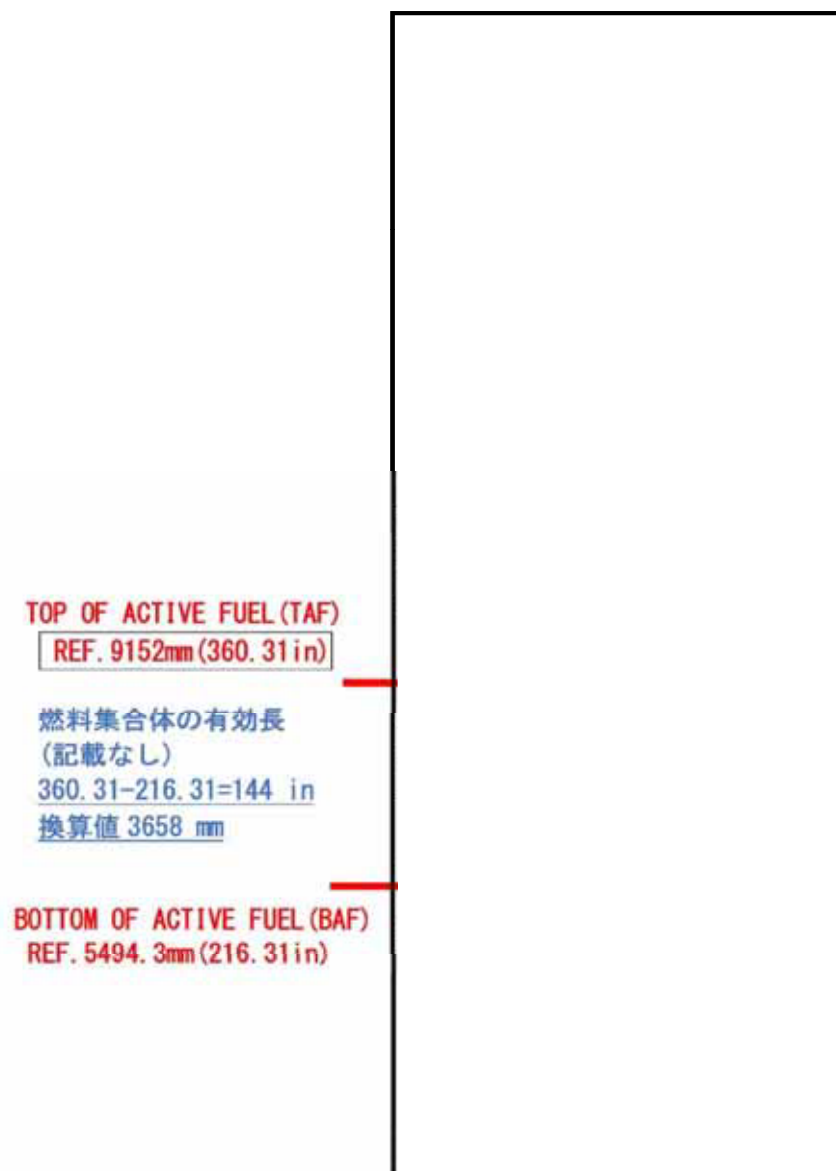
51mm
不整合

設計メーカ図面 (8x8 燃料)

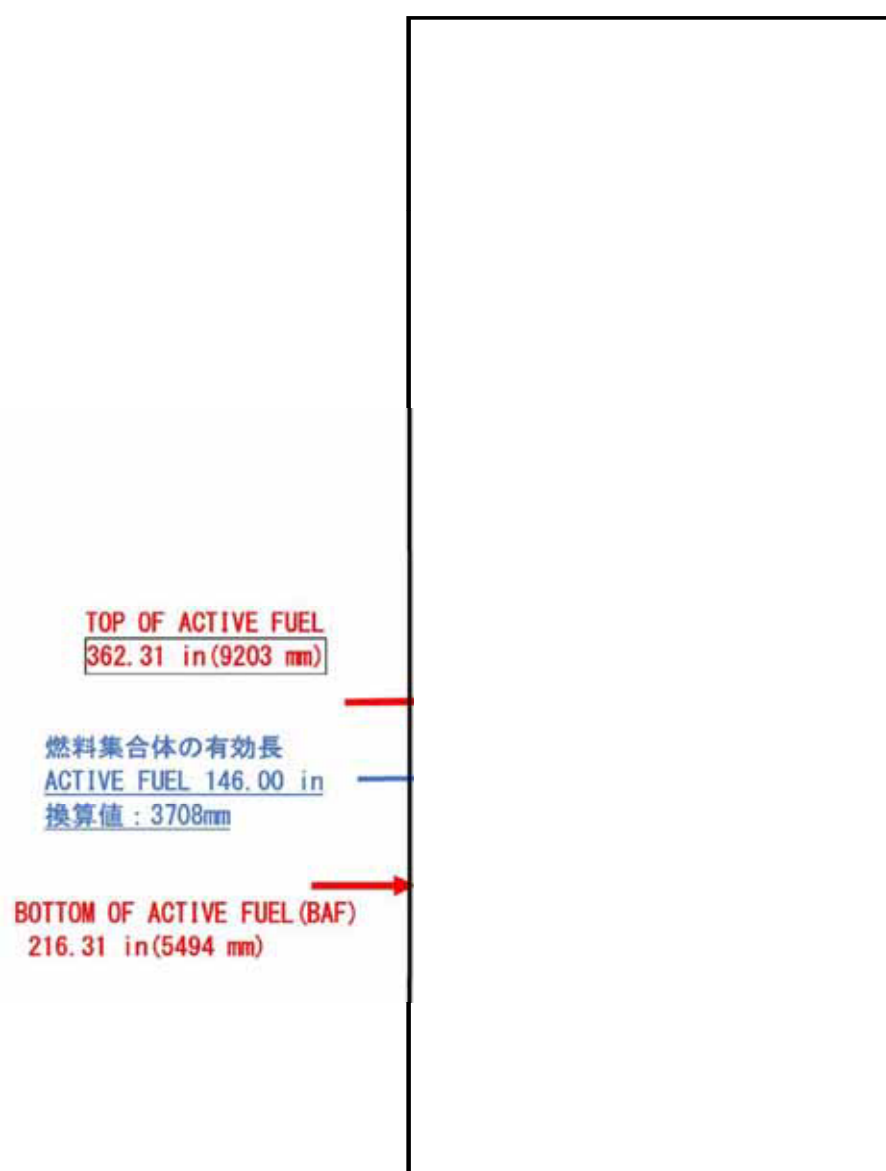
燃料有効長 頂部(TAF)位置は,
原子炉圧力容器底から 9203 mm

1.3 燃料有効長頂部(TAF)の記載比較

【製作メーカー図面(第2種図面)】



【設計メーカー図面(第1種図面)】



(1) 設置許可に係る有効性評価

有効性評価の補足説明資料で使用したTAF位置は、非常時運転手順書に記載しているTAF位置9152mmを参照し記載したものであり、工認記載値から計算されるTAF位置9203mmと異なることが判明した。

(2) 延長認可に係る特別点検

UTの試験範囲は、製造メーカーが作図し当社に登録されている原子炉圧力容器の図面より引用していた。製造メーカー図面に記載された燃料有効長頂部(9152mm(360.31inch))から燃料有効長下端部(5494.3mm(216.31inch))を差引いた燃料集合体有効長は144inchとなり、工認記載値(146inch)と異なることが判明した。

なお、製造メーカー図面とは別に、設計メーカーが作図し当社に登録している燃料有効長頂部については、362.31inch(=9203mm)であることを確認した。

2.1 原因究明

本事案について、当社に登録していた図面間で現在まで異なるTAFの値が存在したことは品質管理上の大きな問題と考えており、以下の2項目について原因を究明する。

- (1) 二つのTAFの値が存在したこと
- (2) 二つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたこと

①調査要領

TAFについて異なる数値があった図書等について，提出時期，提出元，提出先を時系列で整理した。



* 1: 記載の不備のあった図書はH29年に提出された審査資料

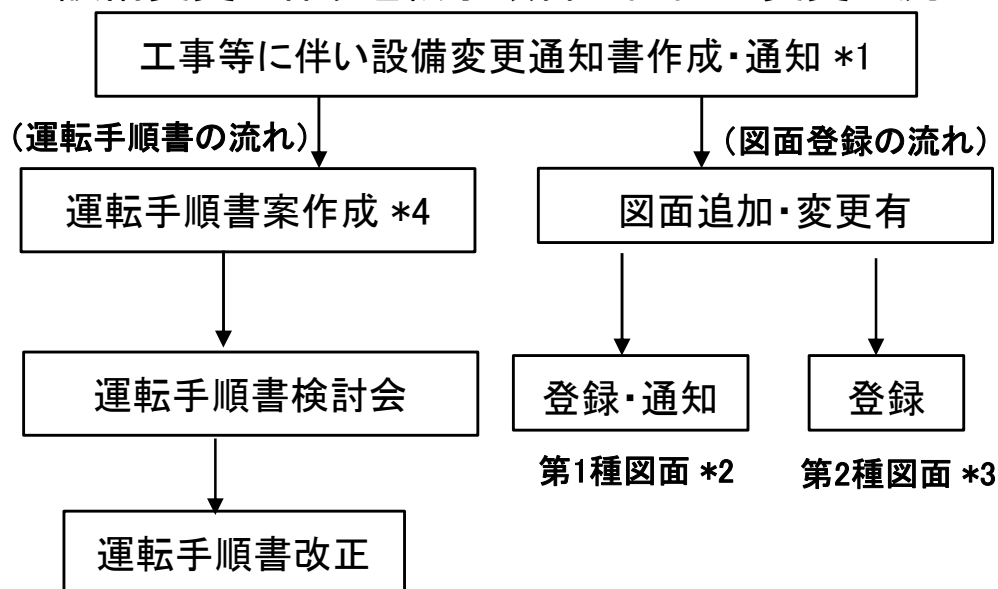
②原因

要因分析より、原因は以下のとおりと考えられる。

- a. 建設時において、設置変更許可における燃料寸法の変更情報が、関連する部門に適切に共有されなかった。
- b. あるいは、共有されていたとしても、関連する部門において、業務に支障のない情報として、使用する図面の修正に至らなかった。

なお、現在のQMSに基づく図面管理の運用においては、設計図の変更が必要な情報は関係部門間で共有することになっている。

＜設備変更に伴う運転手順書や図面の変更の流れ＞



- * 1 工事等により設備が変更された場合、保全担当マネージャーは、設備変更通知を作成し、関係マネージャーに通知する。通知を受けたマネージャーは、所掌する設備・運用手順への影響について確認を実施。
- * 2 発電所の運転・保守管理上重要な図面であり、原図は当社が管理する。
- * 3 第1種図面以外の図面であり、主にメーカーから提出され担当部署にて確認した図書類。
- * 4 設備の変更等により、運転手順の変更が必要な場合は、運転手順書の改正を実施。

③対策

- ・製作メーカー図面, 原子炉水位計(燃料域)の設定根拠書等,
7×7燃料のTAFの値が用いられていた図面・図書を訂正する。
 - a. 製作メーカー図面
 - b. 原子炉水位計(燃料域)の設定根拠書
 - c. 非常時運転手順書Ⅱ
 - d. 安全審査資料
- ・審査資料について, 本来の値と異なるTAFの記載に関する部分の抽出及び修正を実施した。
- ・解析条件に影響があった停止時の有効性評価について再評価を実施した。(次頁参照)

④本来と異なるTAFの値に係る申請書等への影響調査結果

申請書等の根拠とした各図書のTAFの値の適正化	原子炉水位計(燃料域) 水位設定根拠書
	原子炉容器を示す第2種図面 (制作メーカ図面)
	非常時運転手順書Ⅱ
申請書等に記載されたTAFの値の適正化(再評価を含む)	● 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価(以下「運転停止中の有効性評価」)のうち、以下の3事象について、再評価を実施 ✓ 崩壊熱除去機能喪失 ✓ 全交流動力電源喪失 ✓ 原子炉冷却材の喪失
	● その他の申請書等についてもTAFの値等の適正化を実施



図-1 燃料の線量率計算モデル



図-2 原子炉水位と線量率の関係

表-1 運転停止中の有効性評価結果への影響

事象	必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕		TAF到達までの時間余裕		対策の有効性への影響
	適正化前	適正化後	適正化前	適正化後	
崩壊熱除去機能喪失	4.5時間	同左	6.3時間	同左	事象発生後2時間後の注水(残留熱除去系(低圧注水系))の有効性に影響なし
全交流動力電源喪失	4.5時間	同左	6.3時間	同左	事象発生後25分の起動(低圧代替注水系(常設))、注水の有効性に影響なし
原子炉冷却材の喪失	2.3時間	同左	3.5時間	同左	事象発生後2時間後の注水(残留熱除去系(低圧注水系))、流出箇所の隔離の有効性に影響なし

(結果)

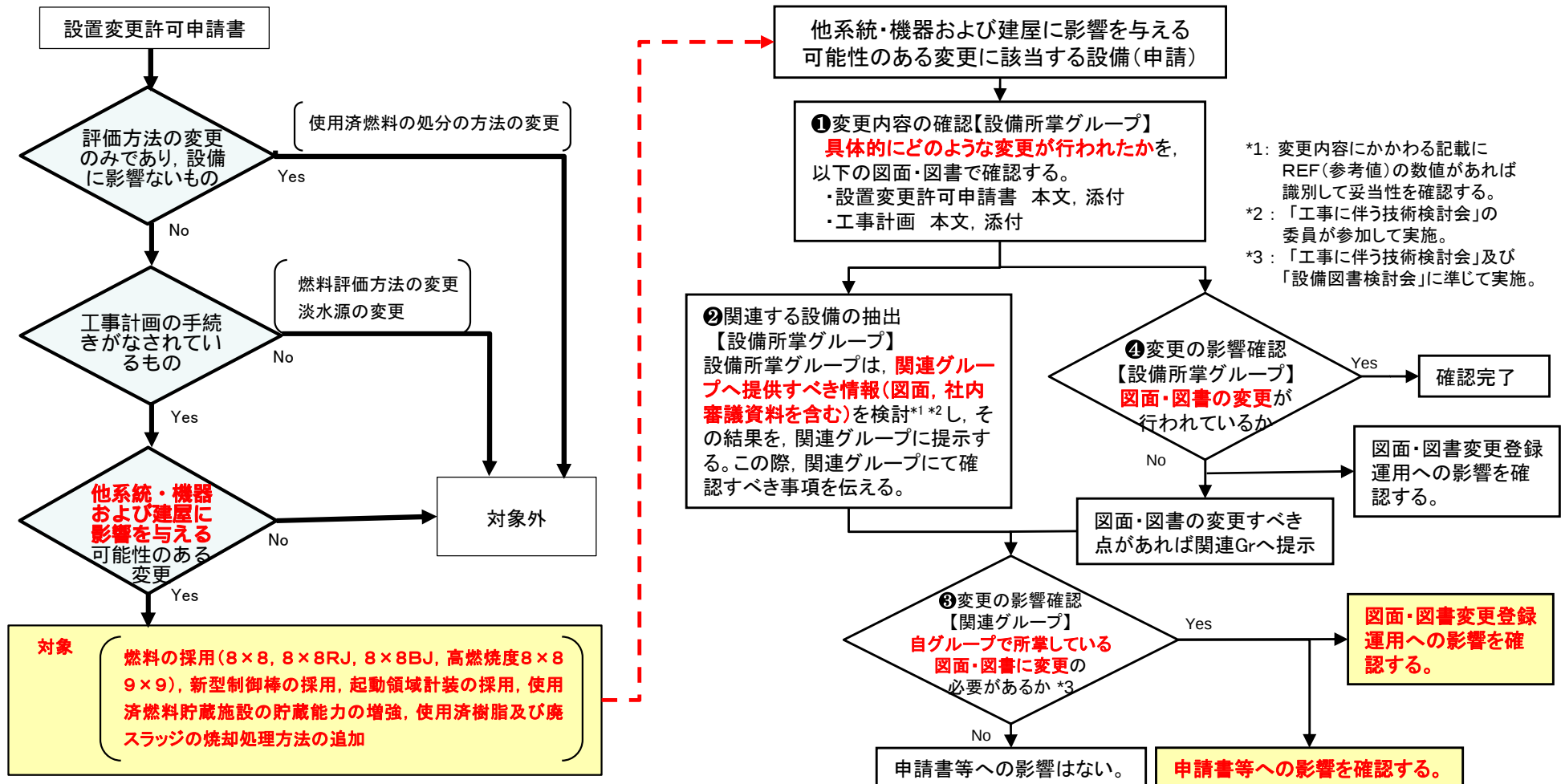
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価における遮蔽計算について適正化した条件で再評価した結果、必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕等への影響は小さく、**対策の有効性に影響がないことを確認した。**

⑤ 水平展開 実施要領

関連する図面(図書を含む)に2つの異なる数値が存在する可能性が生じるのは設備変更に伴う図面改正の手続きのとき

過去の設置変更許可の手続きにおいて、当該設備の他の系統・設備・建屋に影響のある事案を抽出

適切に変更手続きを行っているか



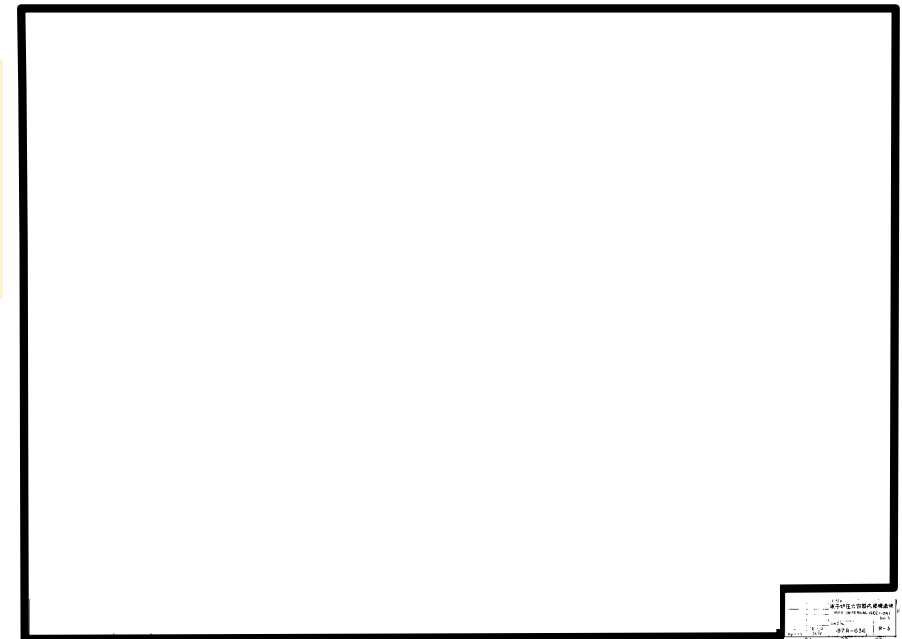
⑤水平展開 実施結果

申請(設備)	状況	
起動領域計装の採用 (第11回変更 平成4年2月許可)	事象	➤ 第1種図面のうち基本図面として登録されている「原子炉压力容器内部構造物(R-3)及び(R-5)」における検出器配置及び検出器の構造図が、変更前の状態であった。
	対応	➤ 基本図面を適正化する。 (当該基本図面は申請書等において引用されていない)

(申請書等の記載内容への影響)

- 当該基本図面は申請書等において引用されていないため、申請書等の記載内容への影響はないことを確認した。

なお、「燃料の採用」申請の書類においても、今回明らかとなったTAFの値が本来と異なる事案が抽出されている。



基本図面
原子炉压力容器内部構造物(R-3)

①調査要領

現在のQMS文書(保安規定, 非常時運転手順書, 定期事業者検査要領書(以下「定事検要領書」という。), 水位設定値根拠書)毎に根拠とした図書を整理した。また, 平成26年度に申請した設置変更許可申請書及び工事計画認可申請書, 平成29年度に提出した設置変更許可申請の補正書及び工事計画認可申請の補正書において根拠とした図書を整理した。

②原因

要因分析より、原因は以下のとおりと考えられる。

- a. 図面から数値を引用する際に、REF. とその他の数値を区別して使用する慣習及びルールがなかったため、REF. を正しいものとして使用を継続した。

2.3 調査内容及び結果

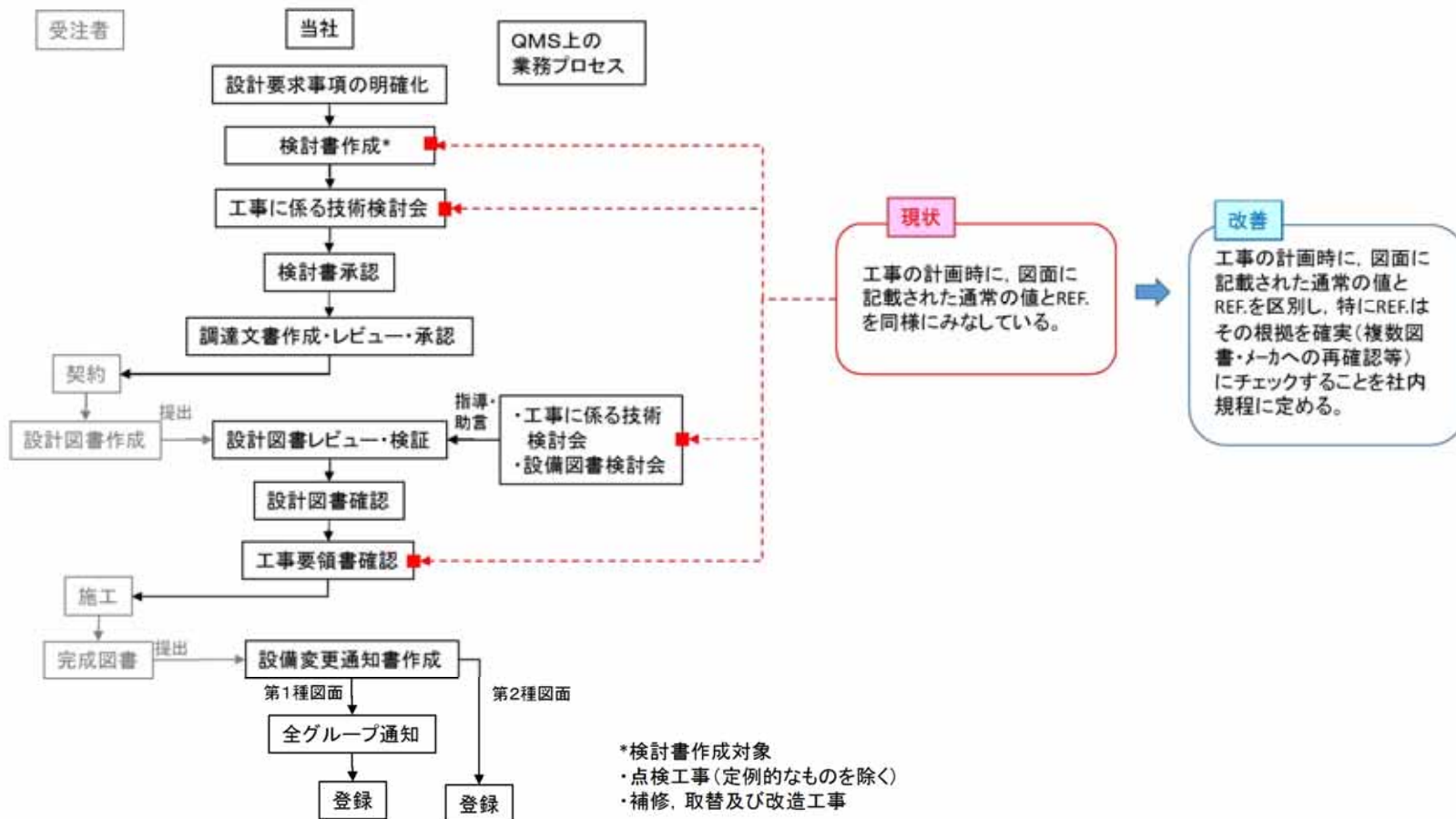
(二つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたこと) (3/6)



③対策

- a. 工事の計画時に数値を引用する際にREF. を用いる場合には、根拠のある数値を確認(複数図書によるチェック, メーカーへの再確認等)し使用することを社内規程に定める。

二つのTAFの値が現在まで見逃されてきたことに対する再発防止対策



2.3 調査内容及び結果

(二つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたこと) (4/6)

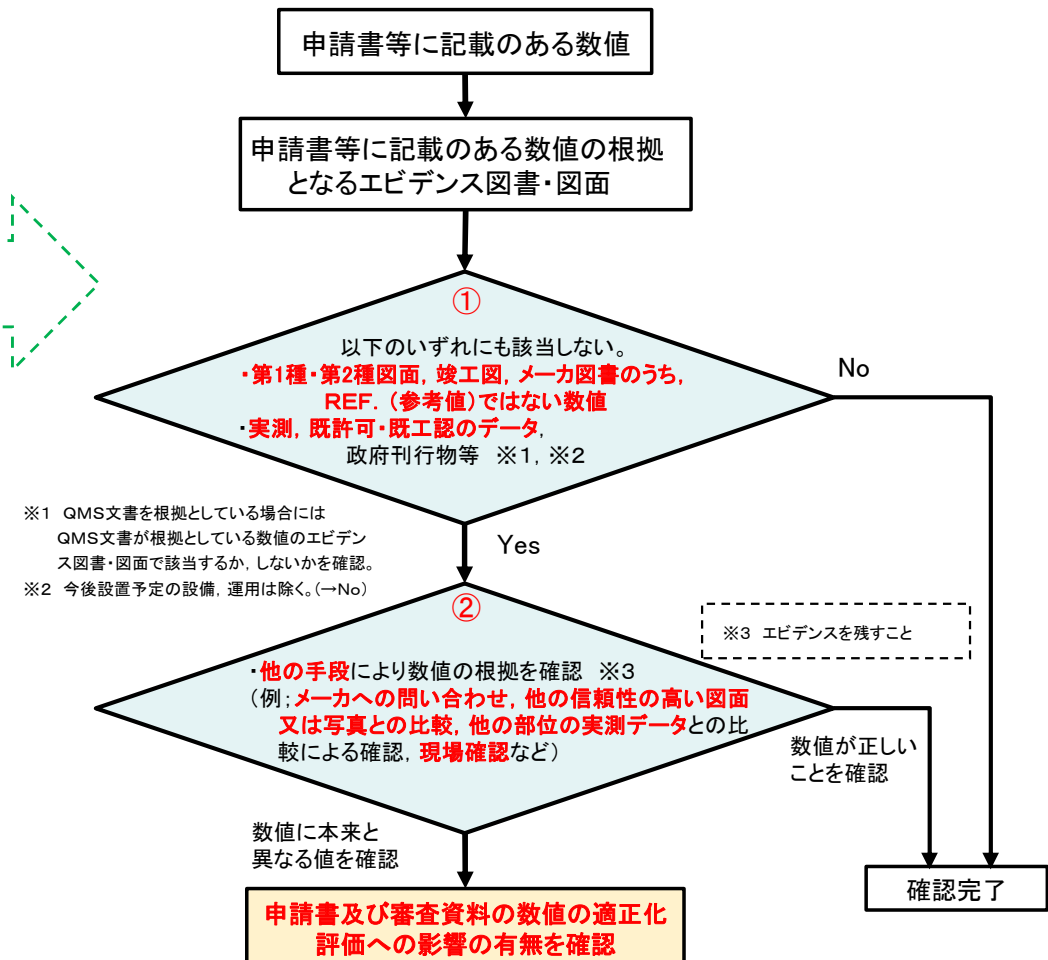
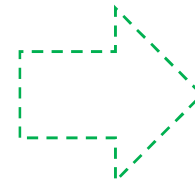
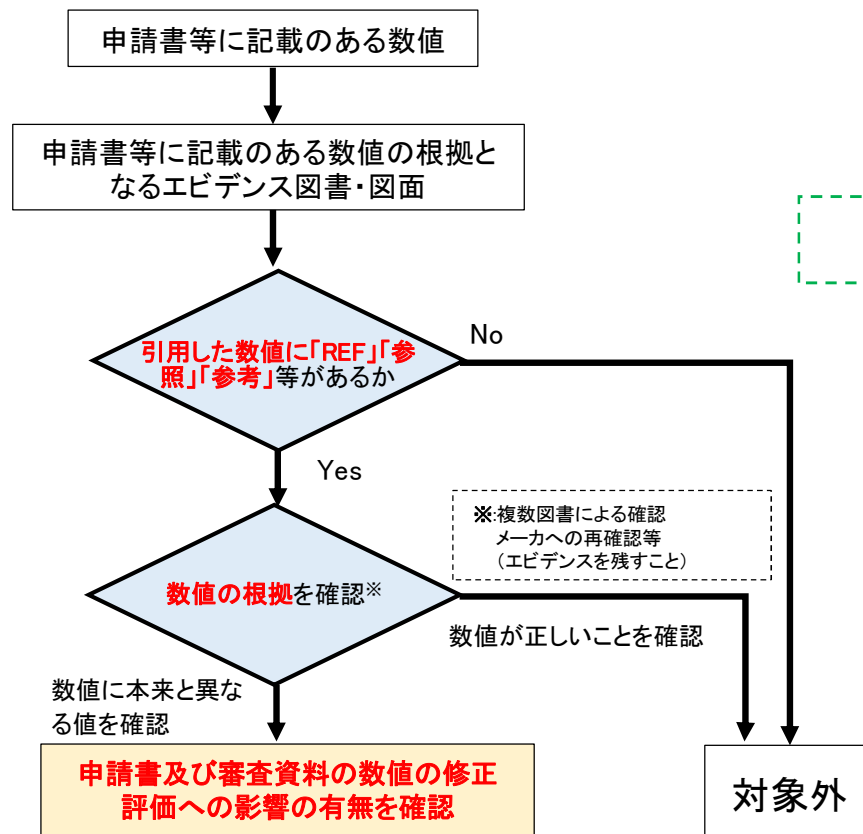


④水平展開

実施要領

申請書等に記載されている数値について、図面等のREF. (参考値)からの引用の有無を確認し、REF. (参考値)からの引用であれば、その数値の妥当性を確認する。

数値のエビデンス図書が非常時運転手順書の図から引用されており、申請書等に記載のある数値全般の信頼性を確保するため、その数値の根拠を確認することとした。



2.3 調査内容及び結果

(二つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたこと) (5/6)



④水平展開 実施結果その1

TAFの値に係る事案の他に、以下の2つの安全審査資料に本来の数値と異なる記載がされており、記載の修正が必要であることを確認した。

安全審査資料		状況	
1	技術的能力 (添付資料 1.0.2) 「可搬型重大事故 等対処設備保管 場所及びアクセ スルートについて」	事象	アクセスルートに係る評価の一環として実施した各建屋周囲の埋戻部の沈下量の算出とそれに基づくアクセスルートへの対策の要否に係る評価において、建屋等が設置されている地盤標高(路面高)等の入力値を適正化する必要があることを確認した。 ① T.P.+11m等とすべきところをT.P.+8mと入力 ② 埋戻部の範囲を評価するための掘削範囲について、タービン建屋の掘削範囲が本来の範囲と異なっている。
		原因	① 標高値の入力は平面図を参照しながら行ったが、平面図は標高の記載が十分でないことから、大部分のアクセスルートが分布するT.P.+8m地盤と同一の標高とした。 ② 掘削形状の平面を示す竣工図から掘削範囲の寸法の値を読み取ったが、この竣工図の掘削範囲の記述が不明瞭であったため、当該値がタービン建屋の部分的な寸法値であることが分からなかった。
		対応	本審査資料における上記データを適正化する。

(申請書等の記載内容への影響)

- 当該安全審査資料(1.0.2)における各建屋周囲の埋戻し部の沈下量を算出した表の記載値について確認した結果、他の数値については適切に記載されていることを確認した。
- 対応の実施により、本審査資料の対策方針に影響を与えないことを確認した。

④水平展開

実施結果その2

安全審査資料		状況	
2	58条 (計装設備)	事象	起動領域計装の計測装置の計測範囲の説明において、自動切替レンジの値が本来と異なる数値が記載されていることを確認。 起動領域モニタの0～125%レンジでは本来80%でレンジアップと記載すべきところを75%と記載しており、これは<u>運転手順書に記載のあった「各レンジの切替は0～125%レンジでは約75%で自動的に行う」を参照したものであった。</u>
		原因	➢ 運転手順書の「約75%」の記載は安全審査における基本設計段階で作成されたものであり、その後の詳細設計で80%に数値が確定した。 ➢ 運転手順書の「約75%」の記載は変更されなかった。 ➢ 参照した運転手順書の「約75%」の「約」だけを除いて審査資料に記載した。
		対応	➢ 審査資料の「75%」の記載を「80%」に修正する。 ➢ 同手順書の「約75%」等の記載は、現在の設定値の「80%」に修正する。

(申請書等の記載内容への影響)

- 本審査資料の記載上の修正であるため、記載内容への影響はないことを確認した。

申請書等に記載の具体的数値及びその根拠とする文書に「約〇〇」と記載されている場合には、今回の事象を踏まえて、記載の妥当性について確認した。

調査の結果、本事象と同様な「約」の取扱いがされていないことを確認した。

安全審査資料のTAFに係る記載の不備の事案を踏まえ、
原因を特定した上で、水平展開による記載内容を再確認した結果

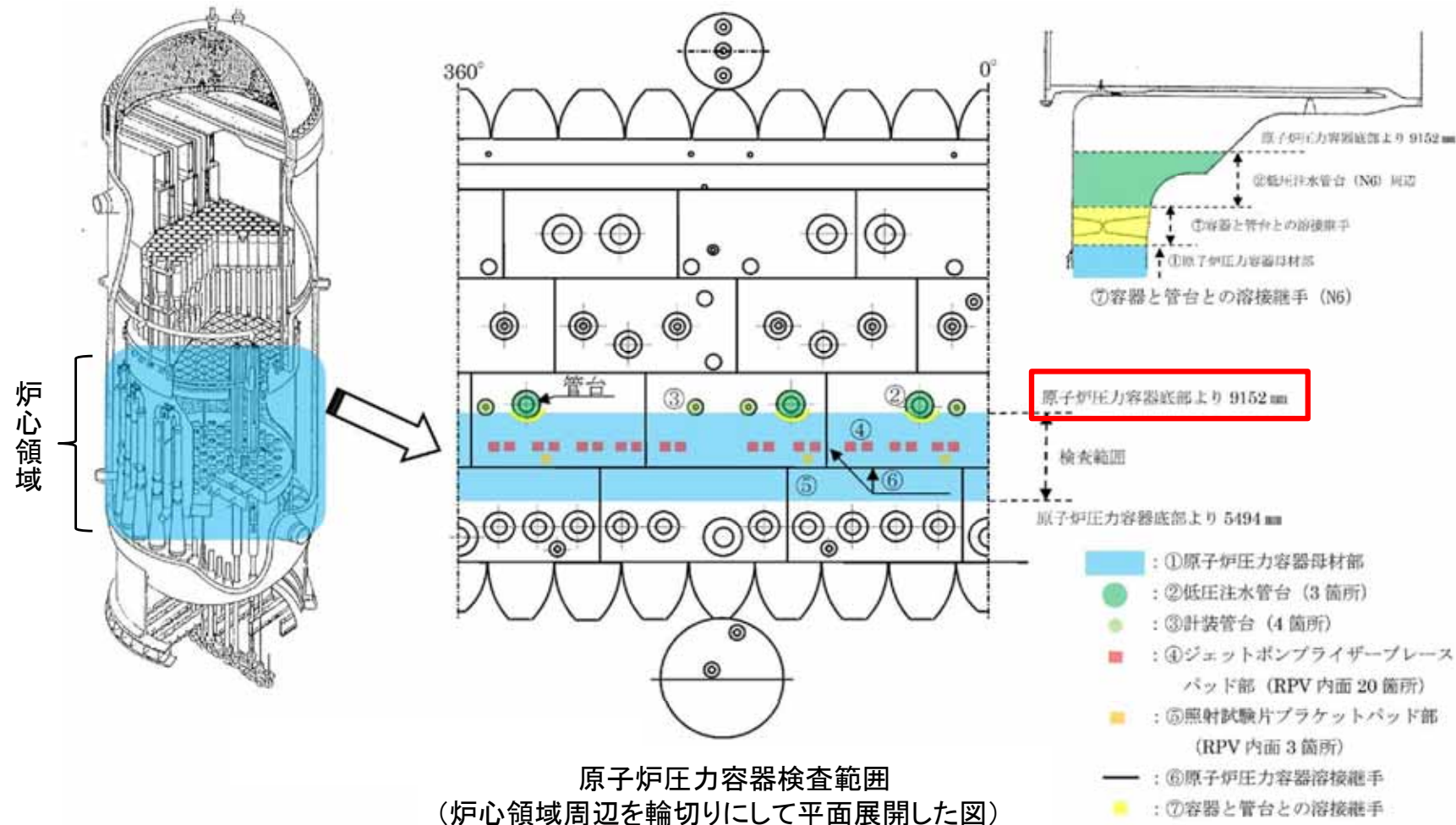
- 申請書等の一部の記載を適正化するが、同申請書等に記載した安全対策の有効性に影響を及ぼすことはない。これにより記載内容については信頼性が確保されることを確認した。
- 上記の申請書等の確認結果も踏まえて、当ワーキングチームでこれまでに説明してきた資料の確認を行った。その結果、上記水平展開による記載の修正や適正化を要する内容は当該資料には含まれておらず、評価及び対策の有効性に影響を及ぼすことはないことを同様に確認した。これにより当ワーキングチームで説明した資料の記載内容についても信頼性が確保されることを確認した。

3.1 対応方針

平成29年11月24日に提出(平成30年2月23日補正)した東海第二発電所運転期間延長認可申請における原子炉圧力容器特別点検項目のうち、炉心領域の超音波探傷試験(以下「UT」という。)については、UTの範囲として設定したTAFの値が異なっていることが確認されたため、以下2点の対応をとることとした。

- ①工認記載のTAFの値をUTの対象部位とし、可能な限り早い時期に追加で点検を行い、その結果を運転期間延長認可申請の補正として提出する。
- ②運転期間延長認可申請については、異なるTAFの数値が他に用いられていないことを確認しているが、それ以外の数値については、記載した数値の根拠を再確認した上で、適正な数値であることを速やかに確認する。

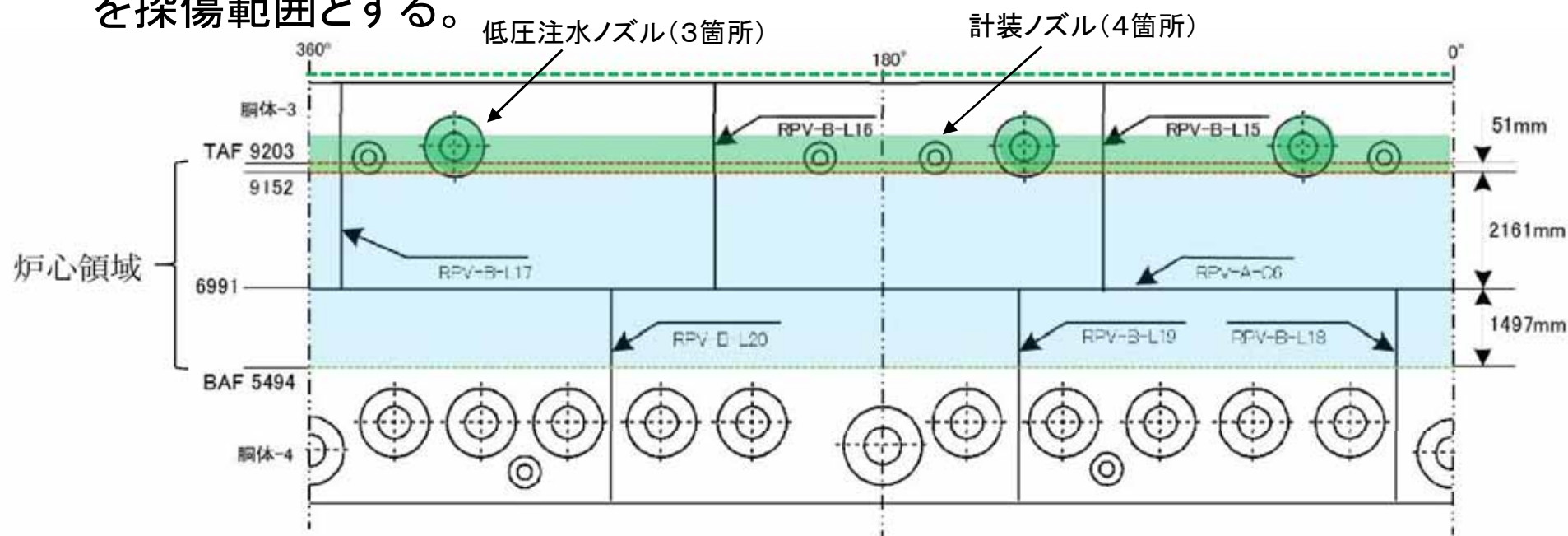
＜これまでに実施した原子炉圧力容器炉心領域の超音波探傷試験範囲＞



上記のように、点検対象である炉心領域について、工認記載のTAFの値(9203mm)に対し、本来とは異なるTAF値(9152mm)をUTの対象部位とし点検を行った。

＜原子炉圧力容器炉心領域の追加UT範囲＞

- ・追加点検範囲は、データが不足していた範囲(9,152mm～9,203 mm)を対象とするが、実際のUT範囲は、9,203 mm(TAF)を超える余裕をもった範囲とする。
- ・低圧注水ノズルと計装ノズルは、原子炉圧力容器母材と溶接線までの全周を探傷範囲とする。



追加UTを実施する範囲： 部 既に実施済みのUT範囲： 部

上記について、約1ヵ月間かけて点検を実施。結果、有意な欠陥は確認されなかった。点検結果を反映した運転期間延長認可申請の補正を実施した。

3.3 報告書の数値の妥当性確認（1／2）

（1）数値の抽出範囲

東海第二発電所 運転期間延長認可申請 添付書類に記載されている図面等から引用された全ての数値を対象とし抽出。

添付書類一：特別点検結果報告書

添付書類二：劣化状況評価書

添付書類三：保守管理に関する方針書

（2）妥当性確認方法

運転期間延長認可申請には、図面等から引用した数値と解析により求められた数値があることから以下の方法で数値の根拠を確認し妥当性を確認。

なお、異なった数値が確認された場合は、影響を確認し、必要時は再評価を行い記載を見直す。また、影響のないものについても、記載の適正化を行う。

①数値の根拠再確認

工認図書や図面の数値(当該の数値を担うメーカーが記載したもの)と合致するかを確認し、合致しない場合は、確認した図面等の誤りの可能性も合わせて確認。

②メーカーが実施した解析値について

QMS規程に従い解析業務が正しく行われたことを検証することとしていることから、検証の記録を再確認し不備がないことを確認。また、引用した解析値の入力条件について設計値が数値を担うメーカーの図面から適切に引用されているか確認。

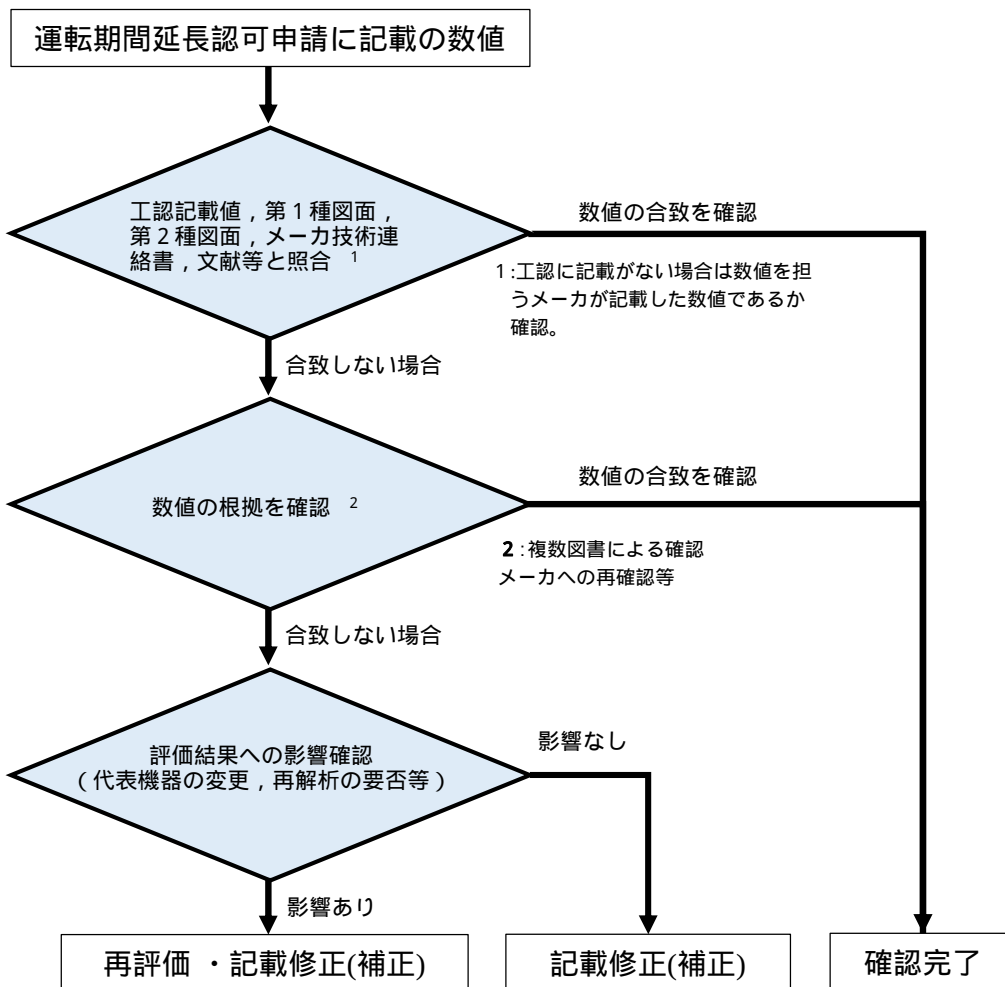
数値を担うメーカーの考え方

・最高使用温度・最高使用圧力等仕様に関するもの 設計メーカー

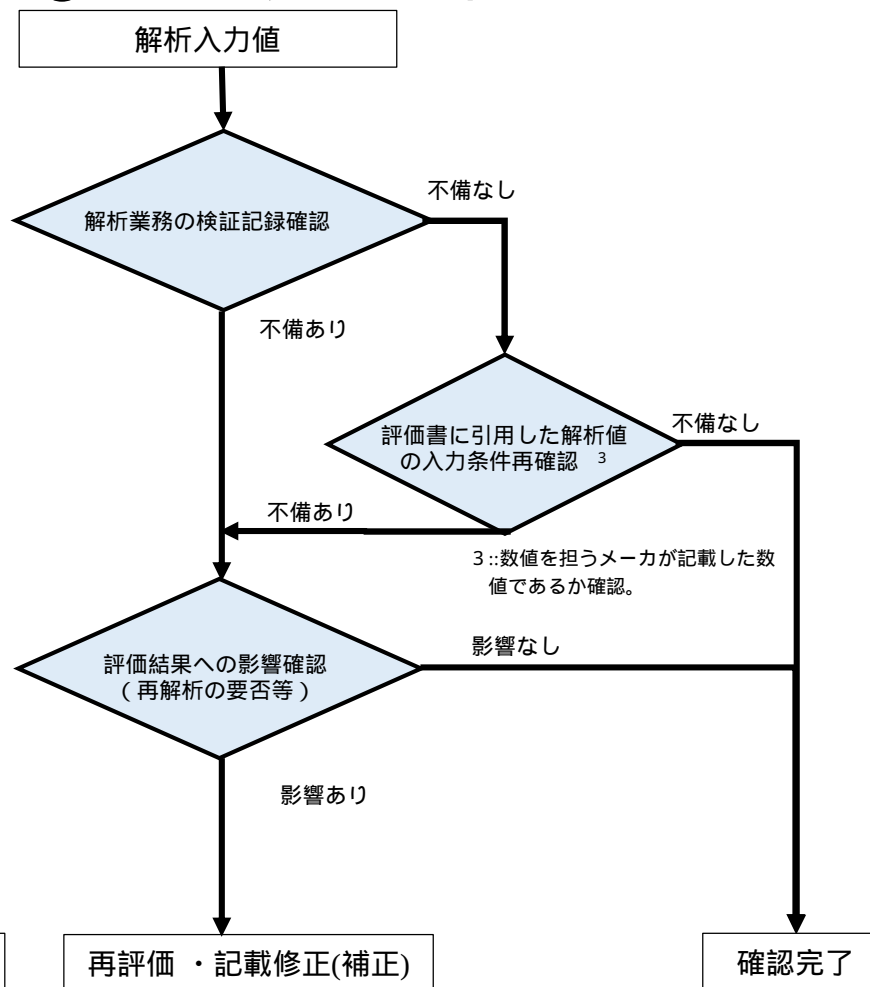
・寸法に関するもの 製作メーカー

(次頁のフロー図参照)

①数値の根拠再確認



②メーカーが実施した解析値について



3.4 報告書数値の妥当性確認結果（1／2）



運転期間延長認可申請に記載の数値約4,000個について、工認記載値や図面等と合致するか確認した結果、添付資料二の劣化状況評価書のうち弁及びケーブルの技術評価書に根拠となる図書と異なった計9個の数値を確認した。

劣化状況評価書名		異なった数値が確認された箇所	現状の記載	正しい記載	評価書への影響確認結果	再評価要否
弁の技術評価書	1.仕切弁	重大事故等対処設備 最高使用圧力	静水頭～ 10.35MPa	静水頭～ 10.70MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		制御棒駆動系 最高使用温度	66～ 150℃	66～ 138℃	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		原子炉系 主蒸気隔離弁第3弁口径	600A	650A	代表機器であるが、評価に用いていない値であることを確認	否
	2.玉形弁	制御用圧縮空気系 最高使用圧力	1.22MPa	1.38MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
	3.逆止弁	重大事故等対処設備 最高使用圧力	1.37～ 10.35MPa	1.37～ 10.70MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
	5.安全弁	空気抽出系 最高使用圧力 最高使用温度	2.41MPa 205℃	0.35MPa 164℃	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
		タービンランド蒸気系 最高使用圧力	1.02MPa	1.04MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
	14.空気作動弁用駆動部	格納容器雰囲気監視系 口径	9.52mm～ 20A	9.52mm～ 10A	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否
ケーブルの技術評価書	2.低圧ケーブル	難燃CVケーブル長期健全性試験条件(ACAガイド) 事故時雰囲気曝露 最高圧力	0.427MPa	0.177MPa	対象ケーブルの環境条件を包絡していることを確認。	否

[確認結果概要]

(1) 数値の根拠確認結果と影響

- ① 9個の数値について、照合に用いた図面等の数値に誤りがないことを、他の図書やメーカー聞き取り等により確認した。
- ② 9個の数値の多くは機器の仕様に関するものであり、代表機器の変更を伴うものではない等、機器の劣化状況評価へは影響しない数値であることを確認した。

○弁の技術評価書

- ・機器の抽出に用いた保全プログラムの機器リストの数値の記載誤り(5個)
- ・新規SA設備の設計進捗反映漏れ(2個)
- ・図面から引用した際の換算誤り(1個)

○ケーブルの技術評価書

- ・試験条件引用元の同一ページ内の異なった数値を誤って引用(1個)

- ③ 今回異なった数値(機器仕様等)については、設置許可の安全解析や運転手順書等の作成に用いていないため、安全解析や運転管理上の問題はないと考えている。

また、保全計画策定において今回誤った箇所の機器仕様を用いていないため、点検計画への影響はなかった。

(2) 解析入力値確認結果

- ① 劣化状況評価書取りまとめまでの間に実施された検証の記録について確認した結果、不備がないことを確認した。
- ② 運転期間延長認可申請に引用した解析値の入力条件を再確認した結果、引用した解析値の入力条件について、設計値が数値を担うメーカーの図面から適切に引用されていることを確認した。

東海第二発電所 運転期間延長認可申請(平成29年11月24日申請(平成30年2月23日補正))について実施した数値の妥当性確認の結果は、以下の通りである。

- ・添付書類一 特別点検結果報告書:異なった数値は確認されなかった。
- ・添付書類二 劣化状況評価書:9個の異なった数値を確認した。
- ・添付書類三 保守管理に関する方針書:異なった数値は確認されなかった。

異なった数値については、記載の適正化が必要なものの、保全プログラムの機器リストへの数値の記載間違い等であり、劣化状況評価への影響はなく、現状の記載内容において、評価の信頼性を確保していることを確認した。

また、追加で実施した特別点検結果(平成30年5月8日補正)についても、数値の妥当性を確保している。

上記の確認結果も踏まえて、当ワーキングチームでこれまでにご説明した運転期間延長認可に係る資料の確認を行った。その結果、記載の修正や適正化を要する内容は当該資料には含まれておらず、評価の信頼性を確保していることを確認した。

4. 保安規定上の扱いについて

TAF位置データの不整合に関し、本事象が事故時に用いる原子炉水位計（燃料域）の校正に影響しており、関連する保安規定に抵触していたと考え、平成30年2月5日、原子力規制庁に報告。

その後、原子力規制庁の保安検査において、本事象の保安規定上の扱いについて確認を受け、5月16日、原子力規制委員会から保安規定違反のうち「違反3」※1の判定を受けた。

※1：保安規定違反には「違反1」、「違反2」、「違反3」、「監視」があり、「違反3」は担保すべき安全機能の健全性を担保できなかった場合や品質保証に係る保安規定の不履行等により原子力安全に影響を及ぼすと判断される場合に該当する。

<今回の判定>

- ・本件は、事故時に用いる原子炉水位計（燃料域）が適正な値で設定されていなかったことから、保安規定第27条（計測及び制御設備）及び第107条（保守管理計画）で求めている同水位計が所定の機能を発揮するために必要な要求を満足していなかった。
- ・本来のTAFのデータが業務の計画段階で適切に把握されていなかったことから、保安規定第3条（品質保証計画）を満足しておらず、長期に渡り不適切な状態が放置されており、品質管理システムの一部に問題があった。
- ・本件に起因して、原子力安全への有意な影響は認められないことから「違反3」とする。

(1) 保安活動の改善に向けた取り組み

TAF位置データの不整合に関し、当社としては、品質管理上の問題として大変重く受け止めており、原因究明やその結果に基づく是正処置等については、専門チームによる根本原因分析を実施中であり、抽出された根本原因に対する是正処置により同様な事象の再発防止を図っていく。

(2) 本ワーキングチームにおける対応について

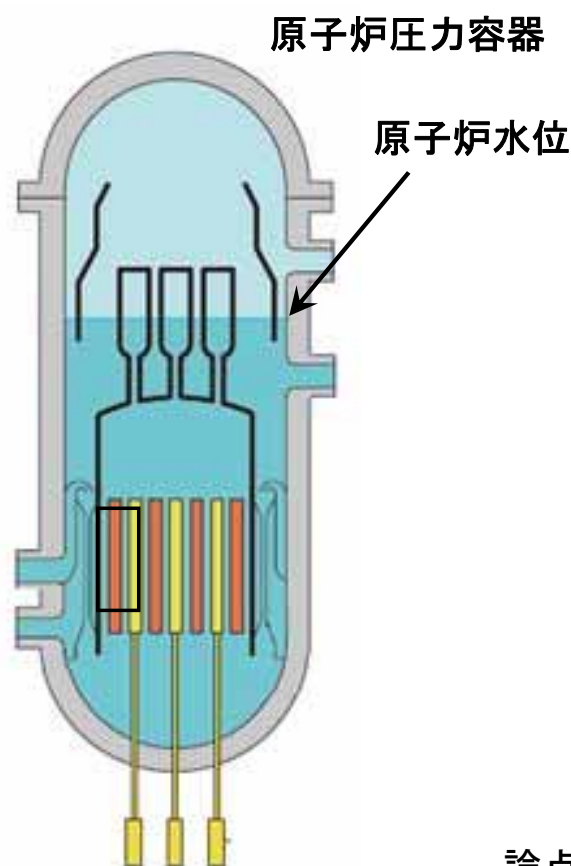
本ワーキングチームにおける当社からの今後の説明に際しては、上記の再発防止策を反映して記載内容の精度を高めた資料等に基づき、ワーキングチーム説明資料を作成して説明を行っていくこととする。

1. 設置変更許可 発生事象 (1/2)

・新規制基準適合性に係る設置変更許可申請 関係

平成30年1月15日 原子力規制庁からの指摘

原子炉水位(L1及びL8)のTAF*からの高さの値が審査資料の
「まとめ資料」と「補足説明資料」とで異なるとの指摘を受けた。



原子炉圧力容器

*TAF: 燃料有効長頂部

原子炉水位の位置(設定点)によって、

- ・非常用炉心冷却系の起動
- ・主蒸気隔離弁の閉鎖

などをさせる。

原子炉水位がL1に達したら、

- ・低圧炉心スプレイ系起動
- ・低圧注水系起動
- ・自動減圧系作動

原子炉水位がL8に達したら、

- ・原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水停止

1. 設置変更許可 発生事象 (2/2)

まとめ資料の抜粋

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 安全保護系等の設定点

(中略)

工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。

(中略)

原子炉水位異常低下（レベル1）（低圧炉心スプレイ系起動，低圧注水系起動，自動減圧系作動信号）設定点

セパレータスカート下端から-345cm

(燃料有効長頂部から+41cm)

原子炉水位高（レベル8）（原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水停止）設定点

セパレータスカート下端から+175cm

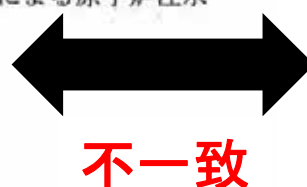
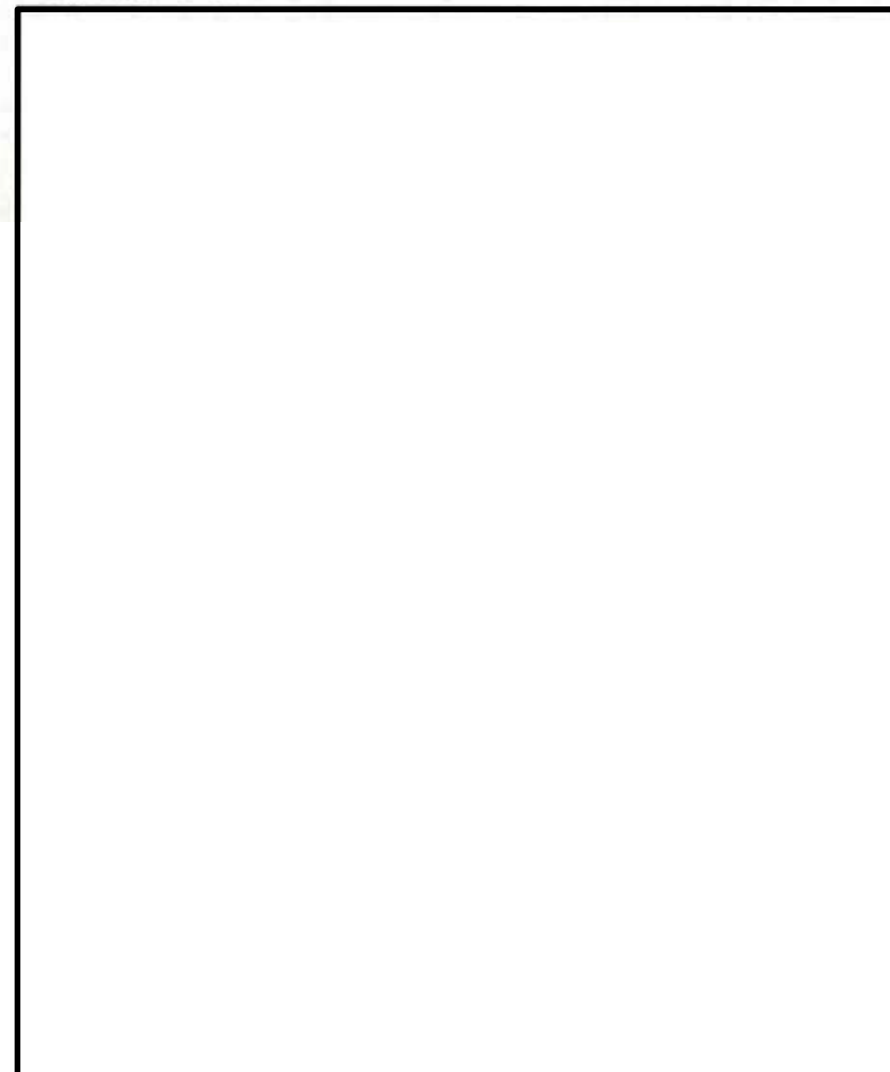
(燃料有効長頂部から+561cm)

最新の値

補足説明資料の抜粋

クの概要

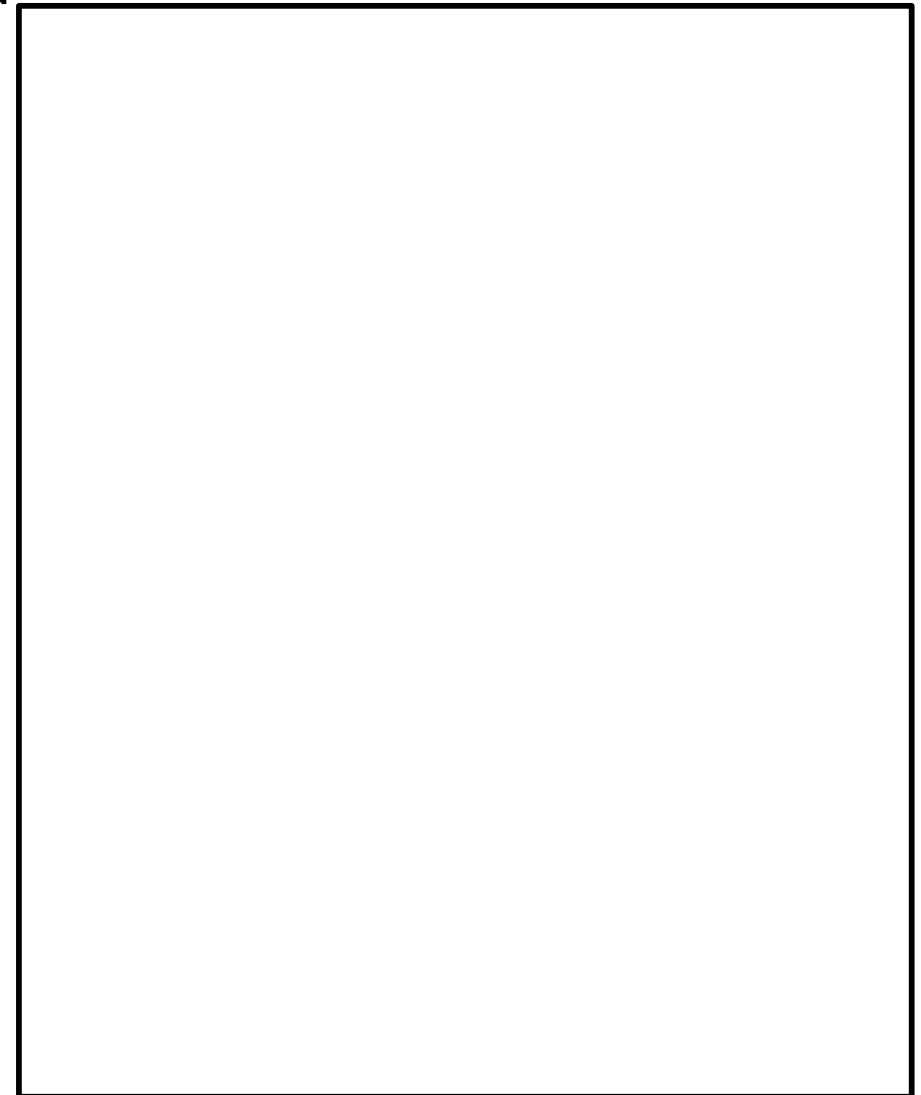
原子炉圧力容器水位計装概要図を第1図に，インターロックの概要を第1表に示す。



- ・ 審査資料のまとめ資料と補足説明資料とで原子炉水位の燃料有効長頂部からの高さの値が異なった原因

補足説明資料は、非常時運転手順書をもとに作成された。

- ・ 非常時運転手順書は、設計メーカーによる原子炉水位計（燃料域）の設定根拠書をもとに作成されたと考えられる。
- ・ 当該設定根拠書に9152mmの値が記載されていた。



原子炉水位の設定根拠書

設計メーカーの原子炉水位計(燃料域)の設定根拠書に, 9152mmの値がある理由

		原子炉水位計
昭和46年(1971年)	「7×7燃料」という燃料を使用することで計画 (燃料有効長=3658 mm)	原子炉水位計の設定根拠書を作成 原子炉下部からの燃料 頂部位置が9152 mm そもそもメーカーの水位設定根拠書の表紙には, 「例示」との記載があり, 修正の必要なし
昭和50年(1975年)	「8×8燃料」という燃料を使用することで許可 (燃料有効長=3708 mm)	

設計メーカーの原子炉水位計の設定根拠書に9152mmの値が記載されていることは, 例示である故に間違えではないが, 当社は最新の値で修正を行うべきであった。

(推定) 燃料の変更情報が, 共有されていないか, されていても業務に支障がないと考えてしまった。

設計メーカーが例示した原子炉水位計の設定根拠書に9152mmの値が記載されていることに気付かなかった理由



- ・水位計の校正は、差圧伝送器に水頭圧の模擬信号を入れて行う。
- ・その数値は圧力の単位であり、直接TAFの位置データの値を目にすることは無かった。

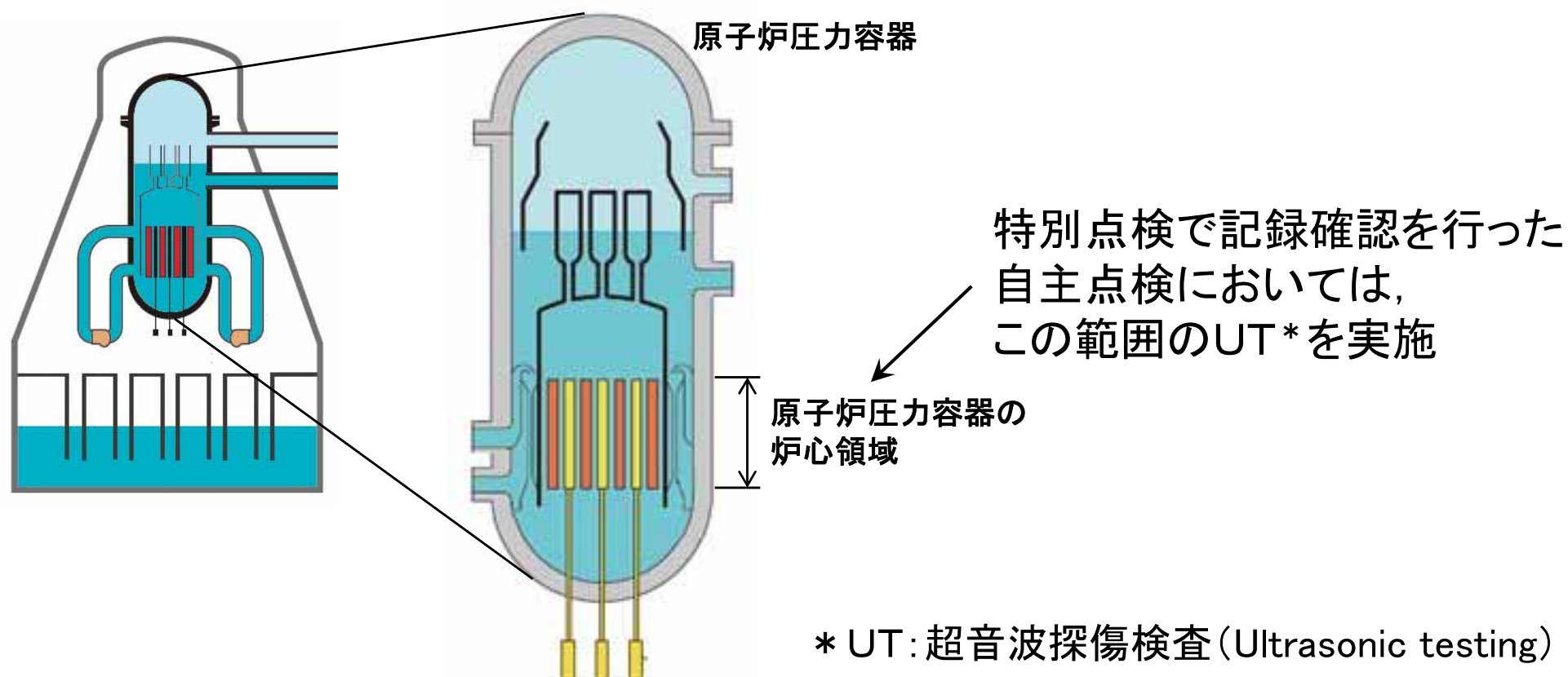


工事等がなければ、定期的に行う校正作業では、前回の校正に使用した差圧信号の値を**使用してきたため**、誤りに気づかなかった。

・ 運転期間延長認可申請 関係

平成30年1月11日 ヒアリングにおける原子力規制庁からの質問

「原子炉圧力容器特別点検要領書」の炉心領域のUT* 範囲が
工事計画認可申請書に示された値と不整合との指摘を受けた。



2. 運転期間延長認可 発生事象 (2/2)

運転期間延長認可申請書 東海第二発電所 特別点検結果報告書の抜粋

4. 1. 5 探触子

- 試験に使用する周波数は0.4～15MHzの範囲から選択する。
- 屈折角は下表のとおりとする。

表 4. 1. 5-1 屈折角

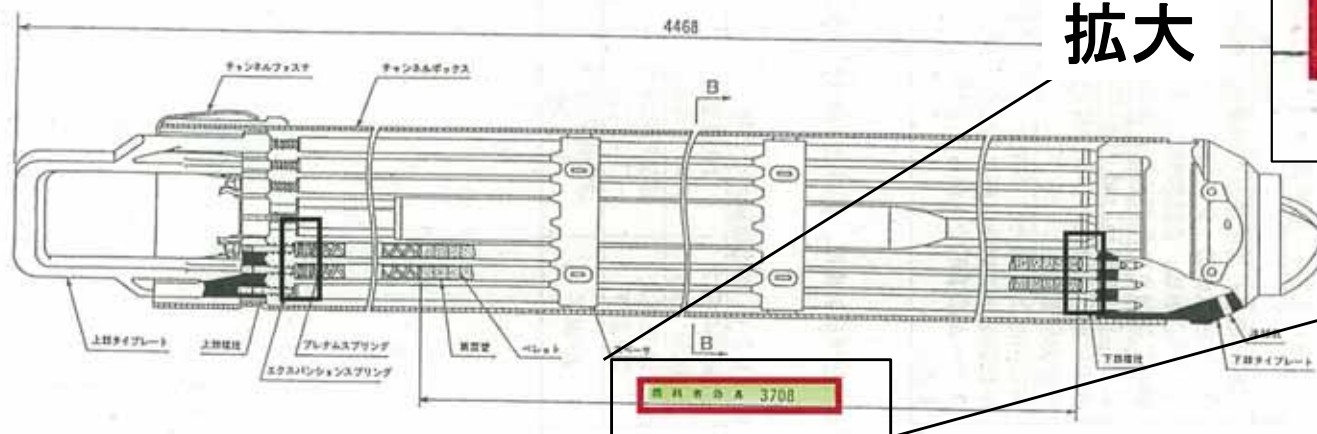
試験対象部位	屈折角
炉心領域（溶接部及び母材部）	容器外面より垂直法及び斜角法（横波：45°、60°）、フェーズドアレイ法（縦波：0°、20°、±35°、±45°） ※「炉心領域」を試験対象とすることから、軸方向の試験範囲は炉心に装荷された燃料集合体の有効長とし、原子炉圧力容器底部より5494mm～9152mm（燃料棒有効長さ）とする。また、板厚方向の試験範囲は原子炉圧力容器本体母材及び溶接部に加え、原子炉圧力容器内面クラディング及びパッドを含める。
ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部	容器内面より斜角法（横波：45°、70°） ※試験範囲は維持規格に基づき、ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部境界からライザーブレース母材側に25mmまでとする。

燃料有効長頂部として最新ではない値（9152mm）

$$\begin{array}{r}
 9152 \text{ mm} \\
 - 5494 \text{ mm} \\
 \hline
 3658 \text{ mm}
 \end{array}$$

不一致

工事計画認可申請書の抜粋



拡大

燃料有効長 3708

最新の値
（燃料有効長頂部に換算して9203mmに相当）

- ・ UTの試験範囲と工事計画認可の燃料有効長が異なった原因

- ・ UTの試験範囲の設定にあたっては、原子炉圧力容器の製造メーカーが作図した原子炉圧力容器の製造図面(第2種図面)を使った。
- ・ 当該製造図面には、REF. (参考値)と記載のある9152mmの値が記載されていた。

製作メーカーが作図した原子炉圧力容器の製造図面(第2種図面)に、REF. (参考値)と記載のある9152mmの値がある理由

	燃料	原子炉圧力容器
昭和46年(1971年)	「7×7燃料」という燃料を使用することで計画 (燃料有効長=3658 mm)	原子炉圧力容器の製造図面を作図 (原子炉下部からの燃料頂部位置が9152 mm)
昭和49年(1974年)		
昭和50年(1975年)	「8×8燃料」という燃料を使用することで許可 (燃料有効長=3708 mm)	↓ そもそも原子炉圧力容器の製造にとって燃料頂部位置のデータは参考値(REF.)でしかないので、修正する必要がなかった。

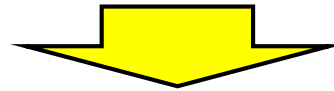
このことから、原子炉圧力容器の製造図面に9152mmの値が記載されていることは、最新の値ではないが現在でも誤りではない。

特別点検のUT範囲を，原子炉圧力容器の製造図面（第2種図面）のREF.（参考値）と記載のある燃料有効長頂部の値に基づき設定した理由

第1種図面の
基本図面

この理由は，当該第2種図面には溶接線等が記載されており，UT試験の対象部位を**把握し易かったため**。しかしながら，当社には「正確でかつ最新の情報」が記載されている第1種図面があったにもかかわらず，**その図面を使わなかった**。

原子炉圧力容器の製造図面(第2種図面)に本来の値(最新の値)ではない数値があることに気づかなかった理由



UT試験をする以前に、類似作業(ISI; 供用期間中検査)にこの原子炉圧力容器の製造図面を使用し、合格していた。



このため、原子炉圧力容器の図面に、**本来の値(最新の値)ではない数値があるとは考えもしなかった**ため、気づかなかった。

このため、UT試験前に、UT実施メーカから最新の値を記載した技術連絡票が提出されたが、異なる値が提示されていることに気づかず、見直しが行われなかった。

傍証

社内の工事に先立つ検討会議において、第1種図面と第2種図面の両方が添付されていたが、TAF位置データについての議論はされていない。

➤第2種図面のTAF位置データの信ぴょう性を疑っていない

3. 保安規定違反の内容



	問題点	該当条項
炉心領域のUT	異なったTAFの寸法を用いて、炉心領域のUT実施範囲を計画し、検査が行われた	〔 第3条 第107条 〕
水位計の校正	異なったTAFの寸法を用いて、原子炉内の水位(水頭圧)が設定され、それに基づいて校正が行われた	第3条 第27条 第107条

東海第二発電所保安規定抜粋

第3条(品質保証計画)

7. 1業務の計画

(3)組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。

- c)その業務・原子炉施設のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

第27条(計測及び制御設備)

第2項

- (1)(前略)電気・制御グループマネージャーは原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施する。(後略)
(表27-2には、チャンネル校正をすることが書かれている)

第107条(保守管理計画)

7. 1点検計画の策定

- (3) a) ii 構築物，系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準

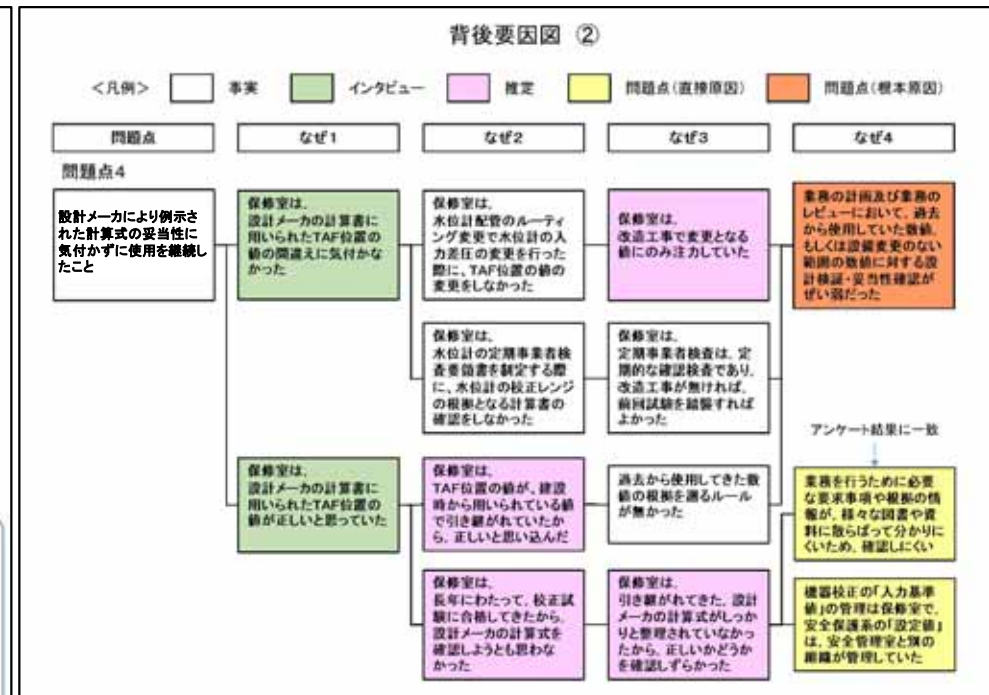
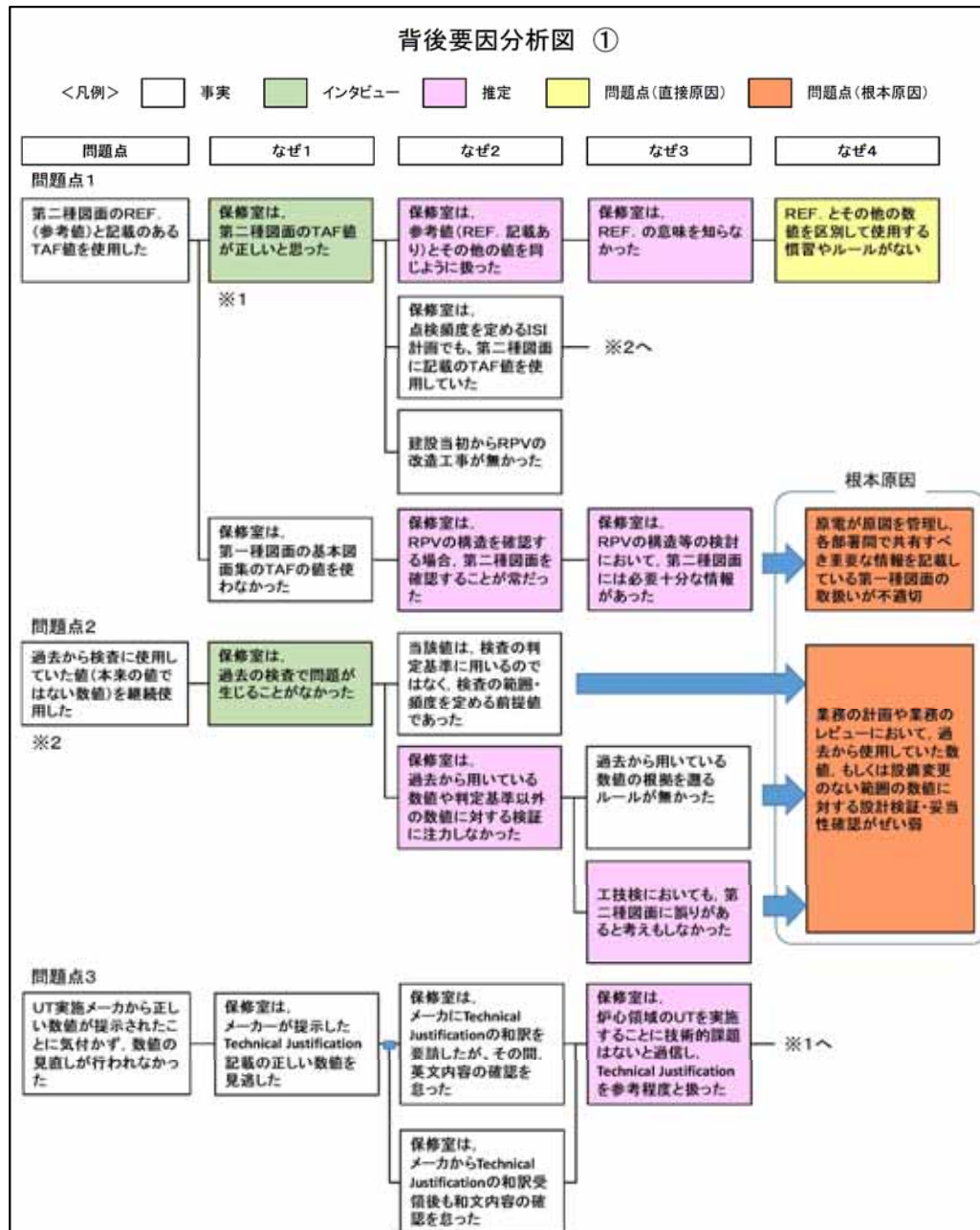
問題点1: 第1種図面を使用せず, 原子炉圧力容器の製造図面(第2種図面)のREF. (参考値)と記載のあるTAF値を使用したこと

問題点2: 本来の値(最新の値)ではない数値が記載されている原子炉圧力容器の製造図面(第2種図面)の使用を継続したこと

問題点3: UT実施メーカーから正しい数値が提示されたことに気づかず数値の見直しが行われなかったこと

問題点4: 設計メーカーにより例示された計算式の妥当性に気付かずに使用を継続したこと

5. 問題点の背後要因と根本原因 (1/2)



アンケート

「上司・上位職は経験豊富であり、自分は言われたとおりにやっていたらよい」

➢回答者の2割に及んだ

「業務を行うために必要な要求事項や根拠の情報が様々な図書・資料に散らばっていてわかりにくいいため、確認しにくい」

➢回答者の9割にも及んだ

根本原因1

業務の計画及び業務のレビューにおいて、過去から使用していた数値、もしくは設備変更のない範囲の数値に対する設計検証・妥当性確認が弱い

業務の計画及び業務のレビューにおいて、過去に実施してきた類似作業が「問題なく実施され、合格してきた」という認識だけで「適切」と考え、過去から使用してきた数値もしくは設備変更のない範囲の数値を確認することをしてこなかったところ。

根本原因2

原電が原図を管理し、各部署間で共有すべき重要な情報を記載している第1種図面の取扱いが適切に行われなかったこと

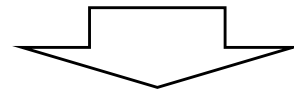
第1種図面には、正しい(最新の)TAF位置データが記載されているにも関わらず、試験に必要な情報があるというだけで、当該第2種図面(RPV製造図面)の作成目的や作成過程を考えずに使用してきたところ。

根本原因1

業務の計画及び業務のレビューにおいて、過去から使用していた数値、もしくは設備変更のない範囲の数値に対する設計検証・妥当性確認が弱い

QA3 前提を質す姿勢

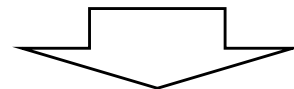
各人が、前提条件を鵜呑みにせず妥当性を確かめてみる。何かおかしいと思った時は懐疑的な意見を出している。



過去に実施してきた類似作業が「問題なく実施され、合格してきた」という認識だけで「適切」と考え、前提条件を鵜呑みにし妥当性を確かめなかった。(規制庁ができて、何で原電ができないのか?)

CO2 決定根拠の共有

リーダーが、運転や組織上の意思決定の根拠が、適切なタイミングで情報共有されているよう措置している



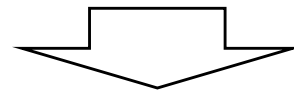
TAF位置データの変更が、関連する部門に適切に共有されなかった。あるいは、共有されたとしても、業務に支障のない情報として使用する図面等の修正に至らなかった。

根本原因2

原電が原図を管理し、各部署間で共有すべき重要な情報を記載している第1種図面の取扱いが適切に行われなかったこと

LA5 変更管理

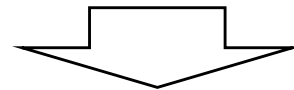
リーダが、変更に関する評価と実施において、原子力安全が継続的に最優先されるように、系統だった手続きを用いている。



水位計に関する設計メーカ計算式を8×8燃料の燃料有効長に基づく評価に変更していなかった。

WP3 信頼性の高い文書作成

組織は、完全、正確で最新の内容の文章体系を構築し、維持している。



完全、正確で最新の内容の文章体系を構築するにあたって、完全、正確で最新の内容の第1種図面を使用しなかった。

注: 本件の是正措置を図った以降に、当社の敦賀発電所2号機の設置変更許可申請で審査資料の不適切な扱いの事案が生じている(柱状図の不適切な変更)。本件での是正措置は、より信頼性の高い第1種図面を優先的に使う扱いを定めたであり、敦賀2号機の問題(良かれと思って図の説明を変更)とは趣旨が異なるものとする。

根本原因1

業務の計画及び業務のレビューにおいて、過去から使用していた数値、もしくは設備変更のない範囲の数値に対する設計検証・妥当性確認が弱い

業務の計画

「要求事項とその根拠の確認を個々に責任をもって確認し業務計画を策定すること」をルール化

対象:「設計管理要項」,「保守管理要項」

業務のレビュー

「業務のレビューに当たっては、過去から使用している同じ内容であってもその内容について検証や妥当性を確認すること」をルール化

対象:各会議体の実施要項

根本原因2

原電が原図を管理し、各部署間で共有すべき重要な情報を記載している第1種図面の取扱いが適切に行われなかったこと

業務の計画

「原図を原電が管理し、各部署で共有すべき重要な情報を記載し、正確・最新化している図書である第1種図面を使用すること」をルール化

対象:「設計管理要項」、「保守管理要項」,
各会議体の実施要項

業務の計画, 業務のレビュー

「第1種図面に記載のない情報を第2種図面から引用する場合(特にREF. 記載のある数値)については、複数図書によるチェック、メーカーへの再確認等ができなければ、使用しないこと」をルール化

対象:「設計管理要項」、「保守管理要項」,
各会議体の実施要項

- (1) 東海第二発電所の燃料有効長頂部位置データの誤りに関して、その原因と問題点の所在を整理した上で、**誤りの背後要因と根本原因を追究した。**
- (2) 根本原因としては、「**設計検証・妥当性確認のせい弱性**」及び「**情報共有すべき第1種図面の取扱いが不適切**」が摘出された。
- (3) これらの根本原因を踏まえて、再発防止のための是正措置として、業務の計画策定やレビューに際して、「**要求事項と根拠の確認、（過去と同内容でも）検証や妥当性の確認**」、「**第1種図面の優先使用、第2種図面の取り扱い方法**」について社内ルールに定め、周知・教育を行うこととした。
- (4) 今回のような誤りを再び発生させないよう、上記の措置を踏まえて今後の業務を適切に進めていく。

【論点No.209】

各種安全評価，特別点検等の点検範囲，各種規定類などに対する本件の影響の確認の結果（これまで本ワーキングチームにおいて説明した事項を含む。）並びにそれを踏まえた対応の検討結果

【委員からの指摘事項等】

No.193

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

燃料有効長頂部位置データの不整合の件については，まだ判明したばかりで，今後事業者による調査・検討が進むことから，その結果を踏まえて再度，審議したい。

P.3-61

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
（令和元年6月26日）資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.210】

燃料有効長頂部位置の適正化前後の線量率評価点について

【委員からの指摘事項等】

No.194

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

燃料の線量率計算モデルについて、燃料有効長頂部位置の適正化に伴い、線量率評価点の位置も変更すべきではないか。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.211】

燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う影響(原子炉水位計の校正位置, 特別点検の実施範囲, TAF到達までの時間余裕等)について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.195

燃料有効長頂部のレベルの違いにより, 圧力容器の半径が約3.2mとすると体積で約1.6m³の違いになり, 原子炉水位計の補正にかなり関わってくると思われるが, どのように影響するのか説明すること。

P.5,6

No.196

超音波探傷試験の点検範囲に関し, 燃料有効長頂部位置に約5cmの違いがあると, 低圧注水ノズルなどの開口部との位置関係も変わるので, 超音波探傷試験への影響を安全性の観点から説明すること。

P.5,9,10

No.197

燃料有効長頂部位置データ(TAF)の適正化前後で, 崩壊熱除去機能喪失や全交流動力電源喪失, 原子炉冷却材喪失等の事象発生時のTAF到達までの時間は, 多少は変化するはずだが, どの程度の差異だったのか。この時間は, かなり裕度を含めた評価だと思うが, その裕度の中におさまったということか。

P.5,7

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.212】

燃料有効長頂部位置データの不整合を踏まえた設計や手順等の個別の変更管理及びQMS全体の変更管理の観点を含めた今後のQMSの具体的な改善策について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.198

品質マネジメントの観点から、トレーサビリティや変更管理をしっかりと行うことについて、当初はその辺が未整備だったところがあるのか。

P.5,20

No.199

現在は、変更管理をどのように行っているのか。

P.5,20,27,28

No.200

設計や手順といった、安全に関係するような物事を変更する場合には、クオリティマネジメントにおいて「変更管理」を行うことが一般的になっている。そういう観点での具体的な要求が可能であれば、実施すべき。

P.5,18,27,28,59,60

No.201

燃料有効長頂部位置データの不整合を踏まえ、これから品質マネジメントシステム(QMS)を具体的にどのように直していくのかについて、今後、改めて説明すること。その際、個別の変更管理のみならず、QMS自体の変更管理の問題を含めて検討すること。

P.5,18,27,28,59,60

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1145

東海第二原発を再稼働しようというのは論理的に無理があります。

事故時の被害の大きさは無限であることに對し, 対策は人為的で有限であるためです。そのため規制委員会も「新規制基準に合格しても安全とは言いきれない」としか言えません。

私が東海第二発電所安全性検討ワーキングチームにに提起して頂きたいのは, 適合審査の過程でH30年1月に明らかになった, 「日本原電から提出された審査資料に2種類のTAFの値が存在した」ことです。 P.3-61

しかも, 事故時に用いる原子炉水位計は誤ったTAF値で校正されていました。原因は運転開始前の設計変更の情報が反映されなかったとのことですが, 運転開始以来40年に渡り, 誤ったTAF値を用いて原発は稼働していたことになります。 P.5,6

定期検査他でも気付かなかったことから, 日本原電の品質システムは機能していないと判断せざるを得ません。何故, 規制委員会が保安規定違反3という軽い処分に収めたのか, 合点が行きません。 P.5,40,53-61

また, 他にも同様の間違いがないのかは, 原電の資料に重複して現れない値については外部からは分かりません。内部での調査は所謂, 『悪魔の証明』で「他にはありません」とは言えないものだと思います。茨城県原子力安全対策委員会で提起して頂きたくお願い致します。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.214】

記載内容の不備のチェック体制に関する安全文化の観点からの見直しについて

【委員からの指摘事項等】

No.204

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

チェック体制やチェック自体がうまくいっているのか。チェックそのものが形骸化しているとか、めくら判のようになっているとか、そういう安全文化的なところには問題はなかったか。

P.5,11,12,55-61

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく