

東海第二発電所

内部溢水への対応について(改訂版)

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。

1. 溢水防護における安全対策の対応方針	3
2. 溢水防護対象設備の設定	5
3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	7
4. 溢水源の想定	9
5. 内部溢水対策における安全性の向上	10
6 - 1. 原子炉建屋における対策	12
・地震時溢水量の削減	
・漏えい検知器の追設	
・重要区画の水密化	
・使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策	
6 - 2. タービン建屋における対策	18
6 - 3. 海水ポンプエリアにおける対策	19
6 - 4. 防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水対策	21
7. 安全向上対策結果	22

補足説明資料 内部溢水への対応について

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。
- ・固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用し, 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。

1. 溢水防護における安全対策の対応方針(2 / 2)



溢水の影響に対する防護対策

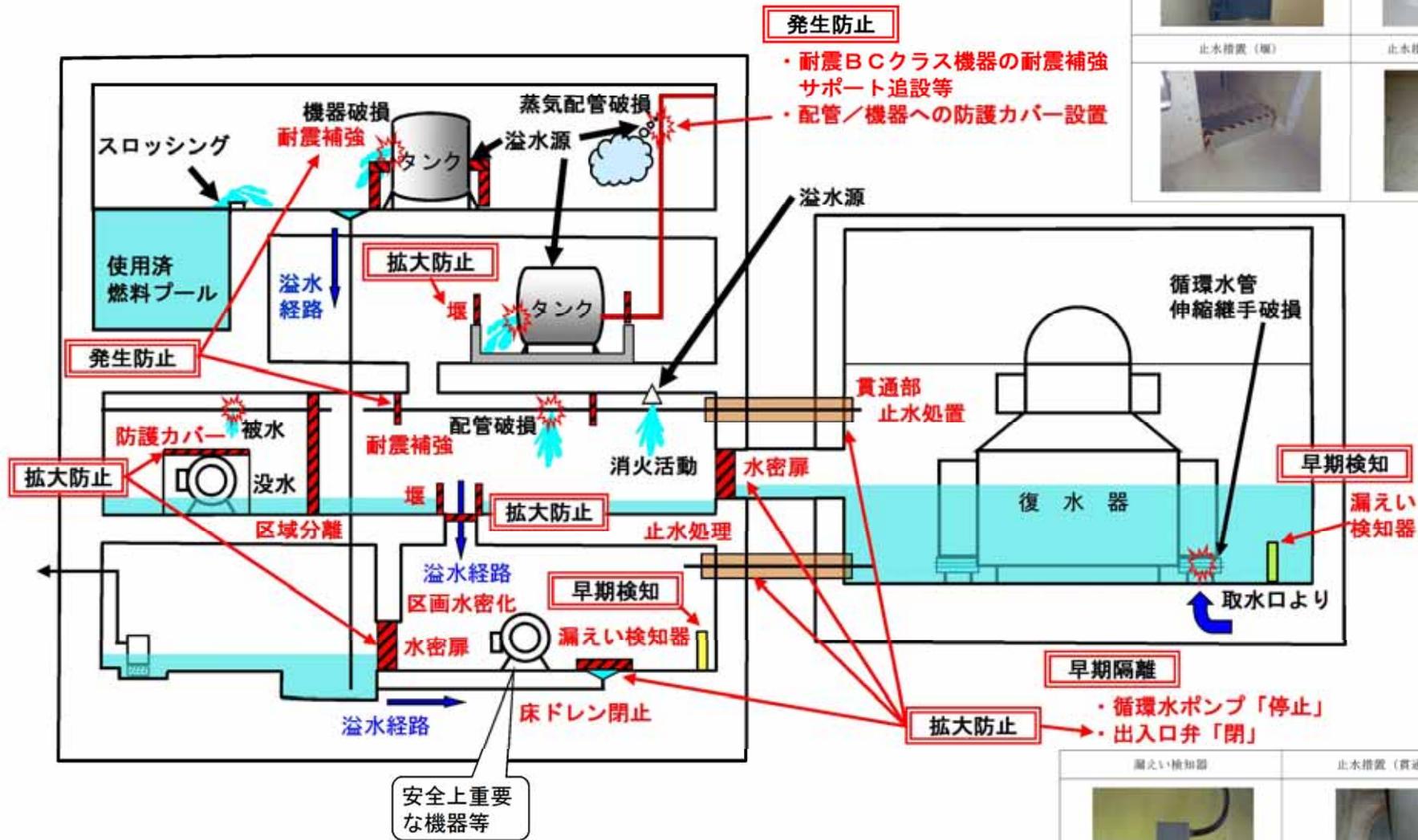


図 1.1 溢水防護対策(例)

2. 溢水防護対象設備の設定



「溢水防護対象設備」を、新規制基準の要求より、以下のとおり設定する。

重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備

・「重要度分類審査指針」より、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に必要な構造物、系統及び機器を抽出

使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備

・燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系を抽出

防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定

・上記で抽出した系統、設備について、図2.1のフローに従い溢水影響評価の対象となる設備を抽出
 ・溢水影響評価の対象外とする考え方は表2.1のとおり。

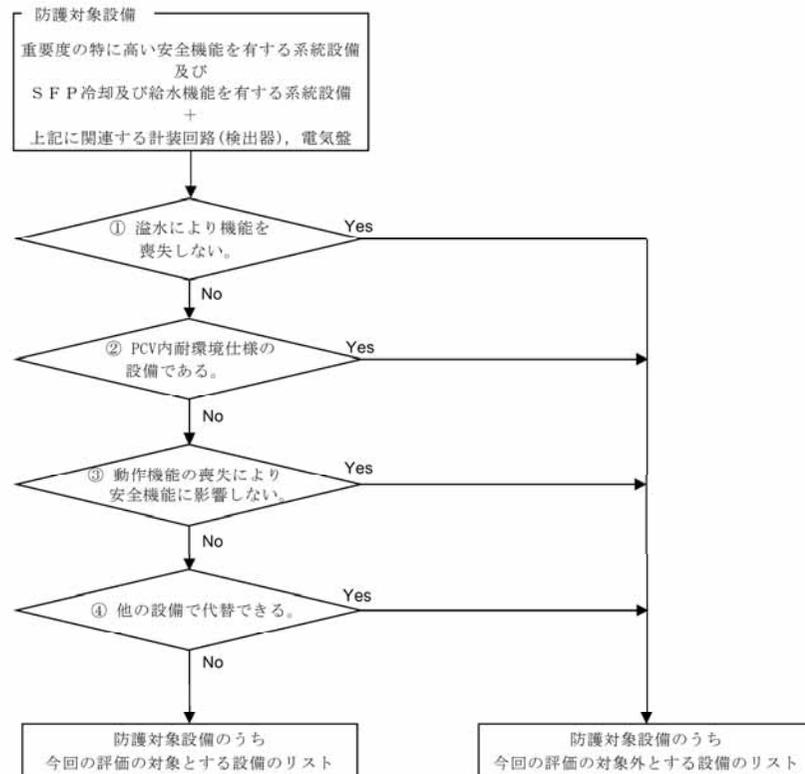


図2.1 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

表2.1 溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器、熱交換器、ろ過脱塩器、フィルタ、安全弁、逆止弁、配管等の静的機器は、構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから、溢水により機能喪失はしない。
② PCV内耐環境仕様様の設備である。	PCV内設備のうち、温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様様の設備は、溢水により機能喪失しない。 なお、対象設備が耐環境仕様であることの確認は、メーカ試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は、機能喪失しても安全機能に影響しない。 ※
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は、機能喪失しても安全機能に影響しない。

※フェイルセーフ設計となっている機器であっても、電磁弁、空気作動弁については、溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

2. 溢水防護対象設備の設定



【溢水防護対象設備等の選定】

(1) 「発電用軽水炉型原子力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」)に基づき、発電用原子炉施設において溢水が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持するために必要な機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を抽出し、溢水による影響を考慮して、これらの機能に必要なポンプ、電動機、弁、計器等、およびこれらに関連する電源盤、制御盤等を抽出

◆ 原子炉の緊急停止機能や原子炉停止後の除熱機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能として、これらを達成するために必要な系統等を抽出

原子炉の安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能の抽出	安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を達成するための系統
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁機能) <small>: 非常時に原子炉の圧力を下げるための安全弁</small>
原子炉停止後の除熱機能 他	自動減圧系 ¹ 、逃がし安全弁(手動逃がし機能) ² <small>1: 原子炉水位低信号等により逃がし安全弁を動作させ炉心の圧力を下げるための系統 2: 逃がし安全弁を手動で動作させる機能</small>
	原子炉隔離時冷却系 <small>: 原子炉で発生した蒸気を駆動現として原子炉に外から注水する系統</small>
	残留熱除去系(停止時冷却モード) <small>: 原子炉から崩壊熱を除去し低温停止させるための系統</small>
	高圧炉心スプレイ系 他 <small>: 事故時に外から原子炉に注水する系統(非常用炉心冷却系の一部)</small>
放射性物質の閉じ込め機能 他	原子炉格納容器
	非常用ガス処理系 他 <small>: 事故時に原子炉建屋の負圧を維持し、放射性物質の拡散を防止する系統</small>

(2) 使用済燃料プールの冷却及びプールへの給水機能を維持するために必要な機能・系統

◆ 使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な系統として残留熱除去系等を選定

使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能の抽出	使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能を達成するための系統
使用済燃料プールの冷却及び給水機能	燃料プール冷却浄化系
	残留熱除去系他

◆ 上記の防護対象設備が設置されている区域、区画を「評価エリア」として区分し、溢水影響評価を行い、多重化された系統が同時に機能を失うことなく、発電所の安全機能が維持できる設計であることを確認する。

◆ 地震時の評価については、同時に溢水防護対象機器の単一故障も想定して評価を実施する。

3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

防護対象設備が設置され、浸水防護を行う建屋、区域等を耐津波設計において、「浸水防護区画」として設定し、基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。(内部溢水の評価においても、建屋外で発生する津波等の影響を防止する必要があることから同様の対策を実施する)

浸水防護区画を、以下の観点から「溢水防護区画」として区分する。

- ・溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路
- ・溢水防護対象設備が設置されている区画で、壁、堰、扉、階段等の段差又はそれらの組合せによって他の区画と分離され、溢水防護の観点から1つの単位と考えられる区画



図3.1 区域・区画区分図 (原子炉建屋 地下2階)
内部溢水-7

3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定



- ・溢水評価を行うにあたり、以下のとおり「評価エリア」及び「溢水経路」を設定し、各エリア毎に溢水量 / 水位を算出する

各フロアを部屋等の区画及び堰等を考慮した単位で分割し、評価エリアとする(火災防護上の区域、区画も考慮)

評価エリア間の流入 / 流出経路を決定する

配管ルートや機器の配置等を確認し、 の流入 / 流出経路を考慮した溢水の発生源を評価エリア毎に決定する

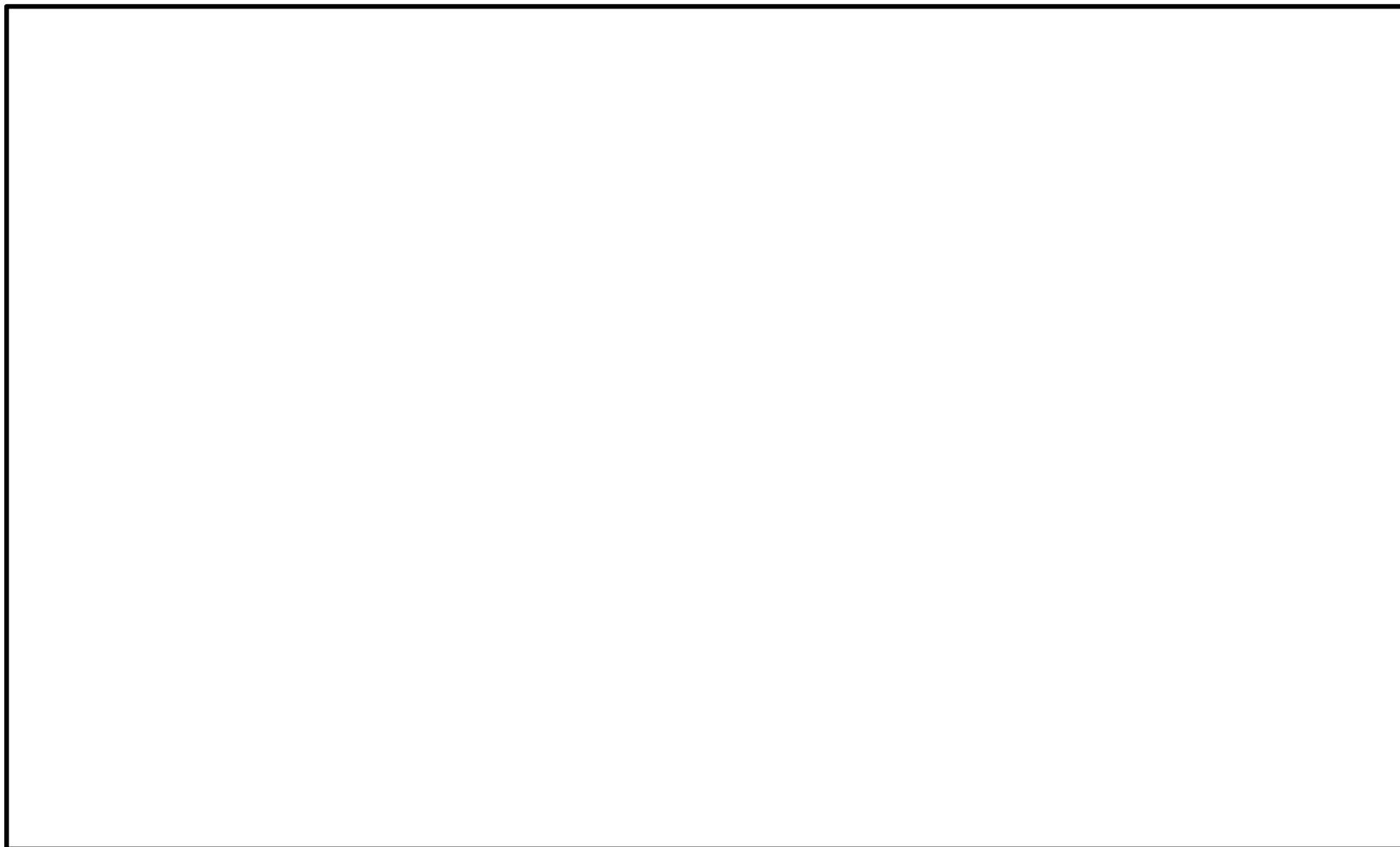


図3.2 溢水経路モデル図(対策後状況)
内部溢水-8

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520m³ 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

5. 内部溢水対策における安全性の向上(1 / 2)



【新規制基準を踏まえた対策】

安全性向上	項目	従来の方策	新規制対応	備考
溢水の発生防止	低耐震クラス配管等の耐震補強	非常用ディーゼル発電機室の消火系配管等の耐震補強を実施し、地震時の破損を防止	低耐震クラス機器、配管等の耐震補強により地震時の溢水を防止	強化
	配管の撤去	バッテリー室の水系配管を撤去し溢水源を除去	同左	
	水系消火設備以外の選定	-	中央制御室及び電気室等については、新たに設置する自動消火設備、固定式消火設備には、水系消火設備を採用しない	新規
溢水の検知	漏えい検知器の設置	安全系ポンプ室等に床漏えい検知器を設置	床漏えい検知器の追設（原子炉建屋内に約30箇所追加、既設と合わせ約50箇所）	強化
溢水の検知・隔離	循環水ポンプへのインターロック追設	-	インターロック設置による溢水発生時の循環水ポンプ停止及び隔離弁閉止による系統隔離により溢水の発生を低減	新規

【新規制基準を踏まえた対策】

安全性向上	項目	従来の方策	新規制対応	備考
溢水の拡大防止	貫通部の止水処置	重要区画の水密化のために、配管等貫通部等の止水処置と床ファンネルの閉止を実施	同左	
	開口部への堰の設置	階段部に止水堰を設置し、原子炉建屋地下の安全系ポンプ室への溢水流入を防止	同左	
	区画分離	-	建屋内の区画分離を実施 (火災防護対策の耐火隔壁を兼用)	新規
	重要区画の水密化	-	防護対象区画の水密化及び水密扉の設置と既設扉の補強	新規
	堰の追加設置・止水処置	-	溢水拡大防止堰の設置及び貫通部の止水処置	新規
	使用済燃料プールのスロッシング対策	-	燃料プール廻りの換気口を閉止すると共に、燃料プール廻りの排気ダクトを通常空調ダクトと切り離して閉止板を設置 スロッシング水のダクトを通じた拡大を防止	新規
	循環水系伸縮継手の交換	-	循環水伸縮継手を可撓継手へ交換し、地震時の溢水量を低減	新規

【地震時溢水量の削減】

地震時に破損が想定される設備について、耐震補強により破損させない対策を実施

地震時に原子炉棟内で発生する溢水量を削減(約520m³ 約125m³)

- ・耐震B,Cクラス配管について基準地震動Ssによる耐震評価を行い、原子炉建屋内で破損を想定した場合に影響が大きい6系統については、耐震補強により地震時に溢水させない対策を行う。
- ・溢水量の削減を行うことで、地震時に発生する溢水を最地下階に溜めた場合でも安全機能を喪失しない対応が可能となる。

補強対策前の溢水量想定は約520³m(原子炉棟内の低耐震クラス設備の全溢水量)

No.	耐震補強する系統	機 能	溢水量(m ³)
1	原子炉補機冷却水系(RCW系)	プラント運転補助	92
2	燃料プール冷却浄化系(FPC系)	放射性物質の貯蔵	86
3	復水・純水移送系(MUW系)	プラント運転補助	96
4	屋内消火系(FP系)	緊急時対策上重要	6
5	原子炉冷却材浄化系(CUW系)	原子炉冷却材の浄化	96
6	制御棒駆動系(CRD系)	原子炉冷却材の補給	6
削減した溢水量			382

:スロッシングの増加分他を含む

【漏えい検知器の追設】

漏えい検知器を追加設置し、漏えい発生箇所の早期検知を図る。

- ・主な溢水の検知手段としては、床ドレンファンネルより建屋最下層に設置されているドレンサンプへの流入により漏えいを検知する方法、及び床漏えい検知器により検知する方法がある。
- ・溢水の発生をより早期に検知し、その後の隔離作業等を迅速に実施するために、床漏えい検知器の追設を行う。

原子炉建屋内の漏えい検知器設置数 54箇所

・既 設:21箇所

・新 設:33箇所

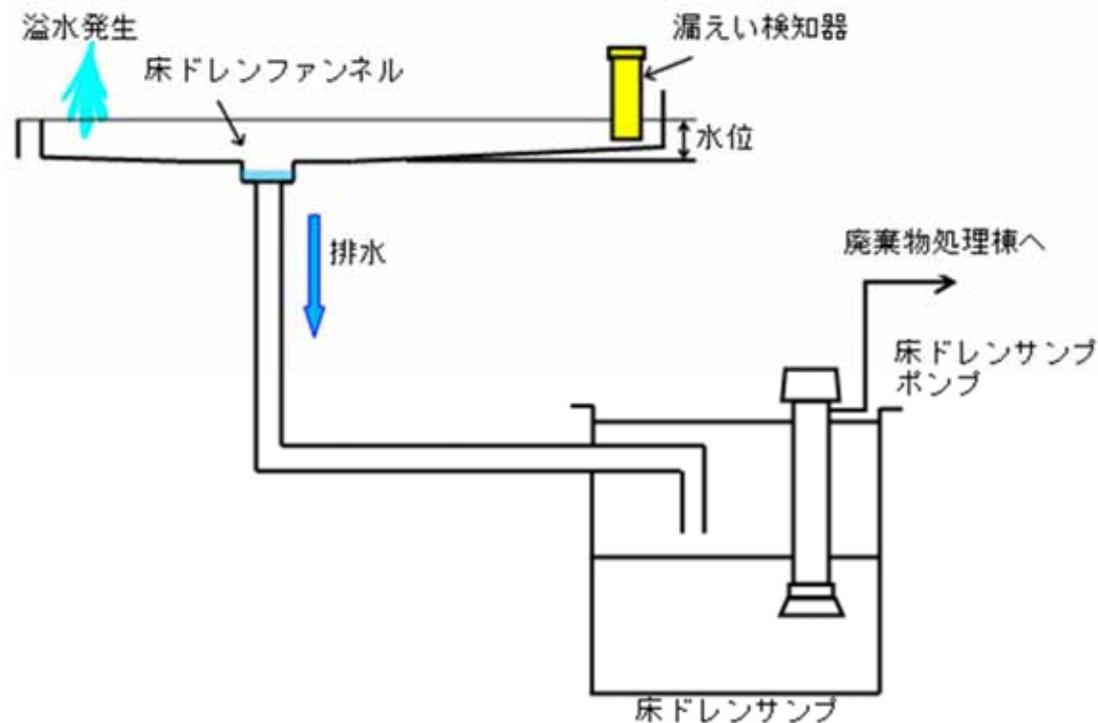


図6.1 溢水発生時の漏えい検知方法

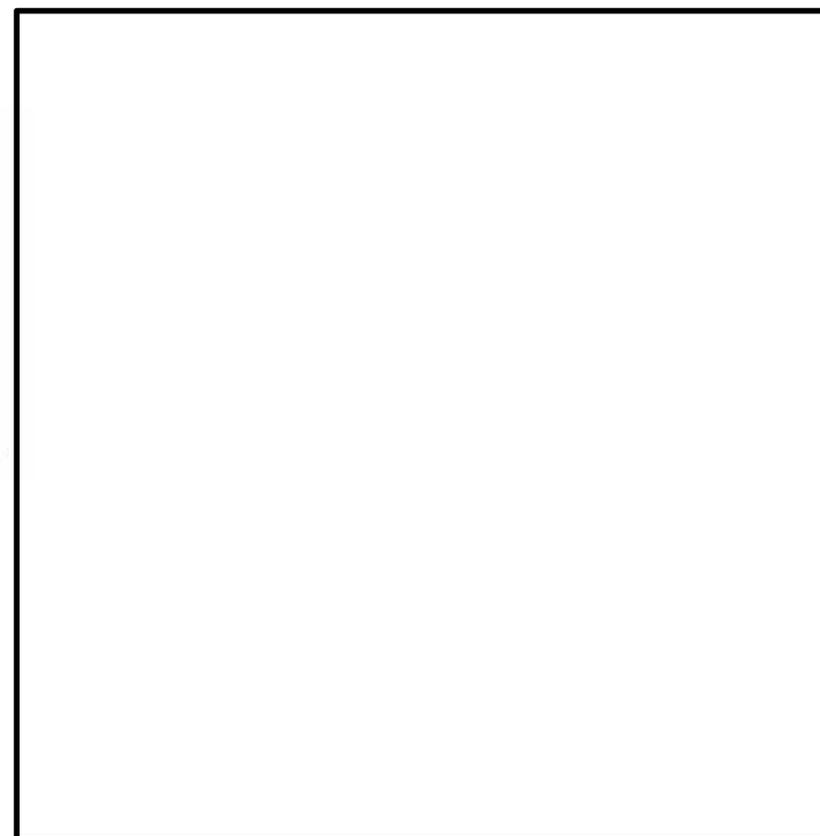


図6.2 漏えい検知器配置図

【重要区画の水密化】

水密扉の設置並びに既設扉の補強を実施し、重要な設備が設置されている区画の水密化を図る。

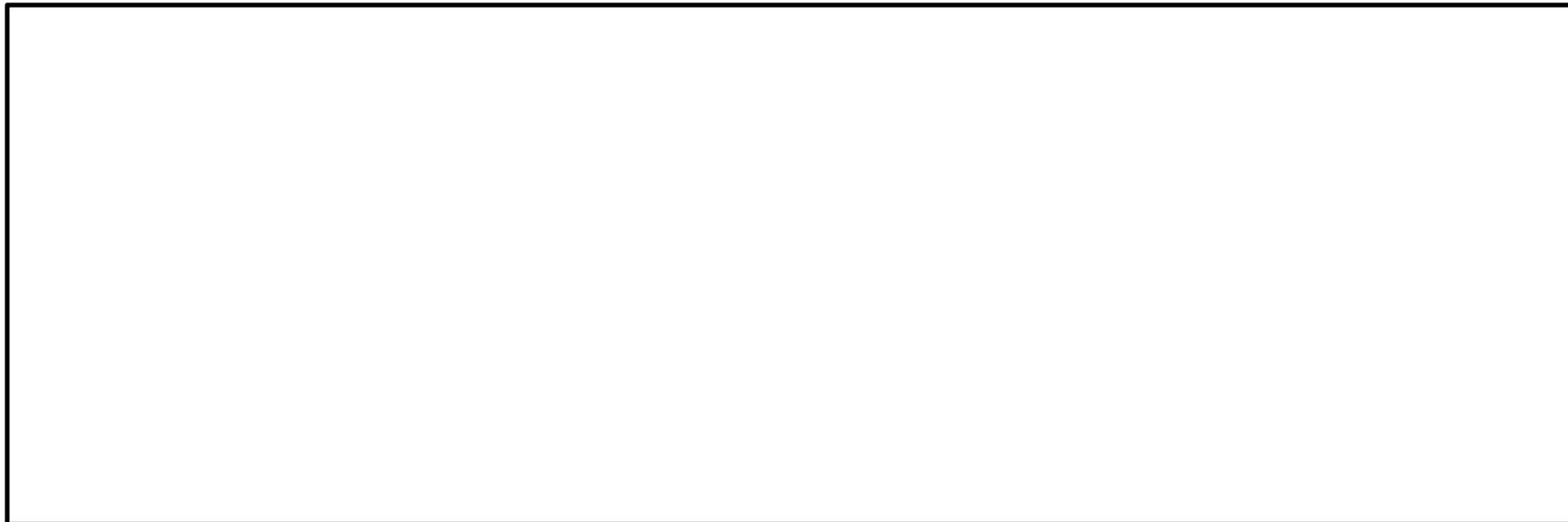


図6.3 原子炉建屋水密区画図

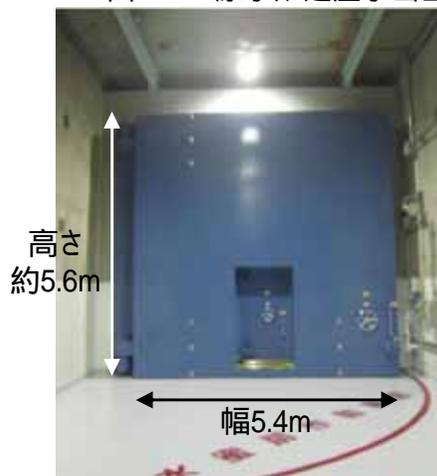
○ : 水密扉設置箇所
— : 区域分離壁

【重要区画】

重要な設備が設置されている建屋、区域を重要区画として、防水を目的とした壁及び水密扉にて区画、分離する。



厚さ約0.9m



高さ
約5.6m

幅5.4m

(原子炉建屋機器搬入口扉)
扉総重量約19ton(既設)

図6.4 水密扉設置状況

【重要区画の水密化】

地下水による影響評価

- ・ 溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋，タービン建屋等の周辺地下部に排水設備(サブドレン)を設置しており，地震によりすべての排水ポンプが同時に機能喪失した場合は，仮設分電盤及び仮設ポンプを常備していることから排水は可能。
- ・ 建屋地下部の配管等の貫通部における止水措置としては，敷地への津波浸水等も考慮した仕様とすることから，30m耐水压相当の仕様とするため，地下水の上昇時においても影響はない。



図6.5 サブドレン概要図



図6.6 貫通部止水対策(例)

【使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策】

使用済燃料プール溢水量の評価

- ・基準地震動 S_s におけるスロッシングによる使用済燃料プール溢水時の水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能に必要な水位が確保されていることを、3次元流動解析により算定。

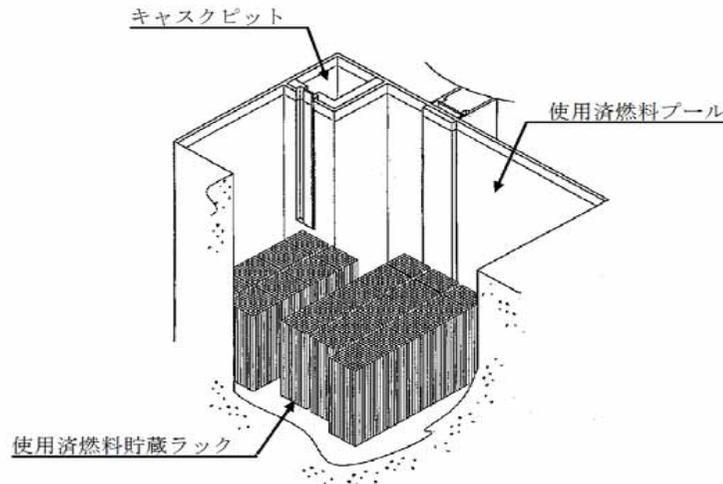


図6.7 使用済燃料プール概要図

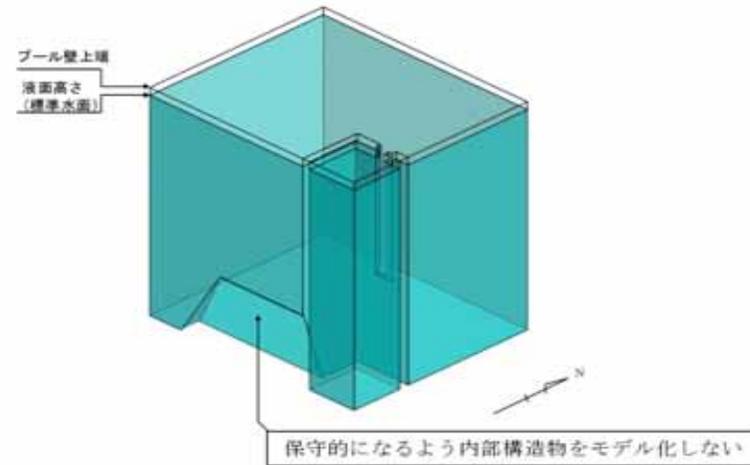


図6.8 使用済燃料プールのモデル概要図

使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

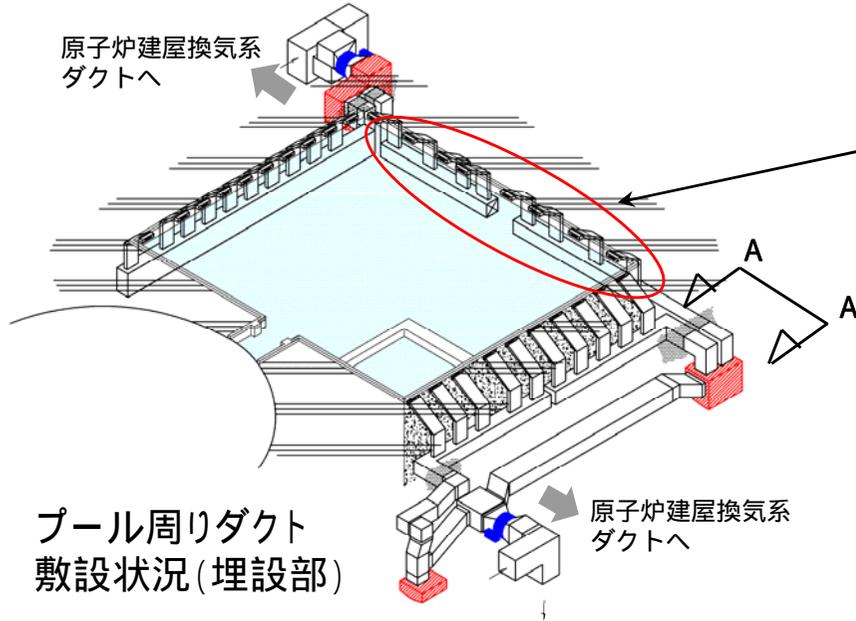
- ・使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されること及び冷却機能維持への影響はないことを確認

表6.1 使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料 プール水位(m) 1	遮蔽に必要な 水位(m) 2	循環に必要な 水位(m) 3
10.75 (EL.45.495)	10.45 (EL.45.195)	11.337 (EL.46.082)

- 1 地震によるスロッシング水量分の水位低下を反映(全溢水量81.49m³で評価)
- 2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(1.0mSv / h)を満足する水位
- 3 スキマサージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位
一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はない。

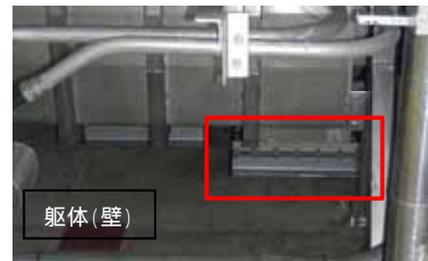
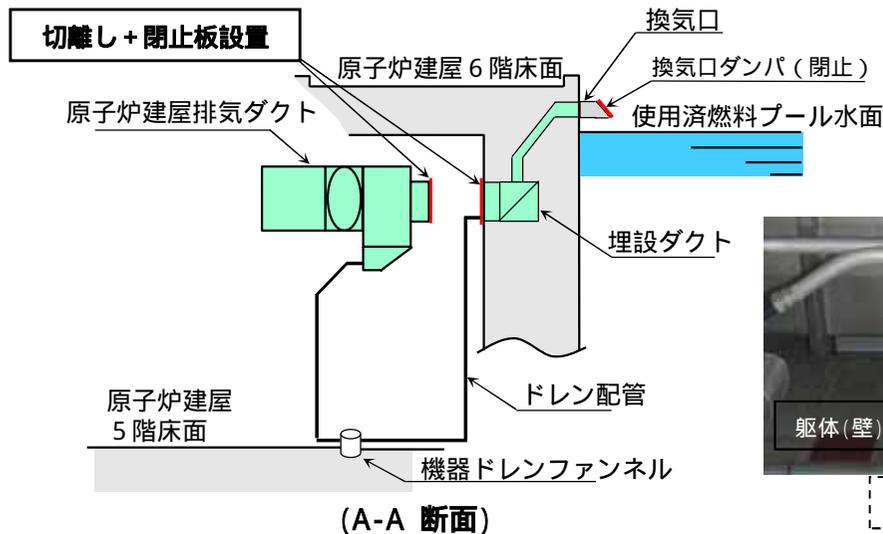
スロッシングに起因する使用済燃料プール水のダクト流入による下層階等への溢水影響を防止



【対策内容】

- ・プール側換気口の閉止
- ・空調ダクトから切離し
- ・埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置

図6.9 プール側ダクト換気口(現状)



下から見た状況

図6.10 閉止板設置箇所

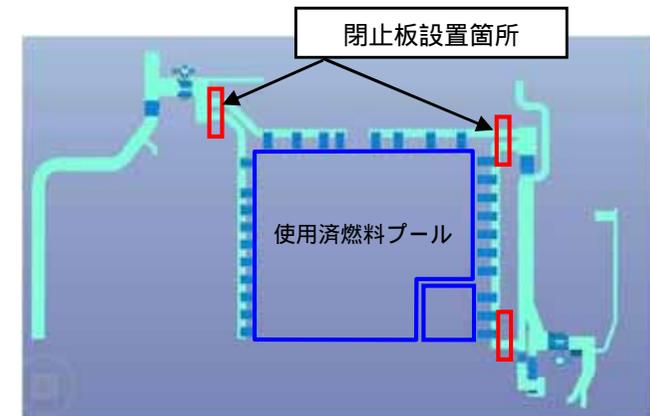


図6.11 ダクト敷設状況(平面図)

溢水影響評価

- ・タービン建屋における溢水については、循環水管の伸縮継手破損及び地震に起因する耐震B，Cクラス機器の破損を想定。循環水ポンプを停止，復水器出入口弁を閉止するまでの間に生じる溢水量と耐震B，Cクラス機器の保有水による溢水量を合算した水量が，タービン建屋空間部に滞留するものとして没水評価を実施。
(漏洩検知器による循環水ポンプ停止と隔離弁閉インターロックを考慮)

<想定破損による没水影響評価結果>

- ・循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量11,287m³は，タービン建屋の最下層(E.L.-4.00m ~ E.L.-1.60m)の貯留可能容積2,784 m³より大きいことから，地下1階範囲は溢水により没水するが，代替設備への切替が可能のため，安全機能への影響はない。また，溢水量がタービン建屋の溢水を貯留できる空間容積を上回らないことから，タービン建屋内の地下部に滞留が可能であり，**原子炉建屋への溢水の流出はないことを確認**

表6.2 タービン建屋の溢水を貯留できる空間容積

タービン建屋階層	空間容積 (m ³)
E. L. -4.00 ~ E. L. -1.60m	約 2,784
E. L. -1.60 ~ E. L. 5.50m	約 17,326
E. L. 5.50 ~ E. L. 8.20m	約 6,589
合計	約 26,699



図6.12 タービン建屋断面図

<地震起因による没水影響評価結果>

- ・循環水系配管の伸縮継手部からの溢水量と耐震B，Cクラス機器の保有水量を合計した溢水量は，タービン建屋の貯留可能容積より小さいことから，タービン建屋内の地下部に貯留可能で，**原子炉建屋への流出がないことを確認**

20,910m³ (地震起因による溢水量) < 26,699m³ (タービン建屋地下部の貯留可能容積)

貫通部止水対策は，裕度を見込みT.P.+8.2mまで実施

想定破損による溢水影響評価

- ・循環水ポンプエリアでの想定破損による溢水が、隣接する海水ポンプエリアの防護対象設備である**残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ等の設置エリアに流出しないことを確認**

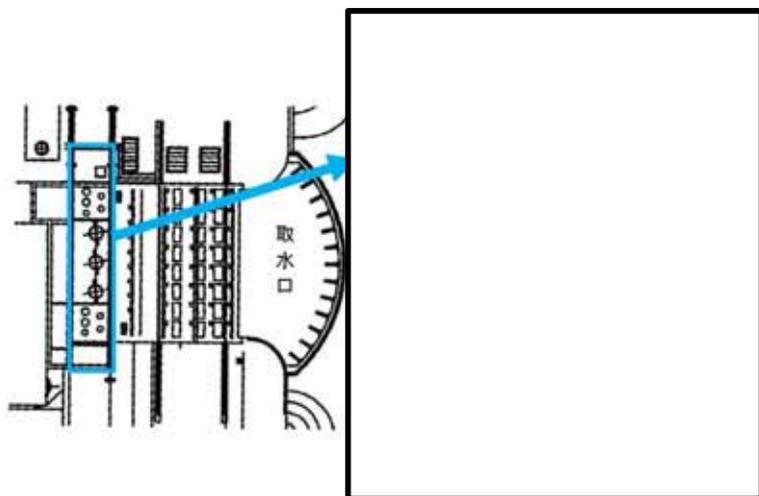


図6.13 海水ポンプエリア平面図

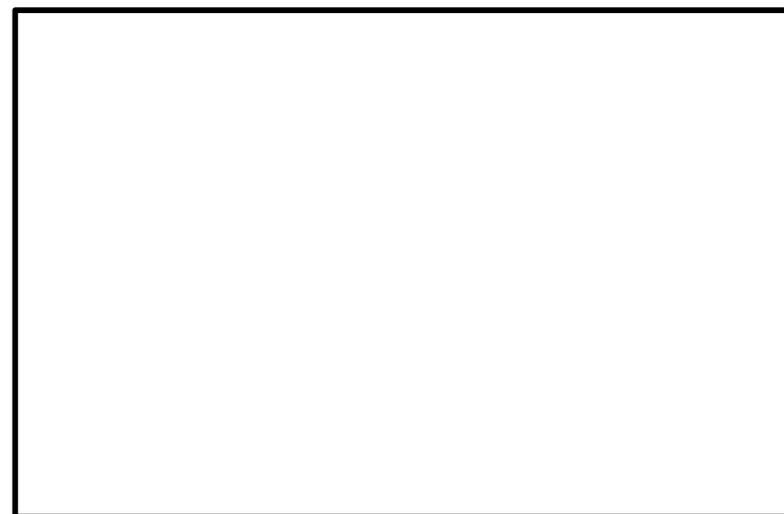


図6.14 海水ポンプエリア断面図

地震起因による溢水影響評価(伸縮継手の破損考慮)

- ・地震起因により溢水源となりうる機器のうち、破損の生じるおそれがある伸縮継手部を溢水源として評価。溢水量が、海水ポンプエリア躯体壁上部から流出する際の越流水深は0.14mであり、**既設分離壁の高さを越えて、防護対象設備の設置されている区画に流入しないことを確認**

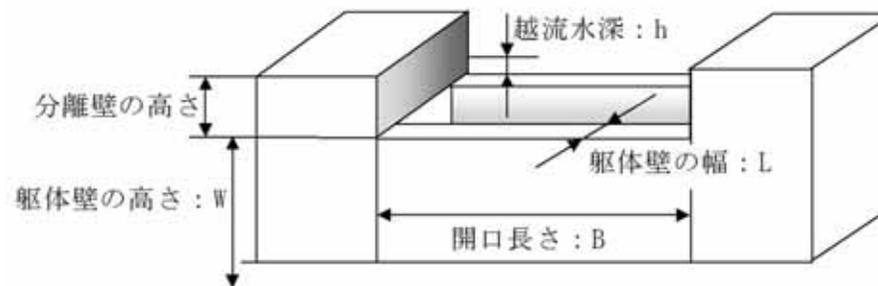
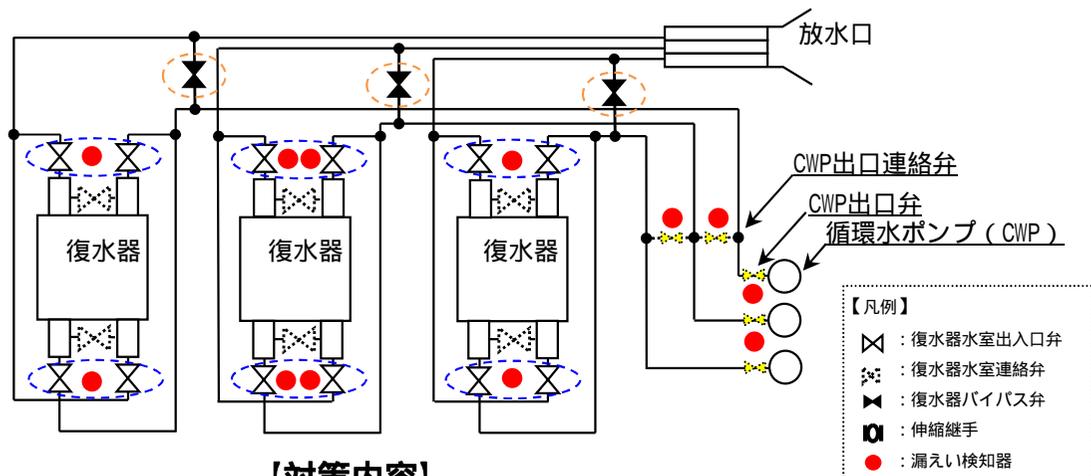


図6.15 海水ポンプエリアモデル図

浸水量の低減対策



【対策内容】

- ・循環水ポンプ出口のゴム伸縮継手を可撓継手に交換することで、継手の破損幅を80mmから7mmに削減し、地震時に発生するポンプエリアでの浸水量を約1/10に低減。
- ・伸縮継手部の溢水を検知し、循環水ポンプを停止するとともに復水器出入口弁及びポンプ出口弁を閉止するインターロックを設置することで、タービン建屋内に流入する浸水量を削減し、系外への漏れも防止する。

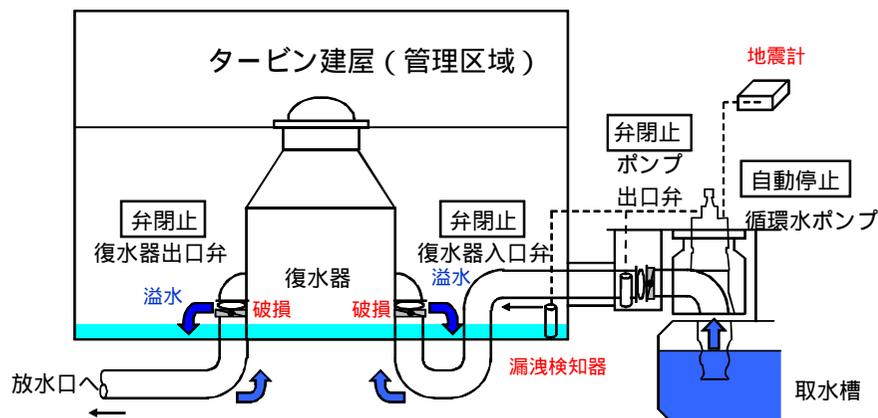
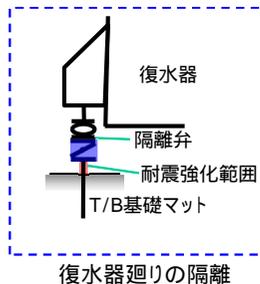


図6.17 対策概要図



図6.16 循環水ポンプ出口管及び伸縮継手

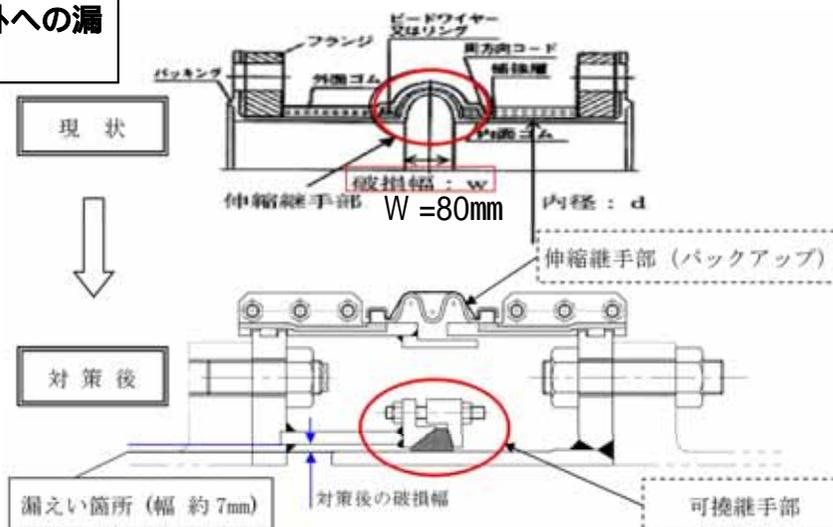


図6.18 循環水ポンプ出口伸縮継手対策概要

屋外タンクの溢水による影響評価

- ・発電所敷地近傍にある屋外タンク等の溢水が**重要な設備が設置されている建屋**，**区画**に与える影響を評価。
- ・評価した水位は，**重要区画への浸水水位に達しないことから影響なし。**



図6.19 屋外タンク等の配置図(各No.位置に配置)

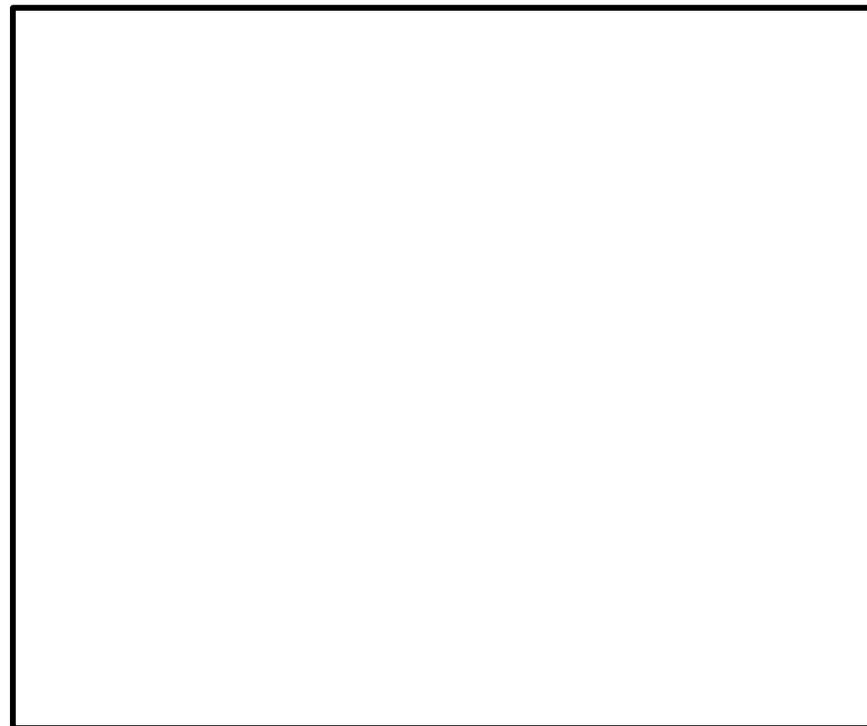


図6.20 東海第二発電所敷地のレベル図

表6.3 屋外タンク等による溢水影響評価結果(E.L.+8.0mエリア)

E.L.+8.0m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	敷地面積 (m ²)	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2 ^{※1}	7,408	151,000	0.1	○
タービン建屋	0.2 ^{※1}				○
使用済燃料乾式 貯蔵建屋	0.3 ^{※1}				○

※1 設置高さから敷地レベル E.L.+8.0m を引いた値 (設計床高さまでの高さ)

表6.4 屋外タンク等による溢水影響評価結果(E.L.+3.3mエリア)

E.L.+3.3m エリア	許容 浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	海水ポンプ室周り の滞留可能容積 (m ³)	敷地 浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室	約 4.0 ^{※2}	7,408	9,000	2.4	○

※2 既設分離壁の上端から設置高さを引いた値

溢水対策のまとめ

原子炉建屋での対策

- ・溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等にて溢水防護区画への流入防止対策を行う
- ・多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水等により機能が損なわれない別区画に設置するため、区画間の流入を防止する対策や溢水発生区画からの拡大を防止する
- ・地震時に想定される機器の破損等による溢水については、耐震補強等により溢水量を削減する

タービン建屋での対策

- ・機器の破損等による溢水を想定した場合でも、建屋地下部に漏えい水を滞留させることが可能であり、外部への漏えいを防止する

海水ポンプエリアでの対策

- ・溢水影響の大きい循環水配管の破損に対し、インターロックによる早期隔離対策を実施する
- ・多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水等により機能が損なわれない別区画に設置するため、区画間の流入を防止する対策や溢水発生区画からの拡大を防止する

建屋及び区画外からの溢水対策

- ・発電所敷地内にある屋外タンク等の破損、降水、地下水の上昇による溢水についても、壁、扉、堰等にて重要な設備が設置された建屋・区画への流入防止対策を行う

これら溢水対策を実施することで、地震時に想定する機器の破損等による溢水だけでなく、自然災害や火災発生時、保守的に想定した機器の破損により生じる溢水に対しても、プラントの安全機能を維持するとともに、発生した溢水を外部に漏えいさせないこととする。

補足説明資料 内部溢水への対応について

補足説明資料 目次

1. 規制の概要	25
2. 安全機能の多重性又は多様性及び独立性確保と溢水対策の考え方	26
3. 溢水の想定と評価の保守性	32
4. 東北地方太平洋沖地震による使用済燃料プールスロッシング発生と冷却状況	36
5. 使用済燃料プールのスロッシング周期及び発電所で想定する地震動の影響	37
6. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水に対する主な対策	53
7. 溢水対策設備の運用方法, 点検計画, 健全性確認	59
8. 水密扉の開閉状態の表示及び運用管理	67
9. 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	69

< 第9条 >

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

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

基準及びガイド要求に従い、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないことを以下のように確認している。

重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料プールの冷却及びプールの給水機能を有する系統を抽出し、それらの系統から防護すべき対象設備を抽出

発電用原子力施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統等の作動又は使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水量を基準に従い算出

発生する溢水量に加え単一故障を仮定しても防護すべき対象設備の機能(安全保護機能等)が喪失しないことを確認

(1) 安全機能の多重性又は多様性及び独立性の確保

原子炉の安全確保に際して、**原子炉の高温及び冷温停止(原子炉の安全停止等)を達成・維持**するため要求される機能として、「**バウンダリの健全性**」,「**止める**」及び「**冷やす**」と、これらに「**関連する電源供給や計測制御**」の機能が**必要であり、それぞれの機能を確保するために必要となる系統について、多重性又は多様性及び独立性を確保して設置する。**

仮に、**多重化等を施した系統の1つが使用できない状態であっても、残りの系統により要求されている機能を確保可能とする。**

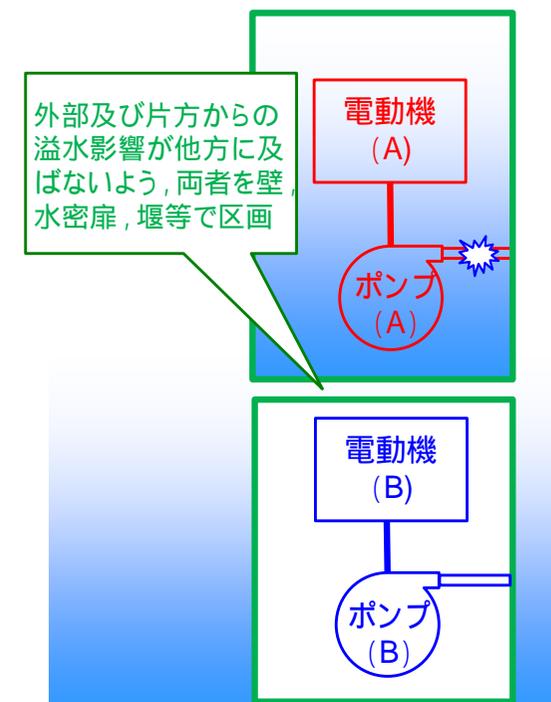
(2) 安全機能の考え方を踏まえた溢水防護対策 < 別紙参照 >

(1)の安全機能確保の考え方を踏まえた溢水防護対策として、**溢水防護対象設備**を定め、それぞれに**溢水防護区画**を設定し、溢水が生じた場合でも**原子炉の安全停止等を確保できるようにする。**

・**特定の区画で溢水が発生し、当該系統・設備の機能喪失を想定しても、多重化された系統が同時に機能喪失しないように溢水防護の観点から対策***を施すことで、**原子炉の安全停止等に必要なもう片方の系統機能を維持可能とする。**

・上記の防護対象として使用済燃料プールの冷却・給水機能も対象

* 溢水防護区画(壁, 水密扉, 堰の設置), 防滴仕様・蒸気耐性機器への取替, 等



同じ機能を有する
2系統のポンプ・電動機の
溢水防護対策イメージ

(3) 溢水防護対象設備と溢水防護区画の設定

溢水防護区画(壁, 堰, 扉, 階段等の段差又はそれらの組合せ)により他の区画と分離し, 溢水により多重化された溢水防護対象設備の機能が喪失しても, もう片方の系統機能を維持可能とする。

溢水防護区画は, 多重化・多様化した系統・設備毎にそれぞれ設定。具体的な対策は以下参照

安全機能と溢水防護区画の対応(原子炉建屋地下2階)

機能	主な溢水防護区画	系統
電源供給機能	非常用ディーゼル発電設備(2C) 非常用ディーゼル発電設備(2D) 高圧炉心スプレイ系(HPCS) ディーゼル発電設備	3
	6.9kV電源盤(2C) - 6.9kV電源盤(2D)(他階設置) 6.9kV電源盤(HPCS)	3
原子炉注水機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B) 残留熱除去系ポンプ(C)	6
除熱機能	残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B)	2

- は防護対象区域境界線を示す。
- は溢水防護区域の区画番号を示す。
- は管理上の区画番号を示す。

2. 安全機能の多重性又は多様性及び独立性確保と溢水対策の考え方 (3 / 3)



(4) 溢水評価における安全機能の確保の判定

溢水影響評価では溢水防護区画毎に溢水防護対象設備の没水等による機能喪失の有無を判定し、最終的に原子炉の安全停止等の達成に必要な安全機能が確保されていることを確認した。

安全機能の判定は、原子炉の停止、注水、除熱等の機能毎に設定した以下の判定基準を用いる。

評価対象	原子炉施設																
安全機能	緊急停止機能		未臨界維持機能			高温停止機能					原子炉隔離時注水機能		手動逃がし機能				
機能判定	*1		*1			*1					*1		*1				
主たる系統	水圧制御ユニット (HCU)		水圧制御ユニット (HCU)		ほう酸水注入系 (SLC)		自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	自動減圧系 (ADS)	残留熱除去系 (RHR)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	逃がし安全弁 (SRV)	自動減圧系 (ADS)	
系列 (安全区分)	- (系)	- (系)	- (系)	- (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	A系 (系)	- (系)	B系 (系)	B系 (系)	C系 (系)	- (系)	- (系)	- (系)	A系 (系)	B系 (系)
系列の判定	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*	*2	*2	*2
安全機能の維持	機能維持 HCU() and HCU()		機能維持 {HCU() and HCU()} or {SLC(A) and SLC(B)}			機能維持 ADS(A) and {RHR(A) or LPCS}			機能維持 ADS(B) and {RHR(B) or RHR(C)}			機能維持 HPCS	機能維持 RCIC or HPCS		機能維持 SRV() or ADS(A) or ADS(B)		
機能維持 2区分以上																	

評価対象	原子炉施設								使用済燃料プール						中央制御室				
安全機能	冷温停止機能		閉じ込め機能				監視機能		冷却機能				給水機能		中央制御室換気機能				
機能判定	*1		*1				*1		*1				*1		*1				
主たる系統	残留熱除去系 (RHR)		隔離弁機能 (PCIS)		非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系 (FRVS・SGTS)		可燃性ガス濃度制御系 (FCS)		事故時計装系		燃料プール冷却浄化系 (FPC)		残留熱除去系 (RHR)		燃料プール補給水系 (CST)	残留熱除去系 (RHR)		中央制御室換気空調系 (MCR-HVAC)	
系列 (安全区分)	A系 (系)	B系 (系)	- (系)	- (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)	-	A系 (系)	B系 (系)	A系 (系)	B系 (系)
系列の判定	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2	*2
安全機能の維持	機能維持 RHR(A) or RHR(B)		機能維持 PCIS() or PCIS()		機能維持 FRVS・SGTS(A) or FRVS・SGTS(B)		機能維持 FCS(A) or FCS(B)		機能維持 A系 or B系		機能維持 FPC(A) or FPC(B) or RHR(A) or RHR(B)				機能維持 CST or RHR(A) or RHR(B)		機能維持 MCR-HVAC(A) or MCR-HVAC(B)		
機能維持 PCIS and FRVS・SGTS and FCS																			

*1: *2の判定結果より、最終的に機能判定がすべて になることを確認する。

*2: 各区画の溢水影響を評価し、系列毎に 又は x を判定する。

注: A系、B系の両系列は、設備本体、電源系・制御系等がすべて独立しており、またそれぞれに施した溢水対策により、仮に溢水により片系が機能喪失しても、他方の系の機能に影響を与えない。

<別紙> 溢水防護対象設備と溢水防護区画等の設定 (1 / 3)

* 本文「2. 溢水防護対象設備の設定」再掲



「溢水防護対象設備」を以下のとおり設定する。

重要度の特に高い安全機能を有する系統がその安全機能を適切に維持するために必要な設備

・「重要度分類審査指針」より、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に必要な構造物、系統及び機器を抽出

使用済燃料プールの冷却・給水機能を適切に維持するために必要な設備

・燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系を抽出

防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定

- ・上記で抽出した系統、設備について、図のフローに従い溢水影響評価の対象となる設備を抽出
- ・溢水影響評価の対象外とする考え方は表のとおり。

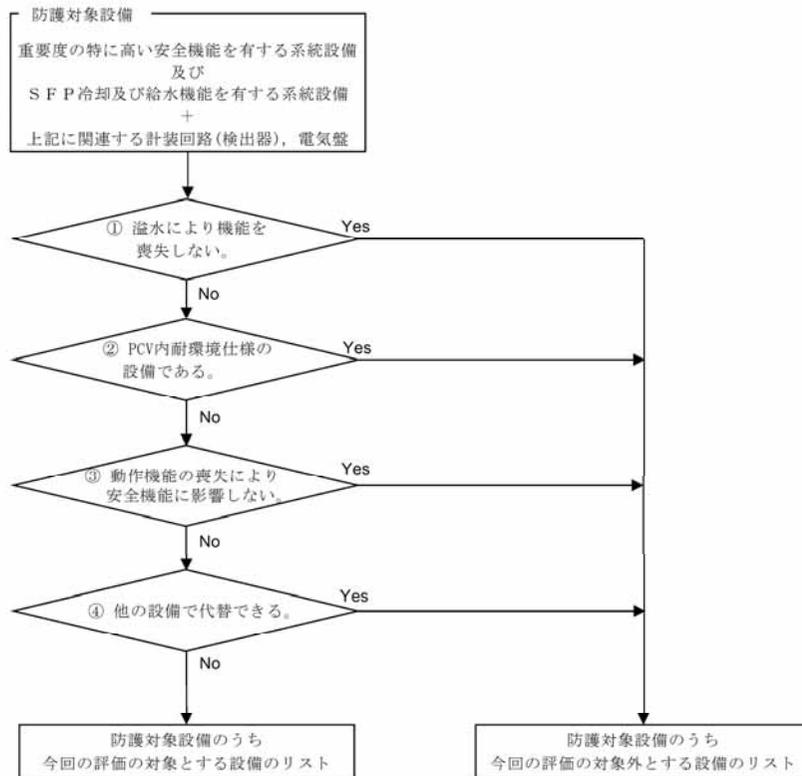


図 防護対象設備のうち溢水影響評価対象の選定フロー

表 溢水影響評価の対象外とする理由

各ステップの項目	理由
① 溢水により機能を喪失しない。	容器、熱交換器、ろ過脱塩器、フィルタ、安全弁、逆止弁、配管等の静的機器は、構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないことから、溢水により機能喪失はしない。
② PCV内耐環境仕様の設備である。	PCV内設備のうち、温度・圧力条件及び溢水影響を考慮した耐環境仕様の設備は、溢水により機能喪失しない。 なお、対象設備が耐環境仕様であることの確認は、メーカー試験等で行った事故時の環境条件を模擬した試験結果を確認することにより行う。
③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない。	機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁等は、機能喪失しても安全機能に影響しない。
④ 他の設備で代替できる。	他の設備により要求機能が代替できる設備は、機能喪失しても安全機能に影響しない。

※フェイルセーフ設計となっている機器であっても、電磁弁、空気作動弁については、溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類。

<別紙> 溢水防護対象設備と溢水防護区画等の設定 (2 / 3)

* 本文「2. 溢水防護対象設備の設定」再掲 

【溢水防護対象設備等の選定】

(1) 「発電用軽水炉型原子力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」)に基づき、発電用原子炉施設において溢水が発生した場合に、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持するために必要な機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を抽出し、溢水による影響を考慮して、これらの機能に必要なポンプ、電動機、弁、計器等、およびこれらに関連する電源盤、制御盤等を抽出

◆ 原子炉の緊急停止機能や原子炉停止後の除熱機能及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能として、これらを達成するために必要な系統等を抽出

原子炉の安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能の抽出	安全停止及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を達成するための系統
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ
原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁機能) <small>: 非常時に原子炉の圧力を下げるための安全弁</small>
原子炉停止後の除熱機能 他	自動減圧系 ¹ 、逃がし安全弁(手動逃がし機能) ² <small>1: 原子炉水位低信号等により逃がし安全弁を動作させ炉心の圧力を下げるための系統 2: 逃がし安全弁を手動で動作させる機能</small>
	原子炉隔離時冷却系 <small>: 原子炉で発生した蒸気を駆動現として原子炉に外から注水する系統</small>
	残留熱除去系(停止時冷却モード) <small>: 原子炉から崩壊熱を除去し冷温停止させるための系統</small>
	高圧炉心スプレイ系 他 <small>: 事故時に外から原子炉に注水する系統(非常用炉心冷却系の一部)</small>
放射性物質の閉じ込め機能 他	原子炉格納容器
	非常用ガス処理系 他 <small>: 事故時に原子炉建屋の負圧を維持し、放射性物質の拡散を防止する系統</small>

(2) 使用済燃料プールの冷却及びプールへの給水機能を維持するために必要な機能・系統

◆ 使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な系統として残留熱除去系等を選定

使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能の抽出	使用済燃料プールの冷却及び給水に必要な機能を達成するための系統
使用済燃料プールの冷却及び給水機能	燃料プール冷却浄化系
	残留熱除去系他

◆ 上記の防護対象設備が設置されている区域、区画を「評価エリア」として区分し、溢水影響評価を行い、多重化された系統が同時に機能を失うことなく、発電所の安全機能が維持できる設計であることを確認する。

◆ 地震時の評価については、同時に溢水防護対象機器の単一故障も想定して評価を実施する。

< 別紙 > 溢水防護対象設備と溢水防護区画等の設定 (3 / 3)

* 本文「2. 溢水防護対象設備の設定」再掲 

防護対象設備が設置され、浸水防護を行う建屋、区域等を耐津波設計において、「浸水防護区画」として設定し、基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。(内部溢水の評価においても、建屋外で発生する津波等の影響を防止する必要があることから同様の対策を実施する)

浸水防護区画を、以下の観点から「溢水防護区画」として区分する。

- ・ 溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路
- ・ 溢水防護対象設備が設置されている区画で、壁、堰、扉、階段等の段差又はそれらの組合せによって他の区画と分離され、溢水防護の観点から1つの単位と考えられる区画

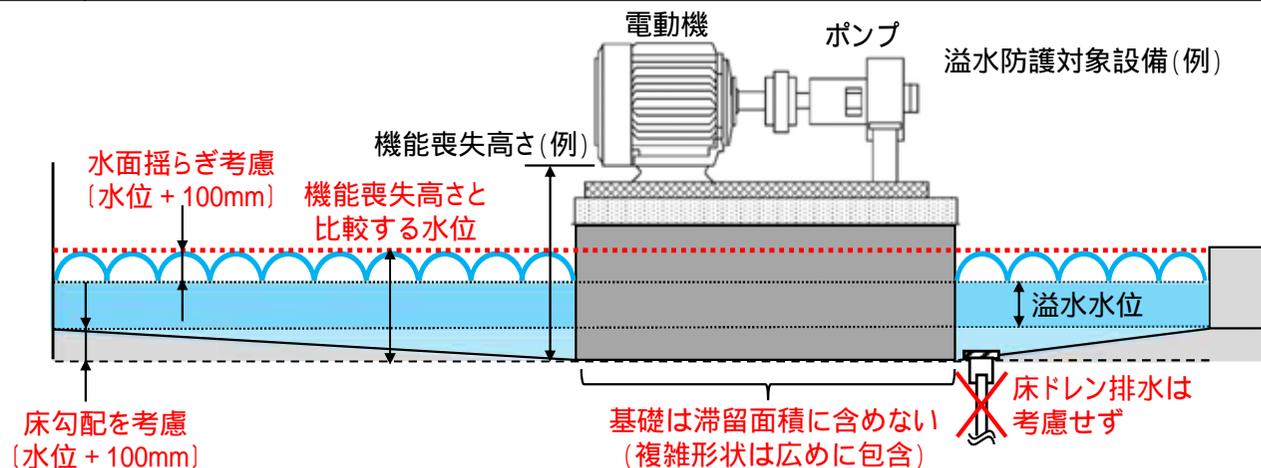


区域・区画区分図 (原子炉建屋 地下2階)

3. 溢水の想定と評価の保守性 (1 / 2)

溢水の想定及び評価では、機器の偶発的な破損に伴う溢水，地震等の自然現象に伴う溢水，火災時消火活動等，種々の起因事象による溢水を想定し，溢水評価にて溢水発生時の実現象を十分包含するよう，溢水源，滞留面積，溢水水位等をそれぞれ保守的に扱っている。＜別紙参照＞

項目	溢水想定・評価における主な保守性
想定破損による溢水(溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水)	
溢水源	・溢水源となる系統の 保有水量は1.1倍 とする。
滞留面積	・溢水した水位の算出に用いる床の滞留面積には， 機器の基礎等の占有面積は含めない 。 ・評価で用いる 床の滞留面積は0.7倍 とする。
溢水水位	・床ドレンによる排水が期待できる場合でも， 当該区画の溢水評価上は排水を考慮しない 。 (一方で，上層階からの流入の可能性のある場合は流入水を考慮する。) ・ 床勾配を考慮して最も高い場所を起点とする考えから，溢水水位を一律100mm上昇 (下図参照) ・ 水面の揺らぎを考慮し，溢水水位を一律100mm上昇 (下図参照) (溢水の流入状態や溢水源からの距離，人のアクセス等による一時的な水位変動)



没水による機能喪失
評価条件イメージ

3. 溢水の想定と評価の保守性 (2 / 2)



項目	溢水想定・評価における主な保守性
消火による溢水(発電所内の火災等の異常事態の拡大防止のため設置される系統からの放水による溢水)	
溢水源	<ul style="list-style-type: none"> ・消火設備からの放水の想定として2箇所同時に3時間の連続放水(屋内;合計放水量約47m³)を仮定しており、消防法上で要求される消火継続時間(20分間)に比べ長めの見積もりをしている。
滞留面積 溢水水位	<ul style="list-style-type: none"> ・「想定破損による溢水」と同様の保守性を考慮している。
地震による溢水(地震に起因する機器の破損等により生じる溢水)	
溢水源	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震B, Cクラスで基準地震動S_sの地震力に対する耐震性が確認されていない系統を溢水源とし、内包する水の全量放出を仮定。この系統の保有水量は1.1倍とする。
滞留面積 溢水水位	<ul style="list-style-type: none"> ・「想定破損による溢水」と同様の保守性を考慮している。
その他の溢水(地下水の流入, 降水, 屋外タンクの破損, 機器の誤作動や人的過誤による漏えい等)	
溢水源	<ul style="list-style-type: none"> 【地下水の流入, 降水】 <ul style="list-style-type: none"> ・建屋の止水措置により, 地下水は浸水防護区画に浸水しない。 ・想定する降水(雨水)強度は127.5mm/hであり構内排水路で排水可能 【機器誤作動による漏えい】 <ul style="list-style-type: none"> ・前頁表「想定破損による溢水」の溢水量で包含される。 【人的過誤による漏えい】 <ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検知システムによる早期検知・隔離対応が可能
滞留面積 溢水水位	<ul style="list-style-type: none"> 【屋外タンクの破損の評価】 <ul style="list-style-type: none"> ・滞留面積として, 敷地高さの低いエリアへの流出を考慮しない。 ・水位評価として, 構内排水路への流入や地中への浸透は考慮しない。

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520m³ 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

没水の影響に対する評価及び対策方針(機能喪失高さの設定)

- 発生した溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)が最も低い設備を選定し、機能喪失高さと溢水水位を比較し水位が上回らない設計とする。その際、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人のアクセス等による一時的な水位変動を考慮した裕度を確保した設計とする。また、溢水源となる系統の保有水量の算定にあたっては、10%の裕度を確保する。
- 水位の算出に用いる床の滞留面積は、機器等の占有面積を除外し、更に30%の裕度を考慮して算出する。

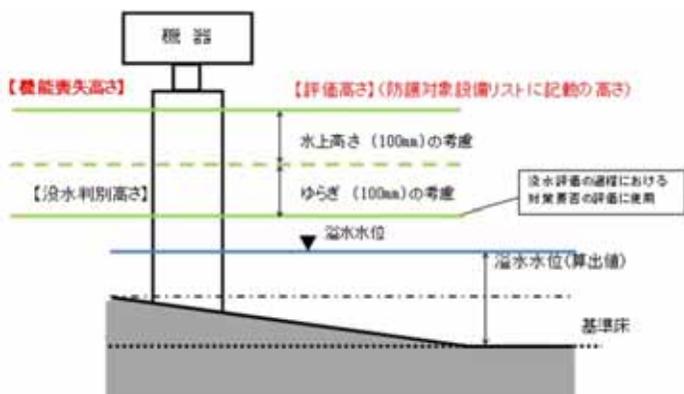


図1 内部溢水評価に用いる高さの関連図
(評価高さを機能喪失高さとする場合)

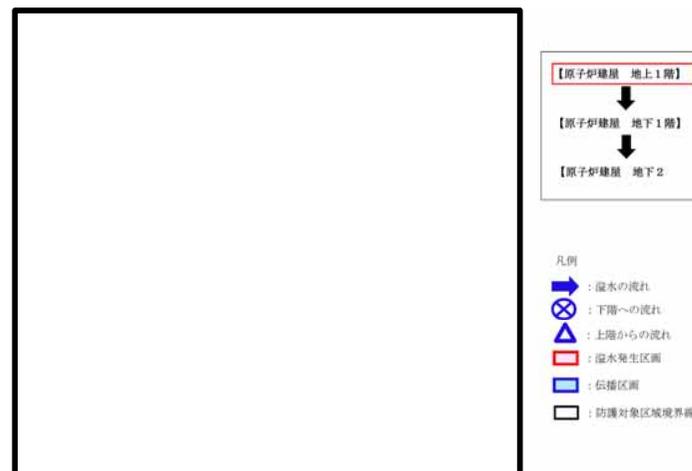


図2 溢水伝播経路概略図(例)

被水の影響に対する評価及び対策方針

- 溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水、及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護対象設備が被水により有害な影響を生じないように、保護構造を有する設計とする。
- 実機での被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等により、被水防護措置を実施
「JIS C 0920電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級

蒸気の影響に対する評価及び対策方針

- 防護対象設備の仕様(温度、湿度およびその継続時間等)と建設時に求めた蒸気漏えい発生時の環境条件を比較し、想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が、蒸気曝露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件(温度、湿度及び圧力)を超えない対策を行う。

4. 東北地方太平洋沖地震による使用済燃料プールスロッシング発生と冷却状況



東北地方太平洋沖地震発生以降の使用済燃料プール(以下「SFP」という。)の燃料体の冷却状況(2011/3/11～)

- ・地震によるSFPプール水スロッシング(揺動)による溢水発生, プール水位は通常水位より20cm低下(約25m³相当)^{*1}
- ・外部の水源(復水貯蔵タンク)からSFPに水張りをを行い, プール水位の回復
- ・外部電源喪失で停止した燃料プール冷却浄化系を起動して, プール水の冷却再開^{*2}
- ・SFPの水張り, 冷却用の設備の電源は, 非常用ディーゼル発電機(2C又は2D)からの給電で確保
- ・以上の対応により, SFPの安定的な冷却を継続

^{*1} 「使用済燃料プール水位高/低」警報発報。この水位低下時も燃料頂部より約7mの水位が確保され, 燃料冠水や放射線遮蔽への影響はなし。原子炉建屋6階のSFP周りでスロッシングによる溢水が生じたが, 溢水は床ドレンファンネル等を流下し下階タンク等に収集され, 原子炉の安全停止に影響を与えるような事象は生じていない。

^{*2} プール水温度: 冷却停止前27 冷却再開時29

平成23年3月11日14時46分
東北地方太平洋沖地震発生

SFPプール水の溢水発生
「SFP水位高/低」警報発報

(3月11日14:48)

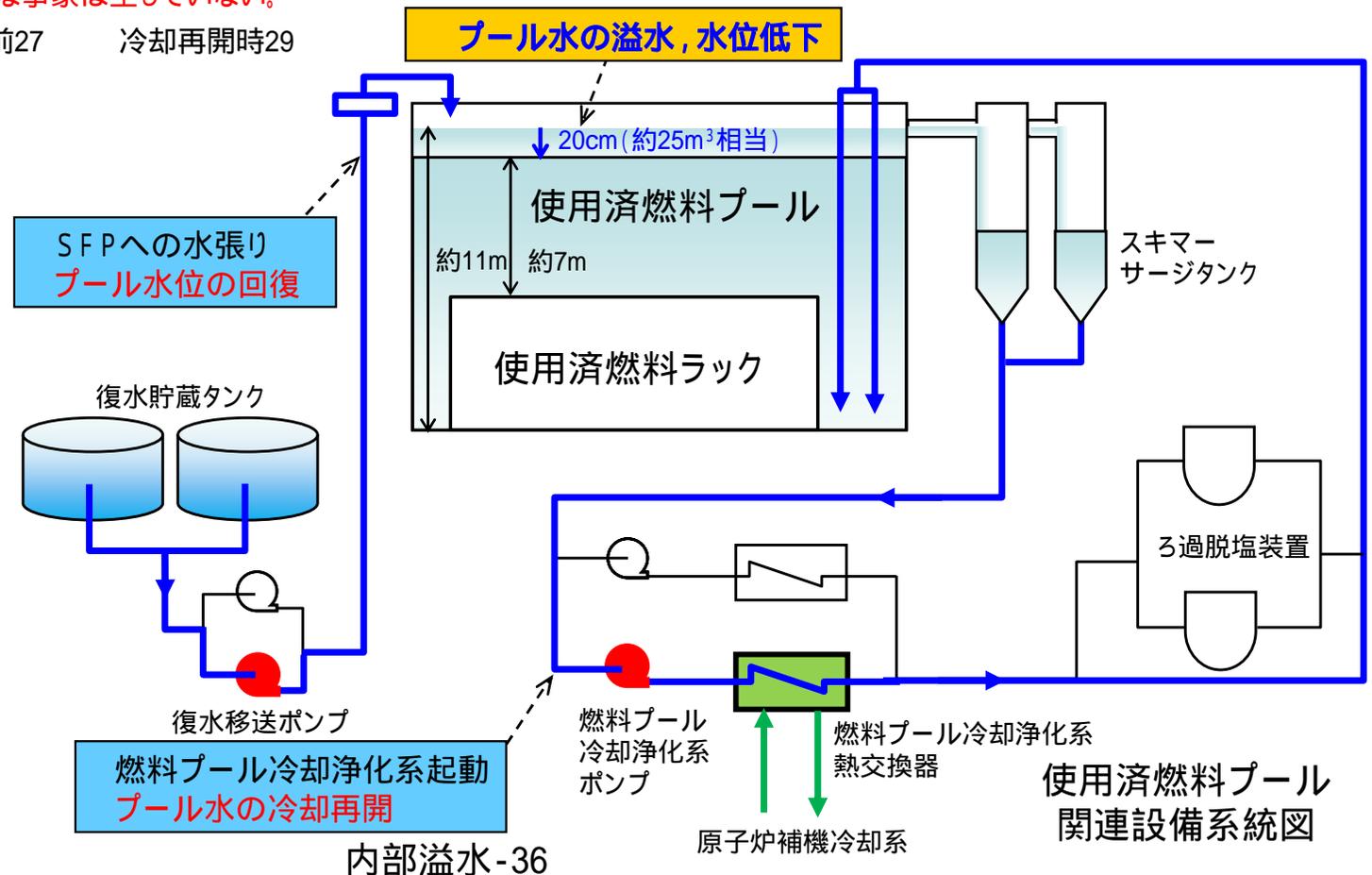
復水貯蔵タンクよりSFPへの水張り,
プール水位の回復

(3月11日18:51～22:13)

燃料プール冷却浄化系の起動
によるプール水の冷却再開

(3月12日18:14)

SFPの安定的な冷却継続



(1) 使用済燃料プールのスロッシングの特性

・一般に**矩形水槽のスロッシングの固有振動数は下式**のとおり。

$$f_n = \frac{1}{2\pi} \cdot \sqrt{\frac{(2n-1) \cdot \pi \cdot g}{L} \cdot \tanh\left\{\frac{(2n-1) \cdot \pi \cdot H}{L}\right\}}$$

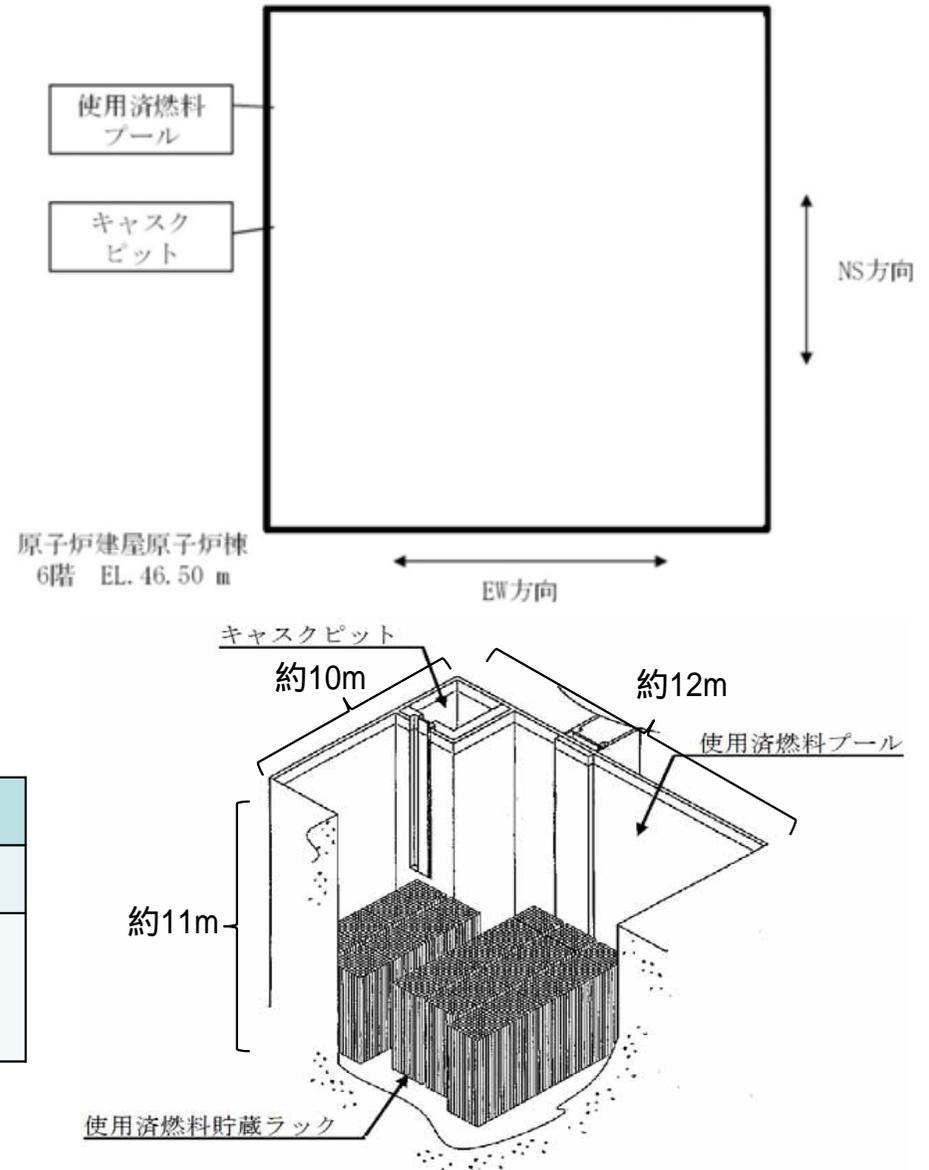
fn: n次の固有振動数 (Hz)
 g: 重力加速度 (9.8m/s²)
 L: プールの幅 (m)
 H: プールの深さ (m)

出典: 藤田勝久: タンクのスロッシング(その: 2矩形)タンク), 三菱振動マニュアル, 1976.7

・東海第二発電所の使用済燃料プールは矩形水槽に該当する。使用済燃料プールの仕様より上式を用いて**スロッシングの固有振動数・固有周期を求めると、以下のとおり**となる。

プール大きさ	プール水深	固有振動数 / 固有周期*	
		1次	2次
約12m × 約10m	約11m	約0.25Hz / 約3.9秒	約0.44Hz / 約2.3秒

* 代表長さとしてプール長尺側(12m)で算出

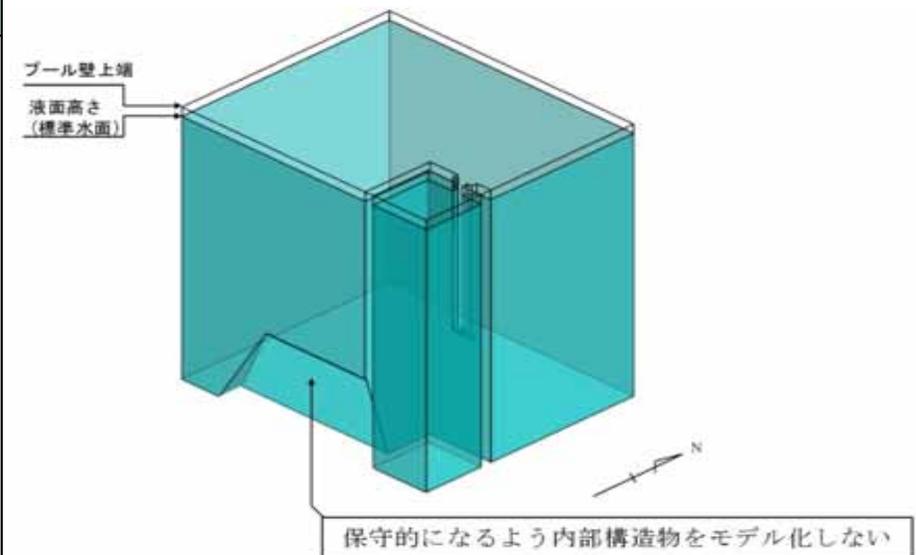


東海第二発電所 使用済燃料プール概要図

(2) 基準地震動による使用済燃料プールのスロッシング評価 < 別紙参照 >

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールのスロッシング評価は、汎用熱流体解析コードSTAR-CDを用いて使用済燃料プールを3次元でモデル化し、基準地震動 S_s による時々刻々の応答加速度を入力してプール水のスロッシングによる溢水量を3次元流動解析で評価している。
- ・基準地震動 S_s は東海第二発電所で起こり得る種々の地震を包含するよう8波を想定しているが、それぞれ周期や継続時間等の特性が異なり、スロッシングに最も影響する地震波を特定することは難しいため、すべての地震波のプールの応答加速度を用いてスロッシング評価を行った。
- ・各地震波による評価の結果、 S_s -13で最もスロッシングによる溢水量が多くなる結果(約 81m^3)が得られた。この結果に基づき地震による溢水の影響評価を実施している。

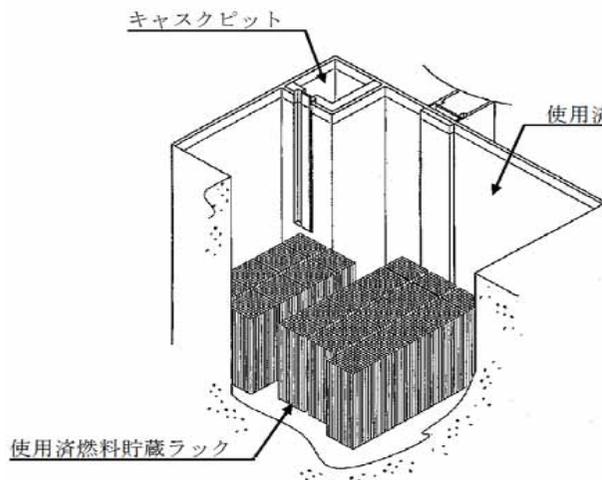
ケース名	入力地震動 (基準地震動)	スロッシングによる 溢水量(m^3)	地震による溢水 評価上の扱い
ケース1			最も溢水量が多い ケース4の 81.49m^3 に基づき、これに保 守性を考慮して1.1 倍した 89.64m^3 を地 震による溢水評価 に用いる。
ケース2			
ケース3			
ケース4			
ケース5			
ケース6			
ケース7			
ケース8			



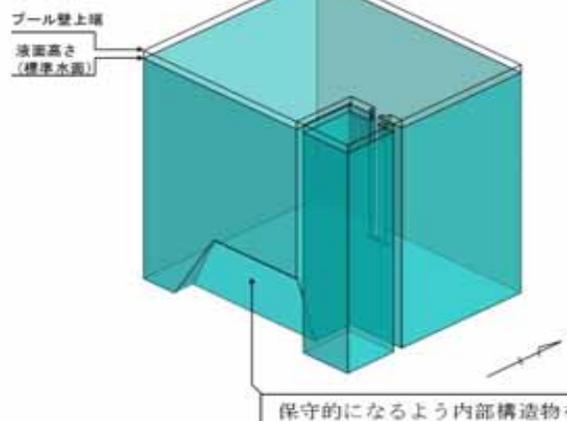
使用済燃料プールのモデル概要図

使用済燃料プール溢水量の評価

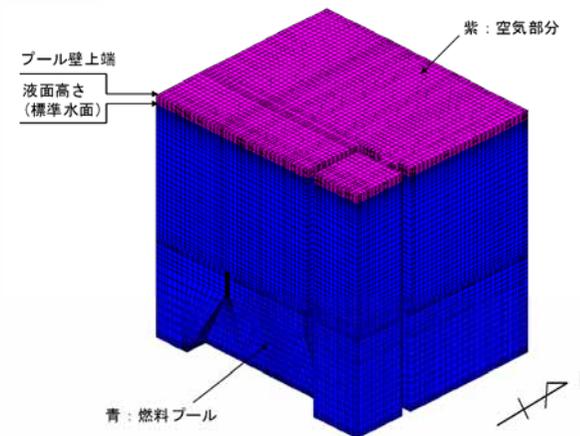
・基準地震動Ssにおけるスロッシングによる使用済燃料プール溢水時の水位を求め、プール冷却機能及び使用済燃料の遮蔽機能に必要な水位が確保されていることを、3次元流動解析により算定。



使用済燃料プール概要図



使用済燃料プールのモデル概要図



解析モデルメッシュ概要図

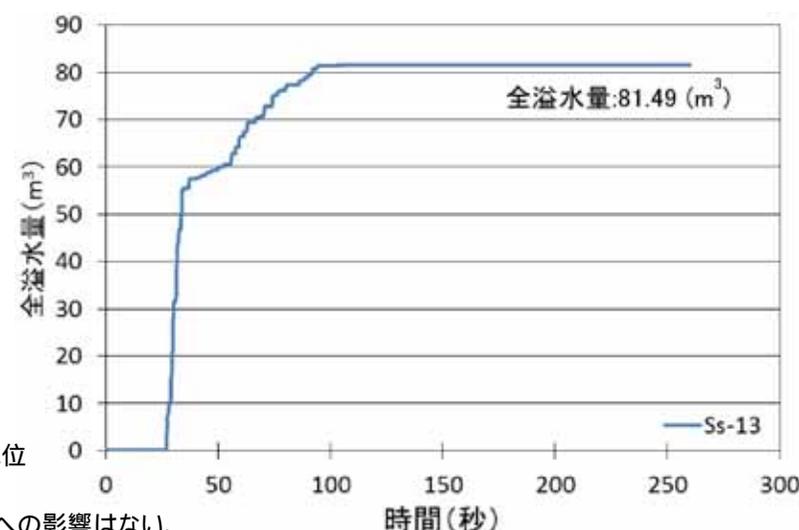
使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

・基準地震動Ssによるスロッシングに伴う水位低下時も、**使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されること及び冷却機能維持への影響はないことを確認**

使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料プール水位(m) 1	遮蔽に必要な水位(m) 2	循環に必要な水位(m) 3
10.75 (EL.45.495)	10.45 (EL.45.195)	11.337 (EL.46.082)

- 地震によるスロッシング水量分の水位低下を反映(全溢水量81.49m³で評価)
- 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である線量率(1.0mSv / h)を満足する水位
- スキマサージタンクに流入するオーバーフローに必要な水位
一時的にオーバーフロー水位を下回るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はない。



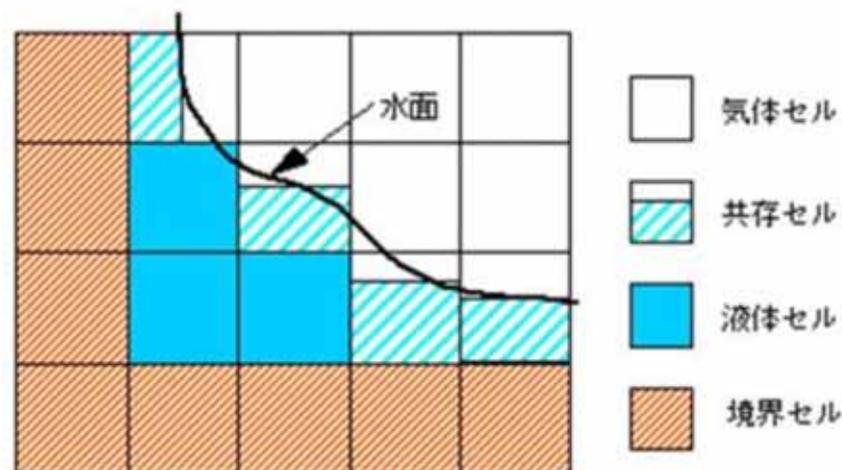
時間ごとの溢水量の変化(ケース4)

使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (1 / 3)

- ・東海第二発電所の使用済燃料プールのスロッシング評価は、**汎用熱流体解析コードSTAR-CD**を用いて使用済燃料プールを3次元でモデル化し、3次元流動解析によりスロッシング量を評価している。**汎用熱流体解析コードSTAR-CDの概要**を以下に示す。
- ・STAR-CDは、VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco社製の汎用熱流体解析コードである。**VOF法は、気液界面の変形を伴う三次元非定常流動現象を高精度で解析できる手法**であり、スロッシング現象の把握に適している。「**原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008**」において、**VOF法はスロッシング解析における精度の高い手法であり、複雑な容器形状や流体の非線形現象を考慮する場合に有効である**ことが記載されている。

VOF法について

VOF (Volume of Fluid) は各計算セルに含まれる液体の体積率を示す。ある計算セルが液体(水)で満たされていればVOF=1, 気体(空気)で満たされていればVOF=0 である。計算セル内に液体が部分的に存在している場合は、その割合に応じたVOF 値(0 < VOF < 1)が設定される。右図に計算セルの例を示す。



計算セルの例

以下にVOF法の計算の概略の流れを示す。

- (1) 質量保存式と運動量保存式から各計算セルの流速を求める。
- (2) 求めた流速をもとにVOF値に関する輸送方程式を解き、気液界面位置を決定する。
- (3) 時間を進めて上記計算を繰り返す。

使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (2 / 3)

・以下の検証を実施し、本解析コード(STAR-CD)によるスロッシング評価への適用性を確認している。

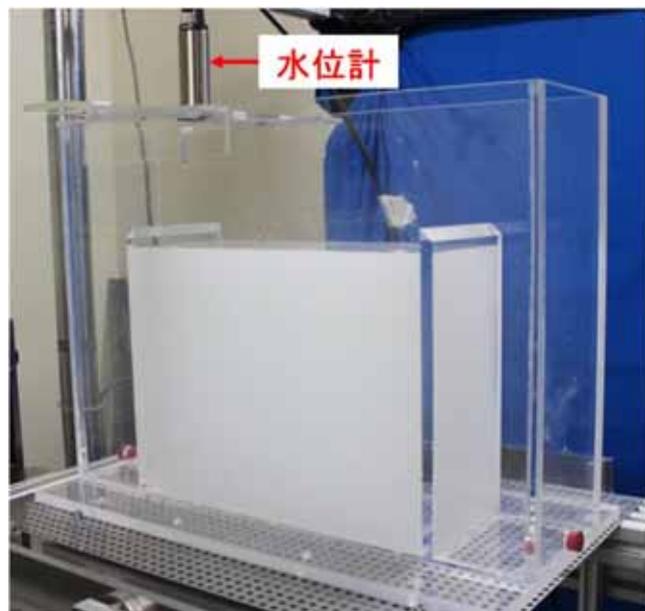
矩形容器を用いた振動試験及び解析を行い、試験と解析で波高及び溢水量がよく一致していることを確認

出典: 日本原子力学会 2017年秋の大会 使用済燃料プールの地震時溢水量評価に用いる解析コードの検証

(1) 振動試験

使用済燃料プールを模擬した試験体を加振し、水位計にて時刻歴波高を計測

- ・入力波 : 正弦波加振
- ・測定項目 : 液面水位, 台上の加速度



試験体

(2) 試験と解析の比較

試験と解析の時刻歴波高及び溢水量の比較

解析結果と試験結果はよく一致していることを確認

試験と解析の溢水量の結果

試験	212.4(cm ³)
解析	222.7(cm ³)



試験と解析の時刻歴波高の結果

使用済燃料プール溢水量評価の模擬性と保守性 (3 / 3)

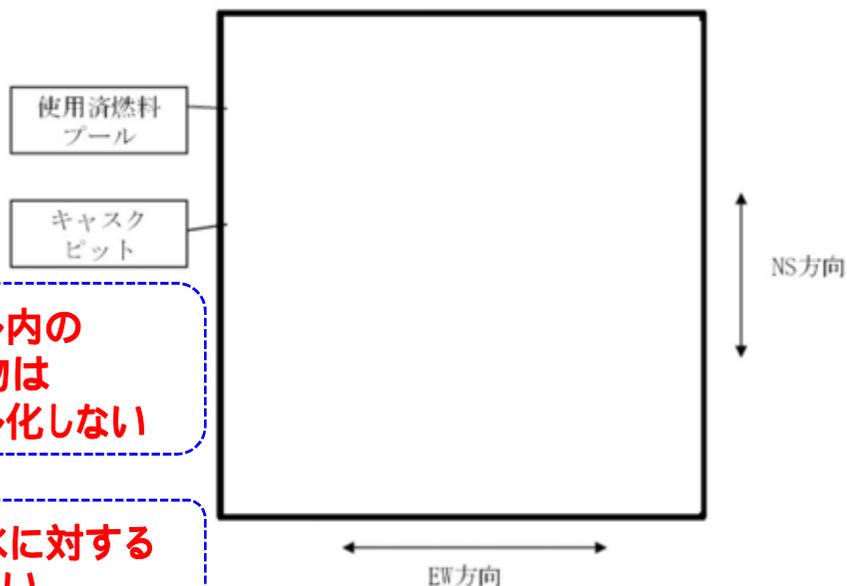
- ・ 3次元流動解析を用いた基準地震動S_s発生時のスロッシングに伴う使用済燃料プール溢水量の評価においては、以下の保守的な扱いをすることで、地震発生時の実現象を包含し、多めの溢水量を与えるよう扱っている。
- ・ 現在、使用済燃料プール周りに設置しているフェンス、金属板等による溢水に対する抵抗物は考慮しない。
- ・ プールからあふれ出た溢水は原子炉建屋床面へ無限遠に流れるものとし、プール周囲の原子炉建屋壁面等からの反射によりプールに戻る水は考慮しない。
- ・ プール内には使用済燃料ラック等があるが、プール内の構造物はスロッシングの抑制効果があるため、保守的にモデル化しない。
- ・ 解析で得られた溢水量を1.1倍(+10%増し)して以降の溢水影響評価に用いる。



溢水したプール水はプールに戻らない扱い

プール内の構造物はモデル化しない

プール周辺の溢水に対する抵抗物は考慮しない



新たに策定した基準地震動Ss-32(震源を特定せず策定する地震動)による溢水量の見通し

- ・ 現行の基準地震動Ssによる溢水量及び使用済燃料プールが有する固有周期における加速度値を表に整理した。
- ・ 表より、スロッシングの溢水量が多いSs-12, 13及び14は固有周期位置における加速度が大きい結果を示しており、スロッシングの溢水量は固有周期位置の加速度の大きさに依存することが分かる。
- ・ 基準地震動として新たに策定したSs-32の使用済燃料プール固有周期位置における加速度は151cm/s²であり、溢水量の最大値を与えるSs-13の加速度310cm/s²の約半分に留まるため、**Ss-32のスロッシングによる溢水量は現行Ssによる溢水量を超えることはない**と考える。< 参考図参照 >

基準地震動による溢水量及び固有周期位置加速度

ケース名	入力地震動 (基準地震動)	スロッシング 溢水量(m ³)	固有周期位置に おける加速度* (cm/s ²)
ケース1			236
ケース2			145
ケース3			298
ケース4			310
ケース5			295
ケース6			77
ケース7			103
ケース8			72
新策定	Ss-32	-	151

* 使用済燃料プール長尺方向の固有周期3.9秒における床応答スペクトル(EW方向:減衰定数5%)の読み取り値

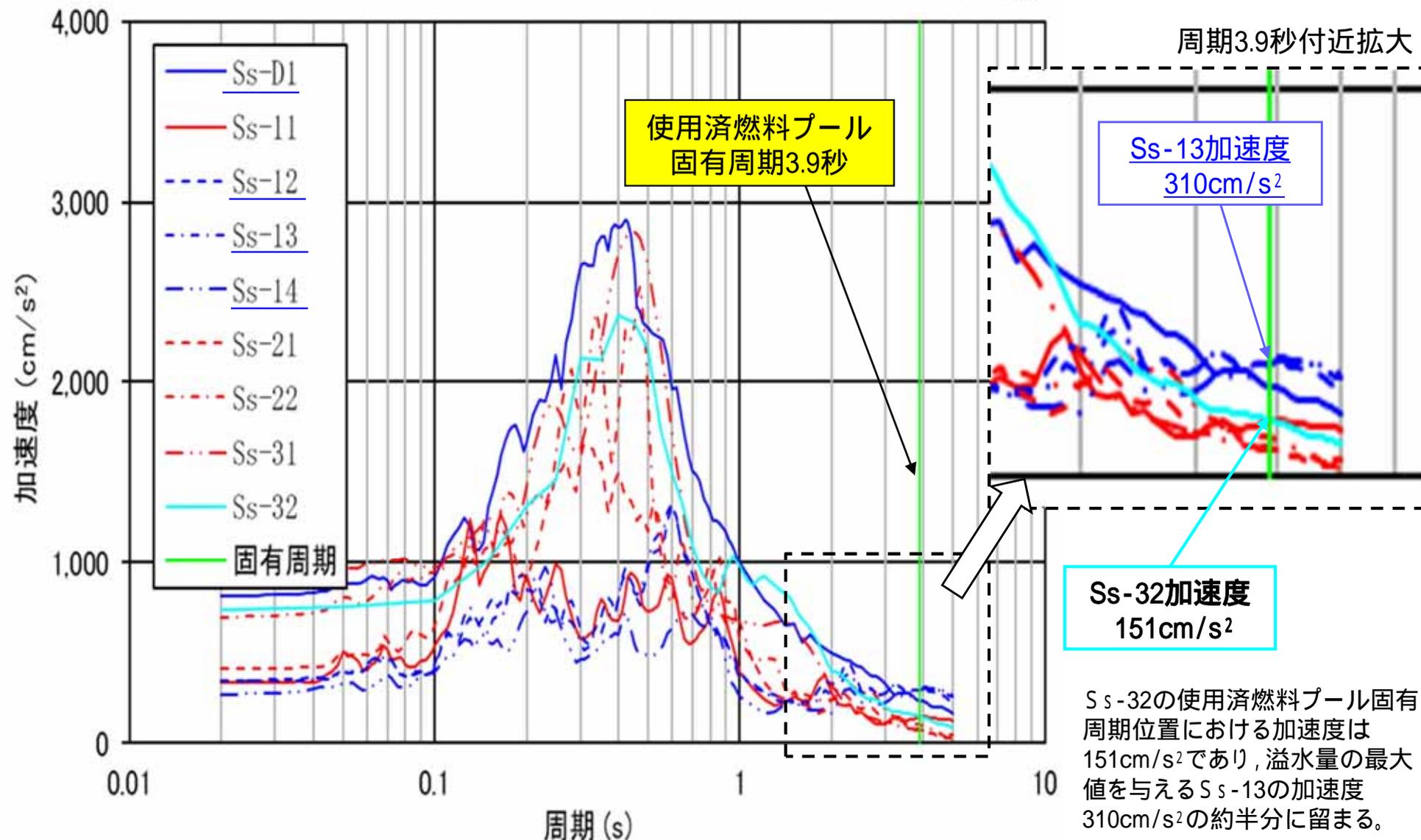
< 別紙 > 使用済燃料プールのスロッシング評価



青線(下線):固有周期位置でSs - 32より加速度が大きいSs

赤線 :固有周期位置でSs - 32より加速度が小さいSs

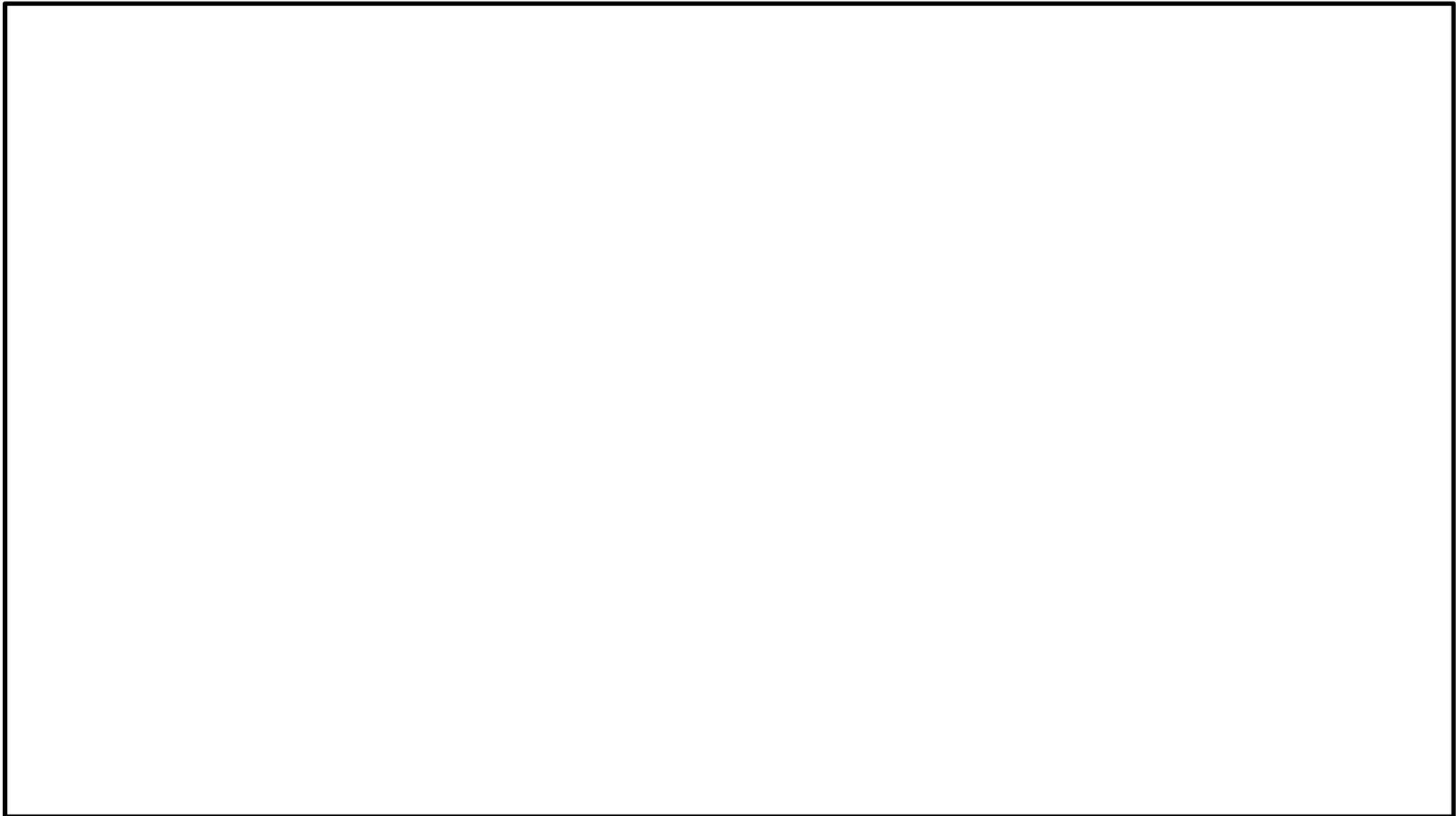
h=0.05



参考図 原子炉建屋オペフロ面の床応答スペクトル比較図(EW方向)

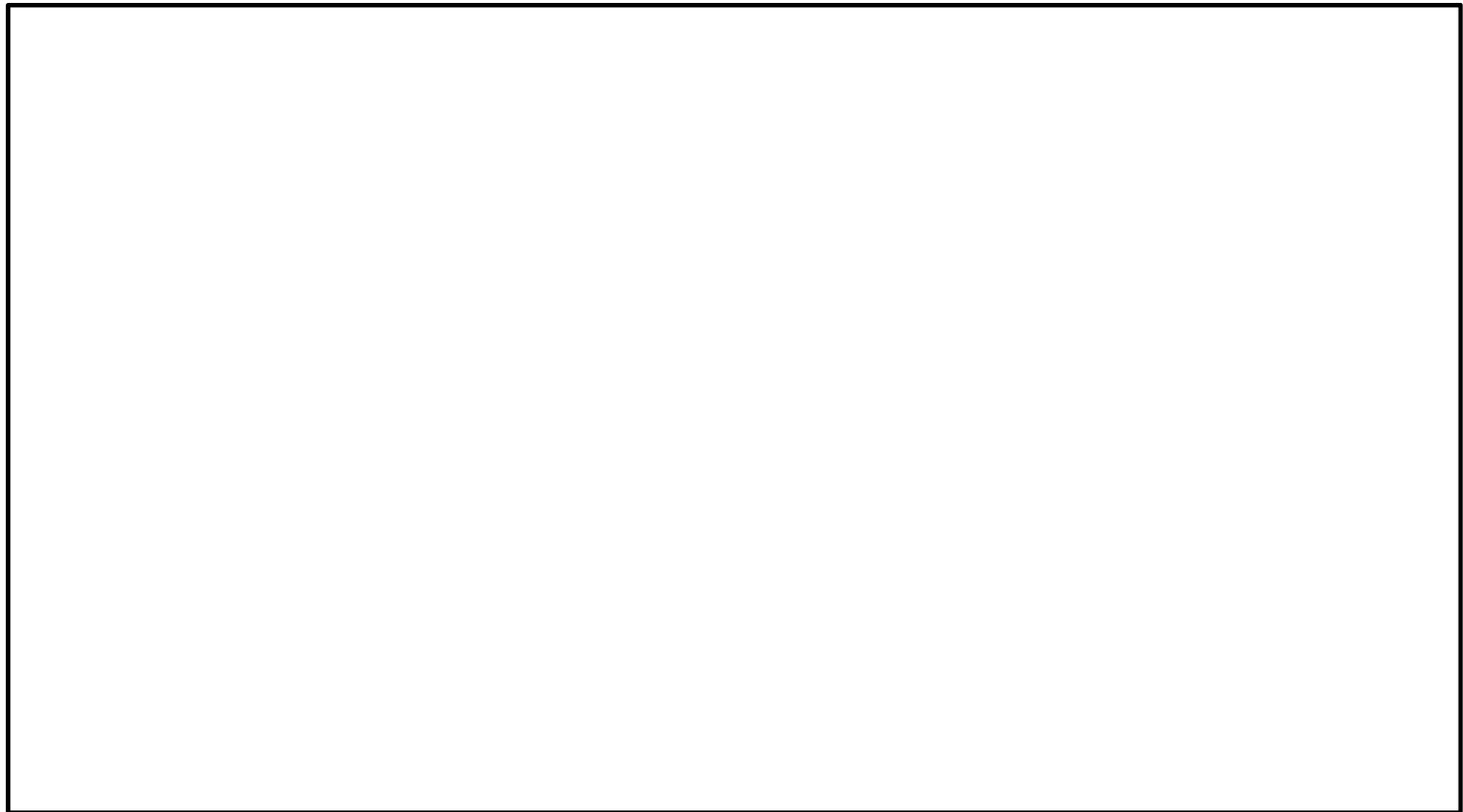
使用済燃料プールのスロッシング評価 (1 / 8)

S_s-D1による応答加速度



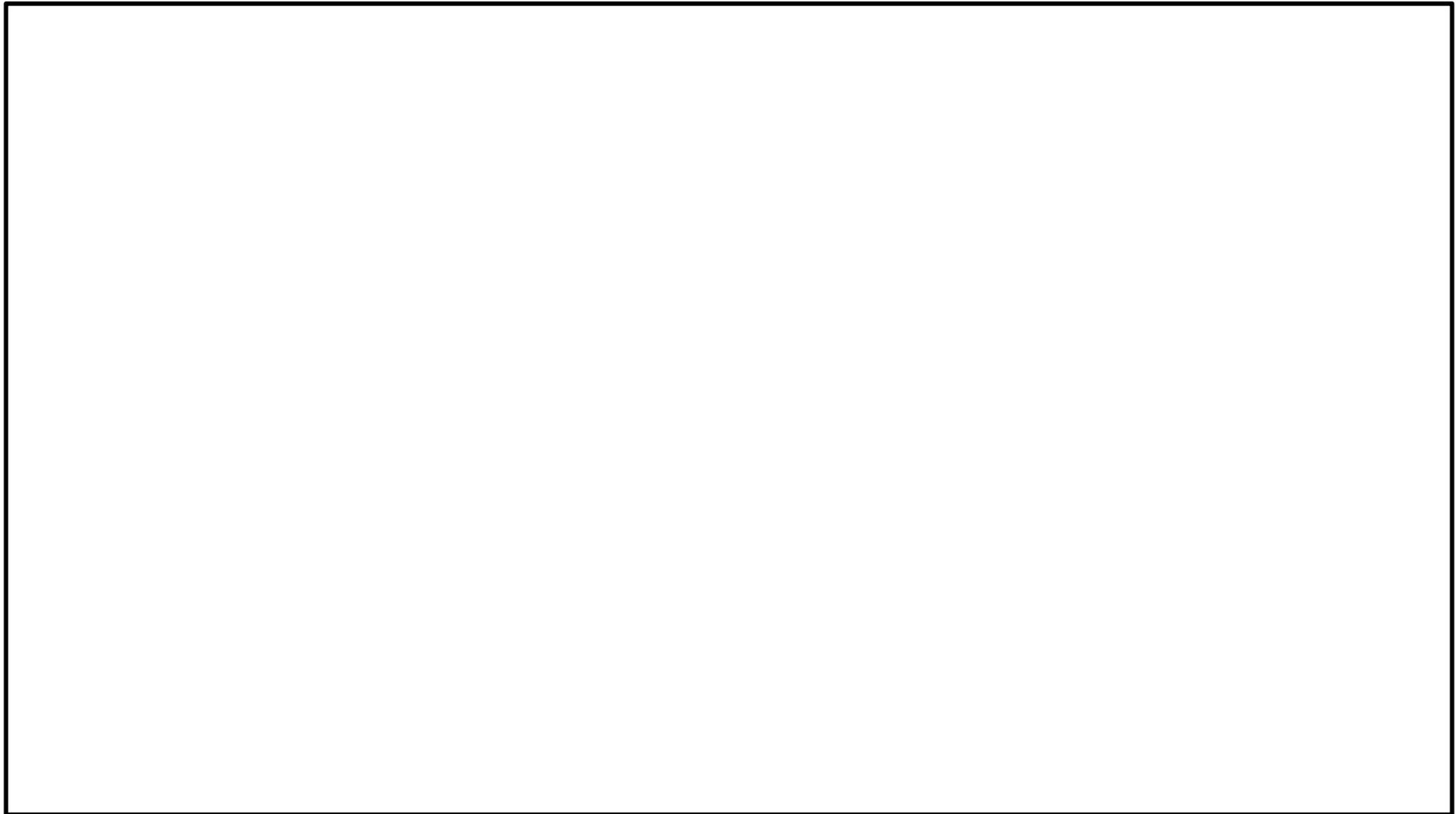
使用済燃料プールのスロッシング評価 (2 / 8)

S_s-11による応答加速度



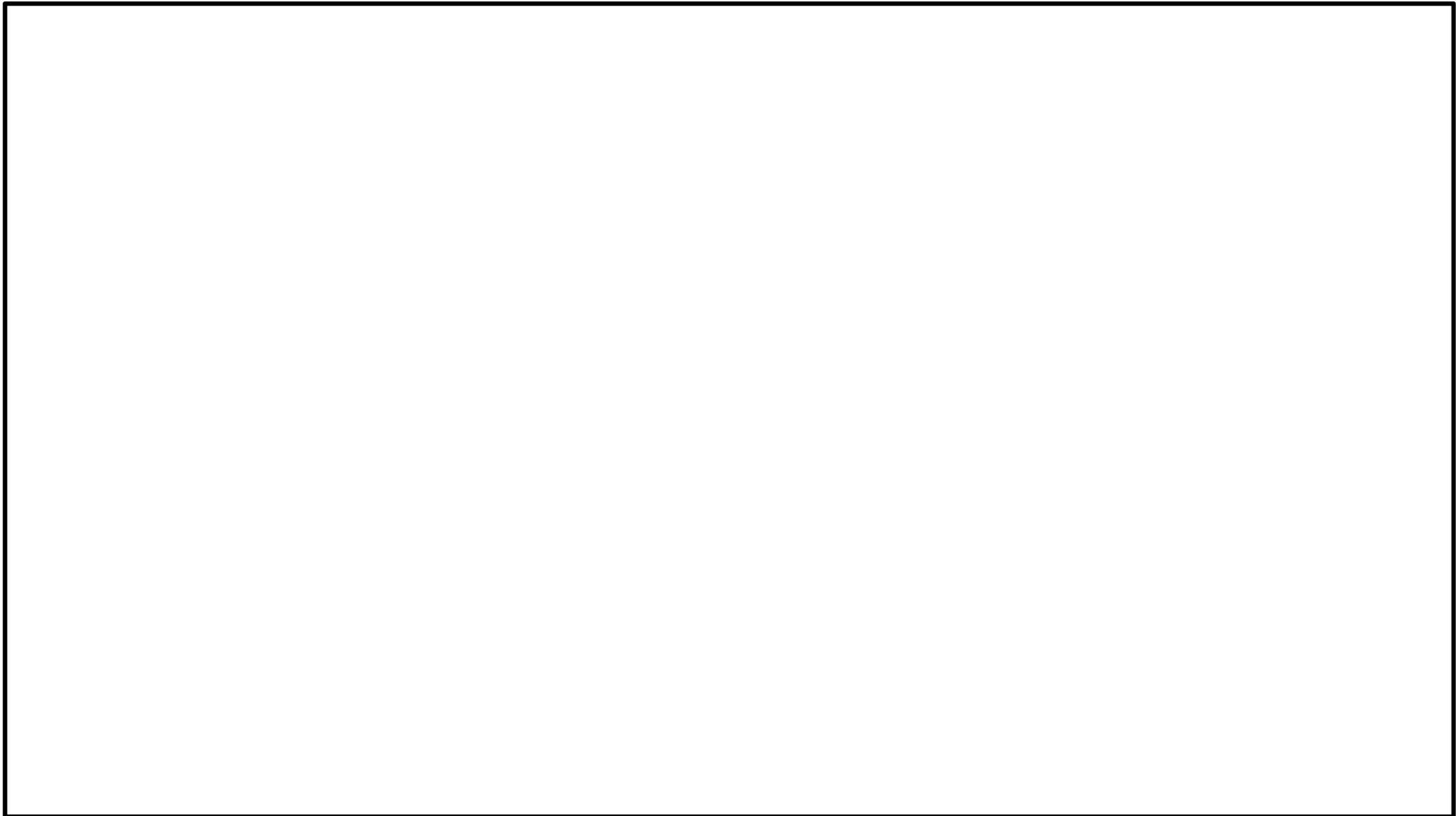
使用済燃料プールのスロッシング評価 (3 / 8)

S_s-12による応答加速度



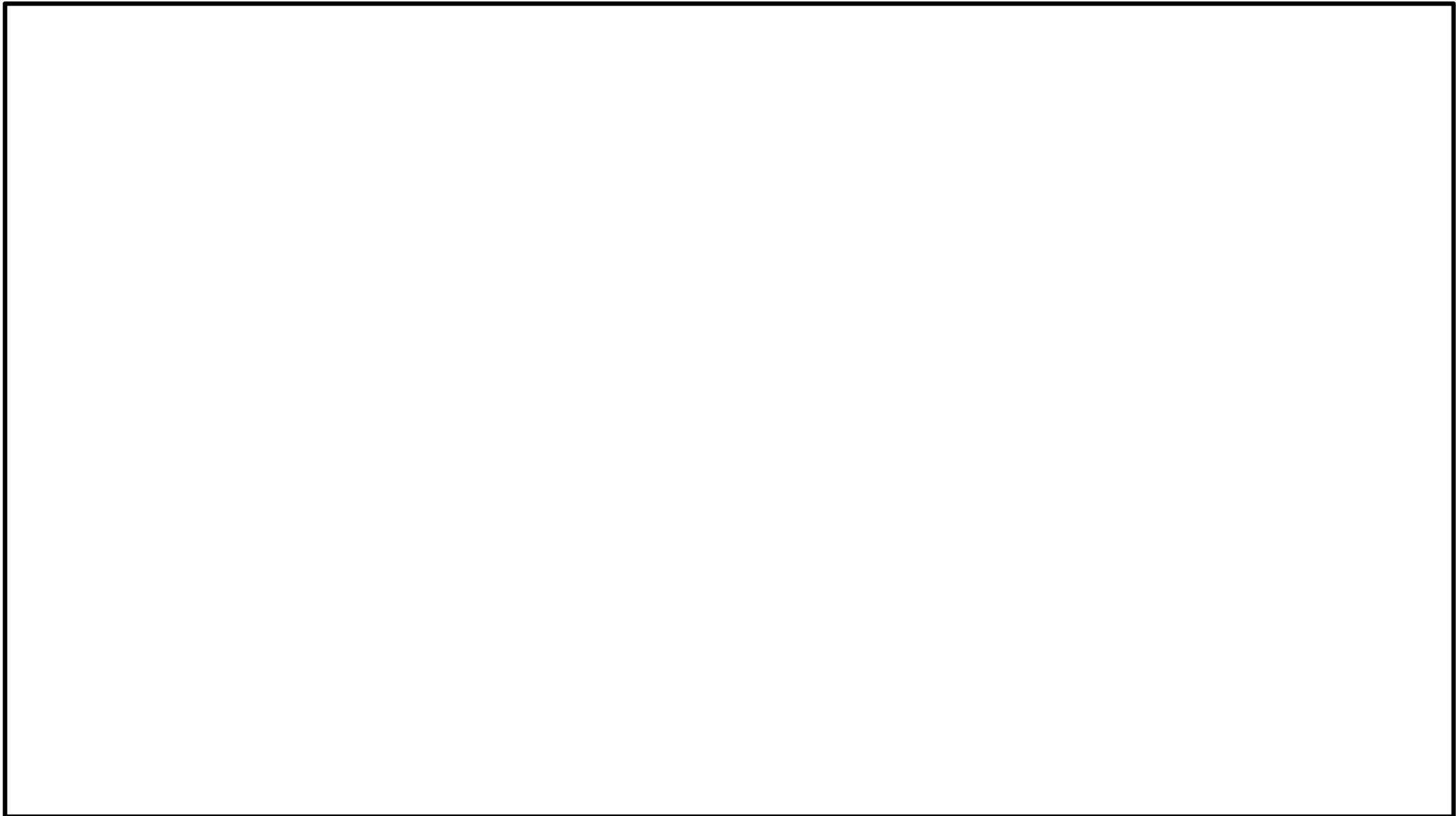
使用済燃料プールのスロッシング評価 (4 / 8)

S_s-13による応答加速度



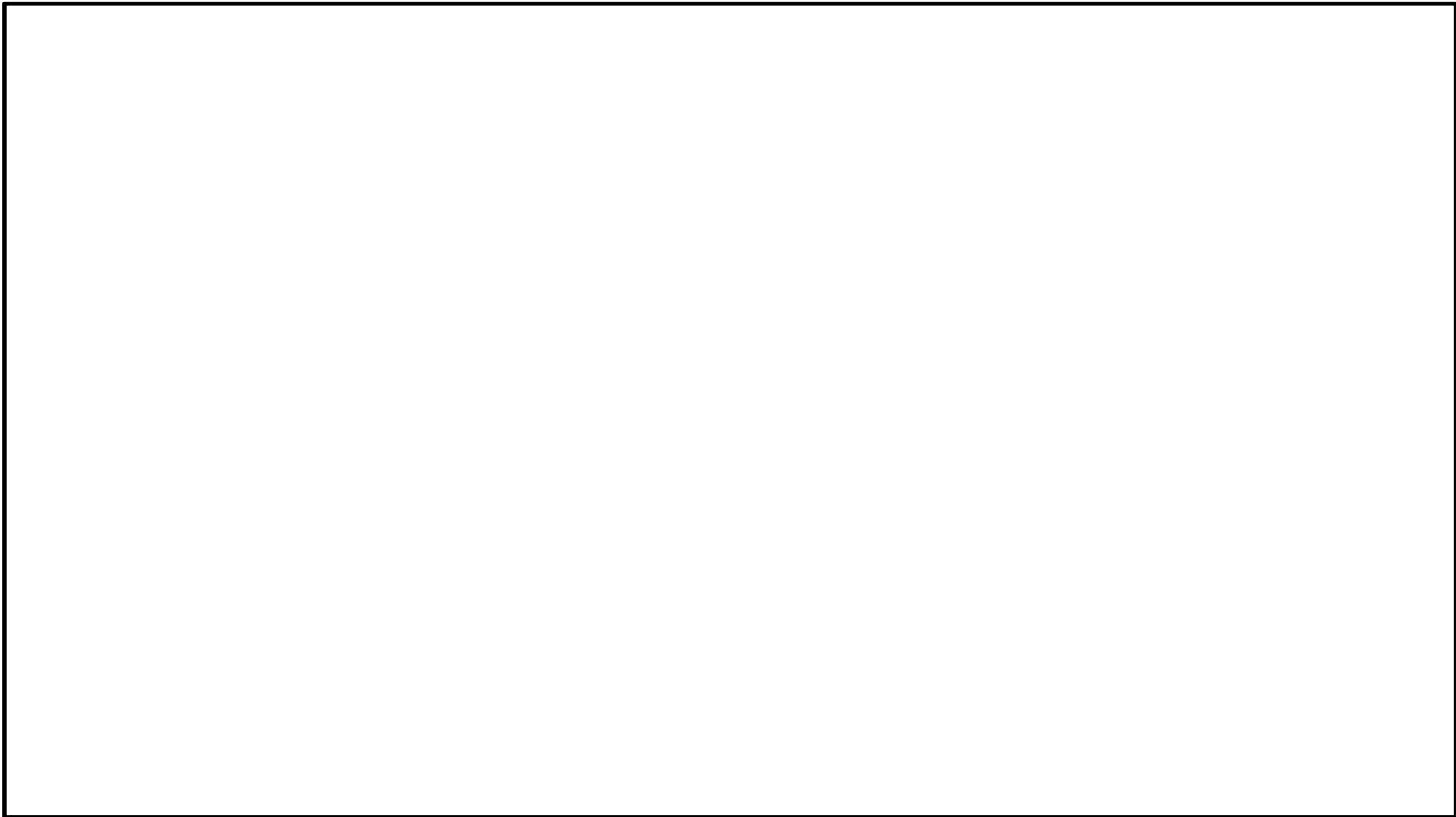
使用済燃料プールのスロッシング評価 (5 / 8)

S_s-14による応答加速度



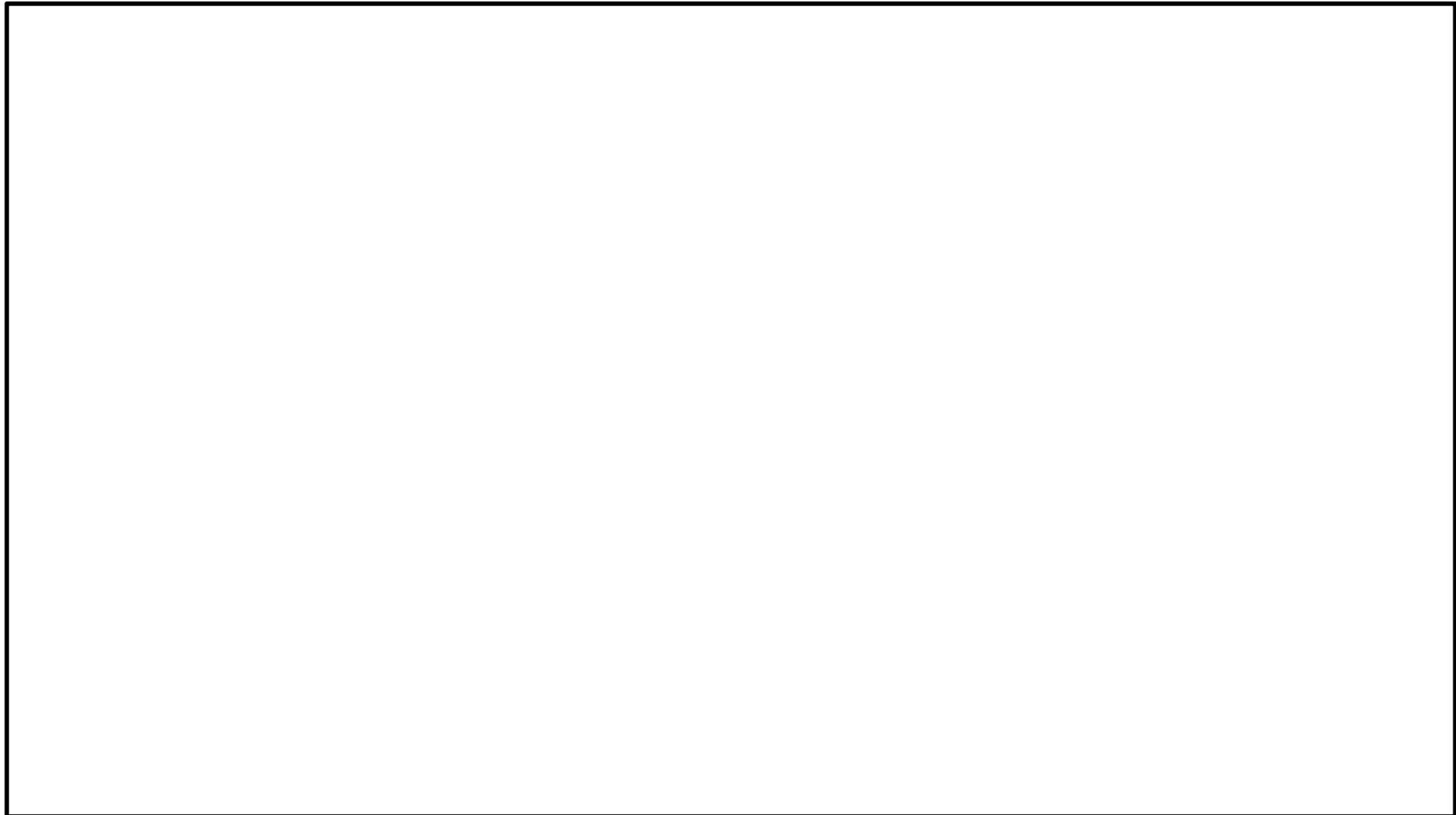
使用済燃料プールのスロッシング評価 (6 / 8)

S_s-21による応答加速度



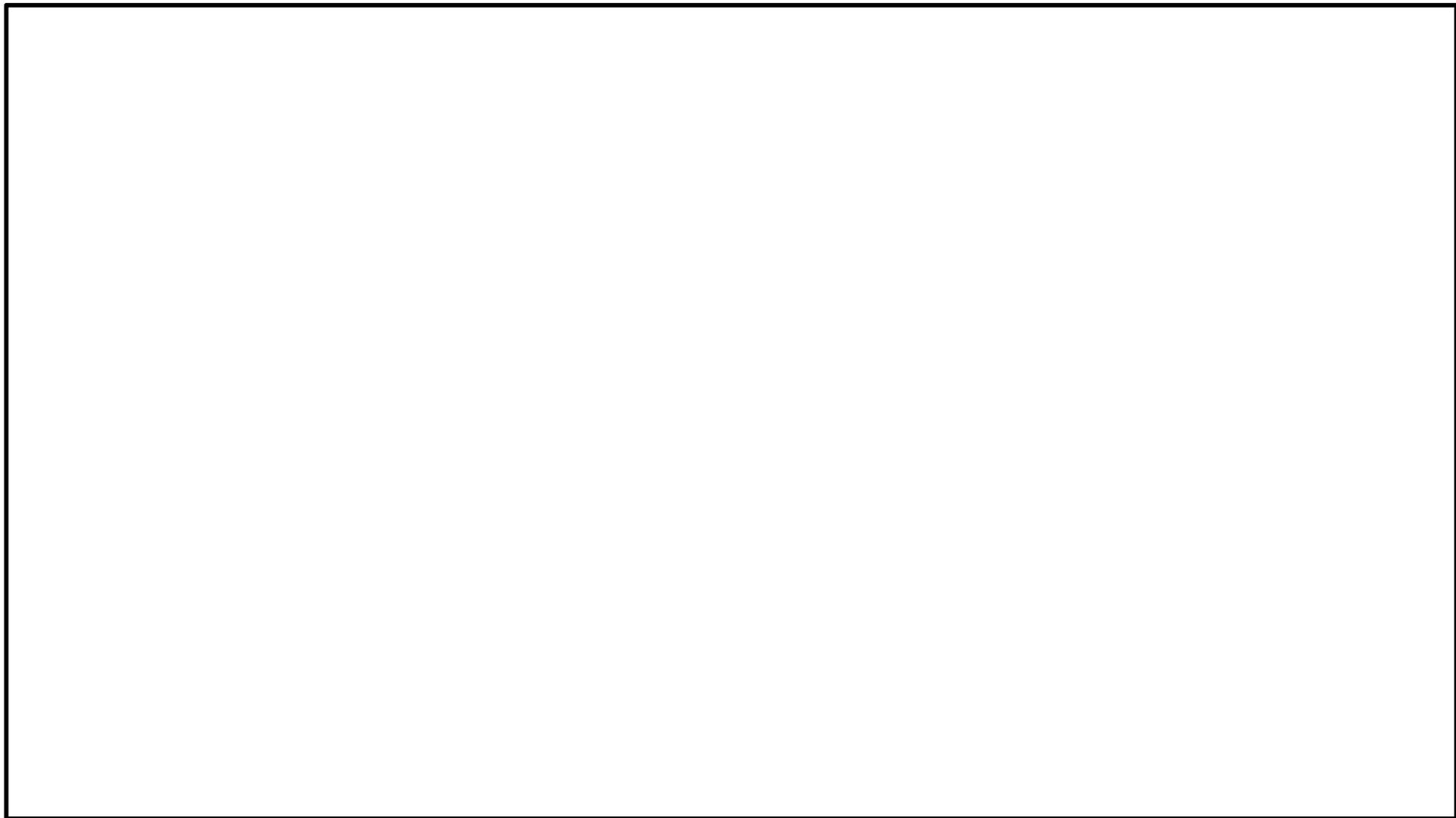
使用済燃料プールのスロッシング評価 (7 / 8)

S_s-22による応答加速度



使用済燃料プールのスロッシング評価 (8 / 8)

S_s-31による応答加速度



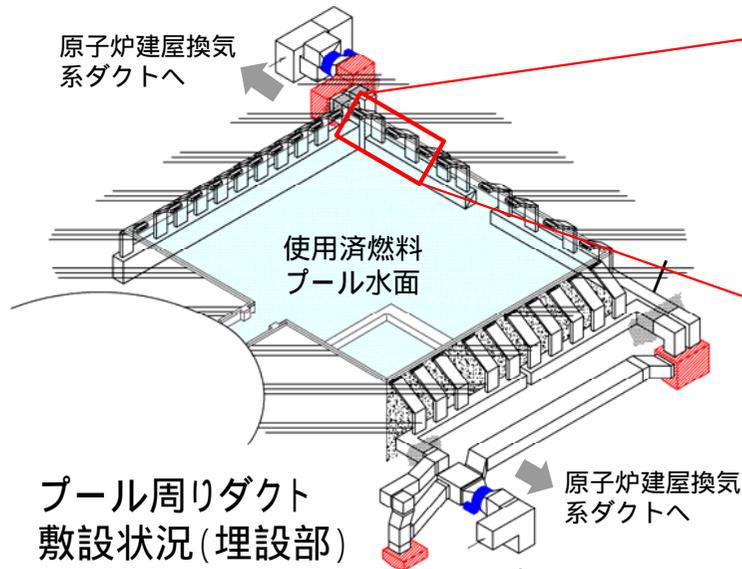
6. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水に対する主な対策 (1 / 2)



(1) 通常運転中のプラント状態の溢水対策

使用済燃料プールからのスロッシングによる溢水に対して、以下の対策を実施する。

使用済燃料プール壁面上部の空調ダクトへの流入防止対策 < 別紙1参照 >



* 空調ダクト換気口の対策

- ・対策前: 通常開でスロッシング時には波圧で蓋が閉止する機構
- ・対策後: 閉止板により完全閉止

【対策内容】

- ・使用済燃料プール側の換気口を完全閉止
- ・原子炉建屋換気系への空調ダクト接続部を切離し、埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置

原子炉建屋6階から下層階への流下対策* < 別紙2参照 >

- ・原子炉建屋東側区画に通じる開口部等に堰を設置
- ・原子炉建屋東側区画に通じる床ドレンファンネル閉止
- ・溢水は新設する排水開口より西側区画に流下

* 溢水を原子炉建屋の東側の区画に流下させない対策

原子炉建屋6階の使用済燃料プールのスロッシングによる溢水は、対策を実施しない場合、各所の床ドレンファンネル・配管、階段、床開口部等を経由して下階に流下し、最終的に建屋最下層の地下2階に滞留する。地下2階は東側の区画が比較的狭隘であり、溢水水位が高くなるため、上層階から東側区画への流下を抑制する。

排水開口より西側区画に流下

東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止

- ➡ : 溢水経路
- : 溢水評価において期待する流下経路
- : 下階へ
- : 堰

6. 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水に対する主な対策 (2 / 2)



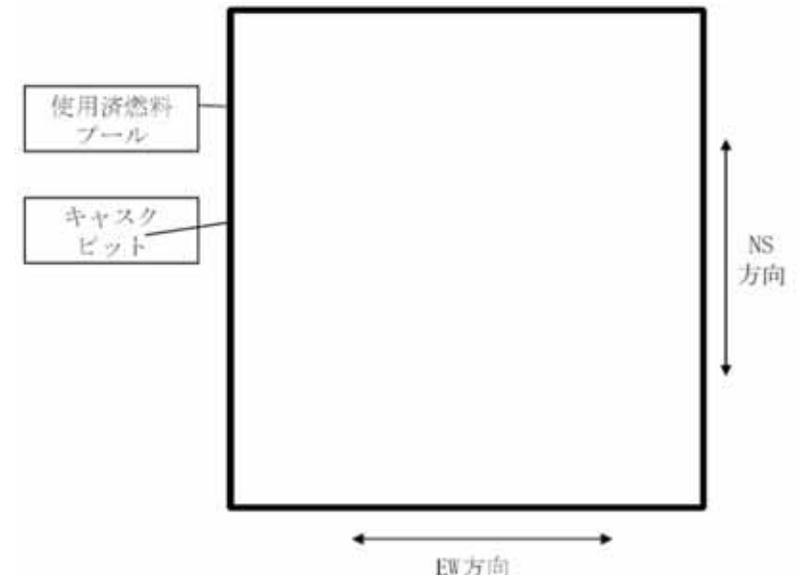
(2) 定期事業者検査中のプラント状態の対策 < 別紙3,4参照 >

- ・定期事業者検査中には、原子炉運転中と比べて原子炉建屋6階により多くの水プールが構成される時期がある。具体的には、原子炉圧力容器蓋の開放、圧力容器内部のドライヤ・セパレータの取り出し、燃料の取替等に際しては、**原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールに水張りを行う。**
- ・このため使用済燃料プールに加え原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールが水で満たされた状態でモデル化し、スロッシングの溢水量を3次元流動解析で評価した。
- ・評価の結果、これらのスロッシングによる溢水量は合計で**約247m³**となり、**原子炉運転中のスロッシング溢水量(約81m³)**と比べて大幅に増加することを確認した。
- ・これより、原子炉建屋6階から下層階の溢水影響がより厳しくなることから、**原子炉運転中の対策に加えて定期事業者検査中の溢水対策***を以下のとおりとした

- ・原子炉建屋**西側区画に通じる床ドレンファンネル閉止**
- ・原子炉建屋**西側区画に通じる排水開口(2箇所)閉止**
- ・上記対策で溢水を**6階から流下させず各プールに戻す**

* 溢水を下層階に流下させない対策

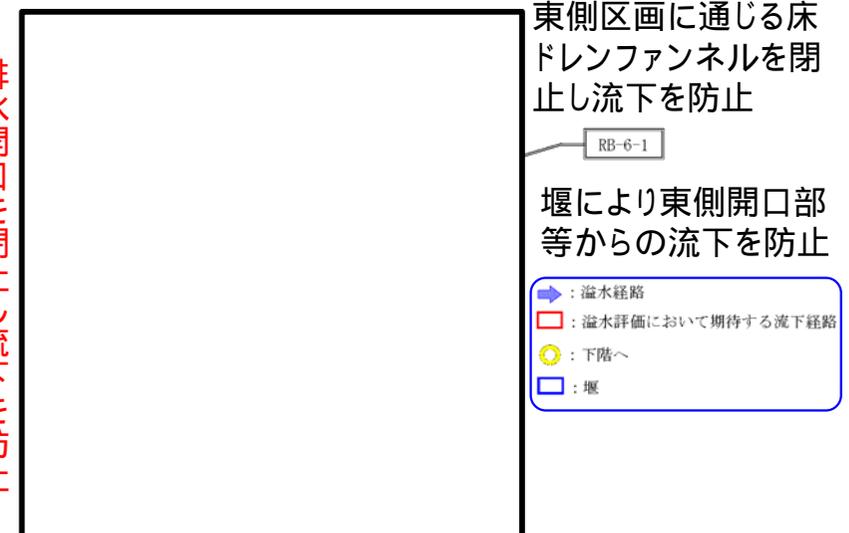
下層階へ溢水影響を及ぼさないよう、原子炉建屋6階から下層階への溢水伝播をすべて防止する。6階に滞留した溢水は、ほぼ全量が使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールへ流下して戻るため、原子炉建屋6階に滞留し続けることはない。



東海第二発電所 定期事業者検査中に有り得る使用済燃料プール等の状態概要図

西側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

排水開口を閉止し流下を防止



東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

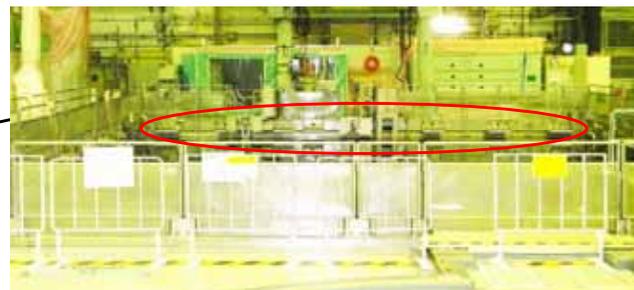
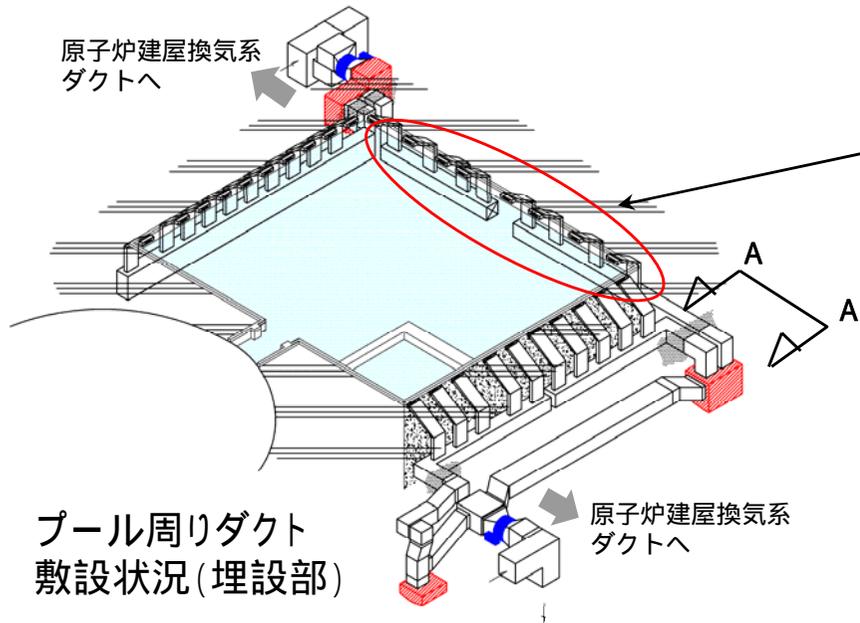
堰により東側開口部等からの流下を防止

<別紙1> 使用済燃料プールのスロッシングに対する空調ダクトの対策

* 本文「6-1. 原子炉建屋における対策」再掲



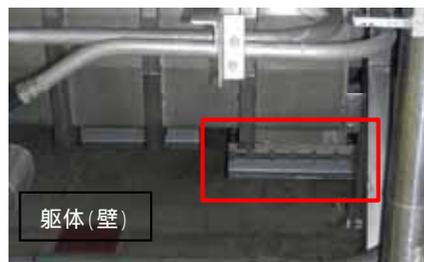
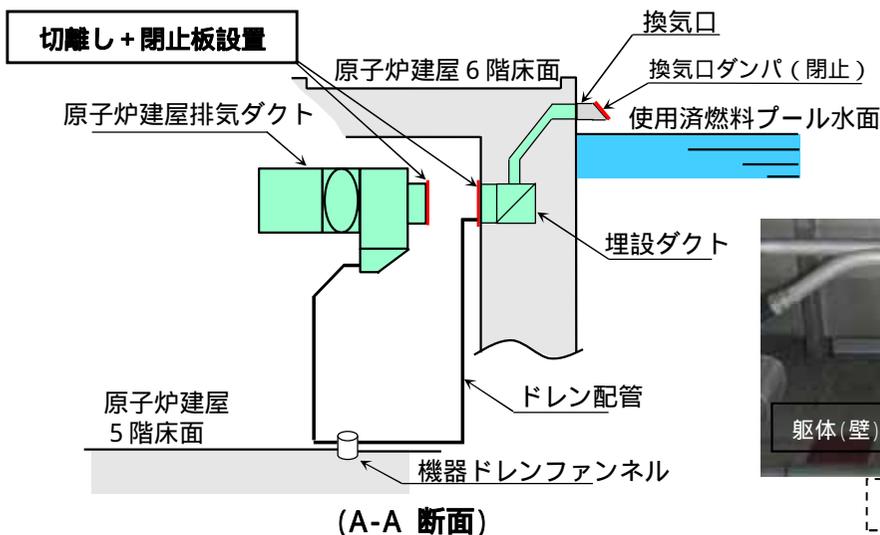
スロッシングに起因する使用済燃料プール水のダクト流入による下層階等への溢水影響を防止



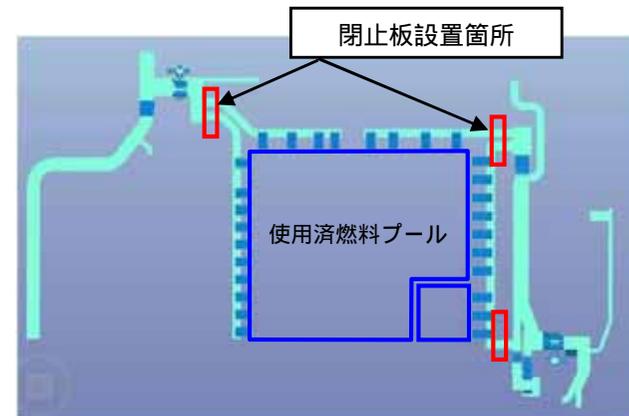
プール側ダクト換気口(現状)

【対策内容】

- ・プール側換気口の閉止
- ・空調ダクトから切離し
- ・埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置



下から見た状況



ダクト敷設状況(平面図)

スロッシングによる原子炉建屋6階から下層階への溢水の流下対策(通常運転中)*

- ・原子炉建屋東側区画に通じる開口部等に堰を設置する。
- ・原子炉建屋東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止する。
- ・溢水は6階西側の新設する排水開口より西側区画に流下させる。

*** 溢水を原子炉建屋の東側の区画に流下させない対策**

原子炉建屋6階の使用済燃料プールのスロッシングによる溢水は、対策を実施しない場合、各所の床ドレンファンネル・配管、階段、床開口部等を経由して下階に流下し、最終的に建屋最下層の地下2階に滞留する。地下2階は東側の区画が比較的狭隘であり、溢水水位が高くなるため、上層階から東側区画への流下量を抑制する。

排水開口より西側区画に流下



東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止

- ➡ : 溢水経路
- : 溢水評価において期待する流下経路
- : 下階へ
- : 堰

溢水経路(原子炉建屋6階)

地震による溢水

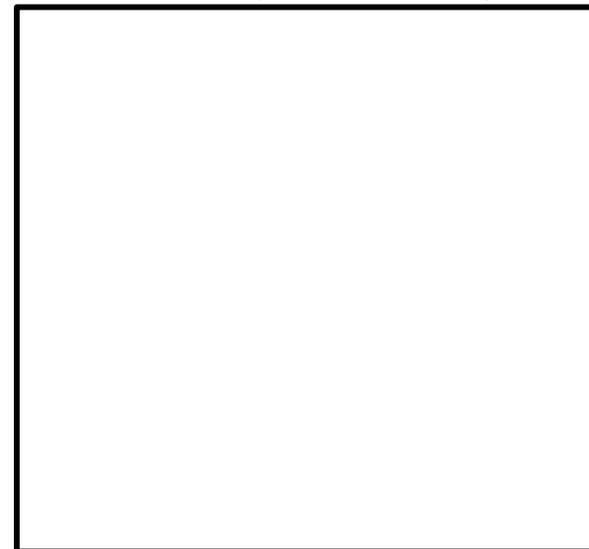
- ・溢水量 : 123.26m³
- ・溢水水位 : 0.64m (6階対策実施後)



溢水経路(原子炉建屋地下2階西側区画)

地震による溢水

- ・溢水量 : 0.5m³
- ・溢水水位 : 0.01m (6階対策実施後)



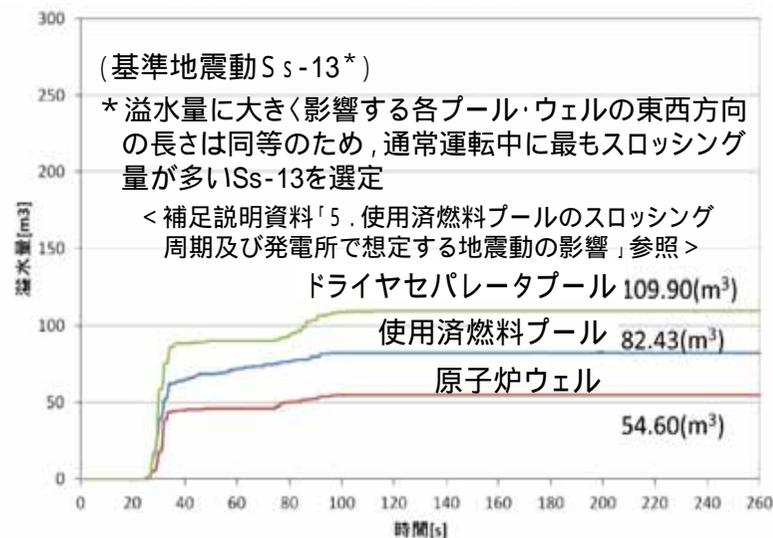
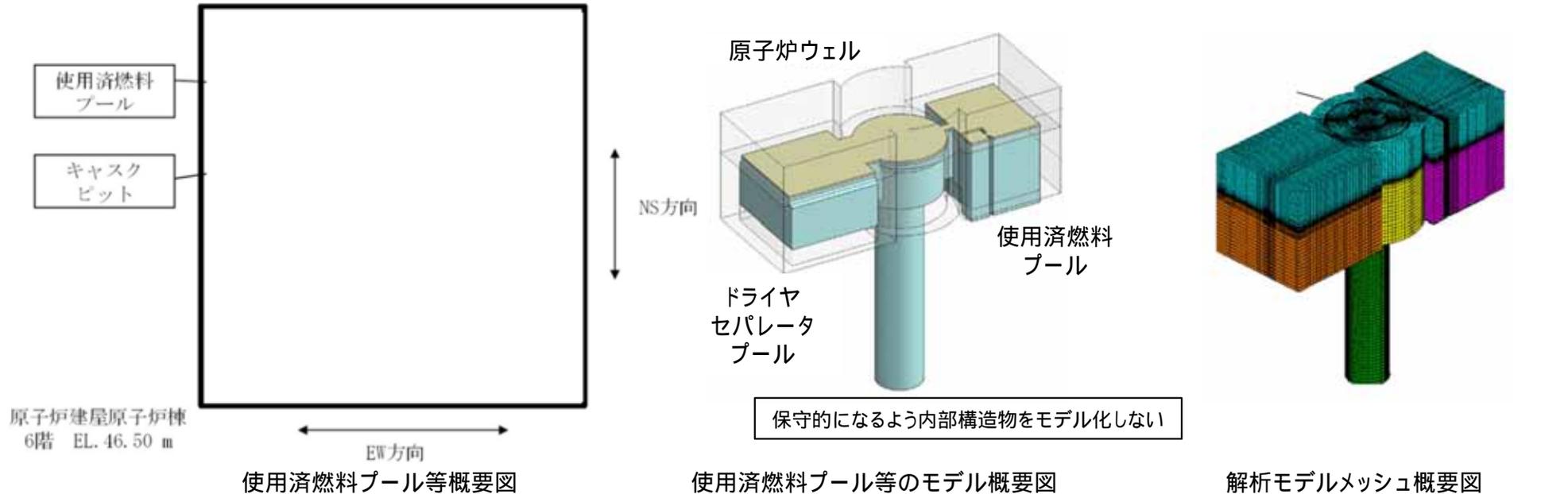
溢水経路(原子炉建屋地下2階東側区画)

凡例

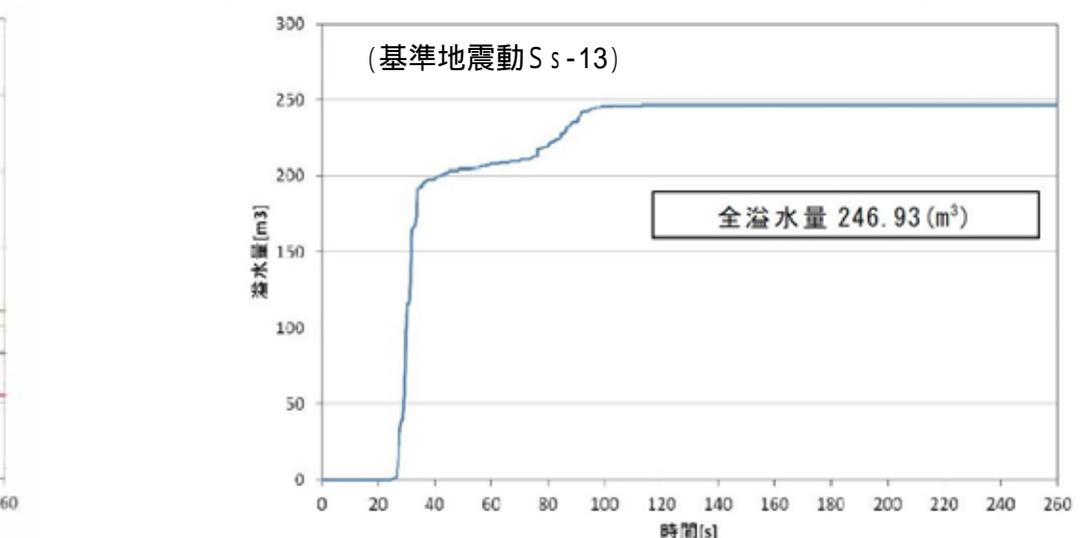
- ➡ : 溢水の流れ
- ⊗ : 下階への流れ
- ▲ : 上層からの流れ
- : 溢水発生区画
- : 伝播区画
- : 防護対象区域境界線

定期事業者検査中の使用済燃料プール等のスロッシングによる溢水量の評価

定期事業者検査中において、基準地震動 S_s によるスロッシングに伴う使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールの溢水量を求め、流下により下層階の溢水防護対象設備の安全機能を損なわないよう対策を行う。



時間ごとの溢水量の変化(各プール)



時間ごとの溢水量の変化(合計)

スロッシングによる原子炉建屋6階から下層階への溢水の流下対策(定期事業者検査中)*

- ・原子炉建屋西側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止する。
- ・原子炉建屋西側区画に通じる排水開口(2箇所)を閉止する。
- ・上記の対策より溢水を6階から流下させず各プールに戻す。

*** 溢水を下層階に流下させない対策**

下層階へ溢水影響を及ぼさないよう、原子炉建屋6階から下層階への溢水伝播をすべて防止する。6階に滞留した溢水は、全量が使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールへ流下して戻るため、原子炉建屋6階に滞留し続けることはない。

西側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

排水開口を閉止し流下を防止

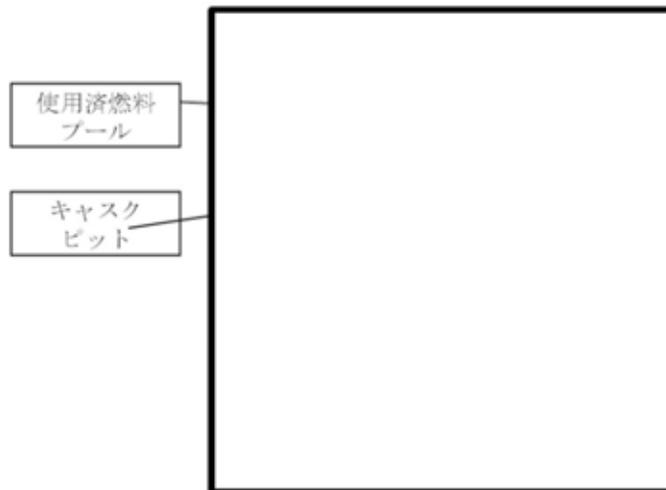


東側区画に通じる床ドレンファンネルを閉止し流下を防止

RB-6-1

堰により東側開口部等からの流下を防止

溢水経路概要(原子炉建屋6階)

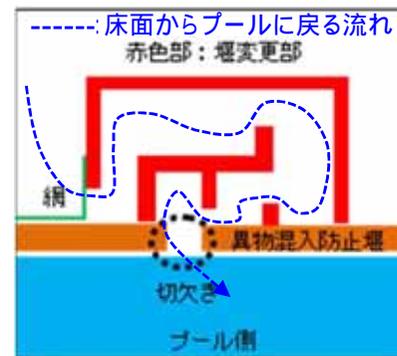


原子炉建屋6階の各プールの堰の高さ

異物混入防止堰有り(高さ10cm)

異物混入防止堰なし(床面からウェルに落水)

異物混入防止堰有り(高さ10cm)



異物混入防止堰の切欠き部処理(平面図)

・使用済燃料プールとドライヤセパレータプールには、床との境に10cm高さの縁石(異物混入防止堰)がある。

・床面の水位が10cm以下に低下しても溢水をプールにより戻り易くするため、異物混入防止堰に切欠きを設け、迷路構造と網を設置する。

7. 溢水対策設備の運用方法, 点検計画, 健全性確認



(1) 溢水対策設備の運用方法, 点検計画等

< 別紙参照 >

- ・6. に示したとおり, 使用済燃料プールのスロッシングに対する溢水対策設備は, 発電所の**通常運転中又は定期事業者検査中の状態**に応じて**溢水対策を一部切り替える**必要があるため, これらの**運用方法を保安規定に定め, 詳細を社内規程に記載して管理・運用していく。**

溢水対策設備	通常運転中	定期事業者検査中	運用方法の説明
溢水拡大防止堰 (エレベータ等用)	設置	設置	プラントの状態に関わらず常時設置
溢水拡大防止堰 (大物機器搬入口側)	設置/取外し	設置	使用済燃料輸送容器, 使用済燃料乾式貯蔵容器等を原子炉建屋6階に搬出入する際に干渉するため, 通常運転中に一時的に取外し
残留熱除去系熱交換器 ハッチ止水板	*	*	* 殆どの期間はハッチを閉止して水密性を確保しているが, 熱交換器の補修作業等によるハッチ開放時(10年に1回程度)に限り, ハッチ周囲に止水板を設置
床ドレンファンネル(主に西側) 排水開口	開運用	閉止運用	・通常運転中 : 開放し, 溢水の下階への排水を許容 ・定期事業者検査中 : 閉止し, 溢水の下階への排水を防止
床ドレンファンネル(主に東側) (常時閉止)	閉止	閉止	プラントの状態に関わらず常時閉止。閉止板・モルタル等により完全閉止

(2) 床ドレンファンネル及び床ドレン配管の健全性確認

< 別紙参照 >

- ・内部溢水評価では, **流入した区画の床ドレン配管からの排水に期待せず溢水水位を評価しており, その条件でも原子炉の高温停止及び低温停止の達成が可能になるよう対処している。** * 補足説明資料「3. 溢水の想定と評価の保守性」参照
- ・上記の評価上の取り扱いに関わらず, **開口部の閉止を行わず排水を考慮する床ドレンファンネル及びドレン配管については, 保安規定等で点検計画を定め, 年1回の通水試験を行い, 健全性の確認を行っていく。**
- ・また, 内部溢水事象静定後のプラント復旧作業に際しては, これらの床ドレン配管に閉塞が生じて溢水が滞留している場合も想定して, 排水ポンプ・仮設ホース等を配備して排水処理が行えるよう対応していく。

使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策を図1に示す。

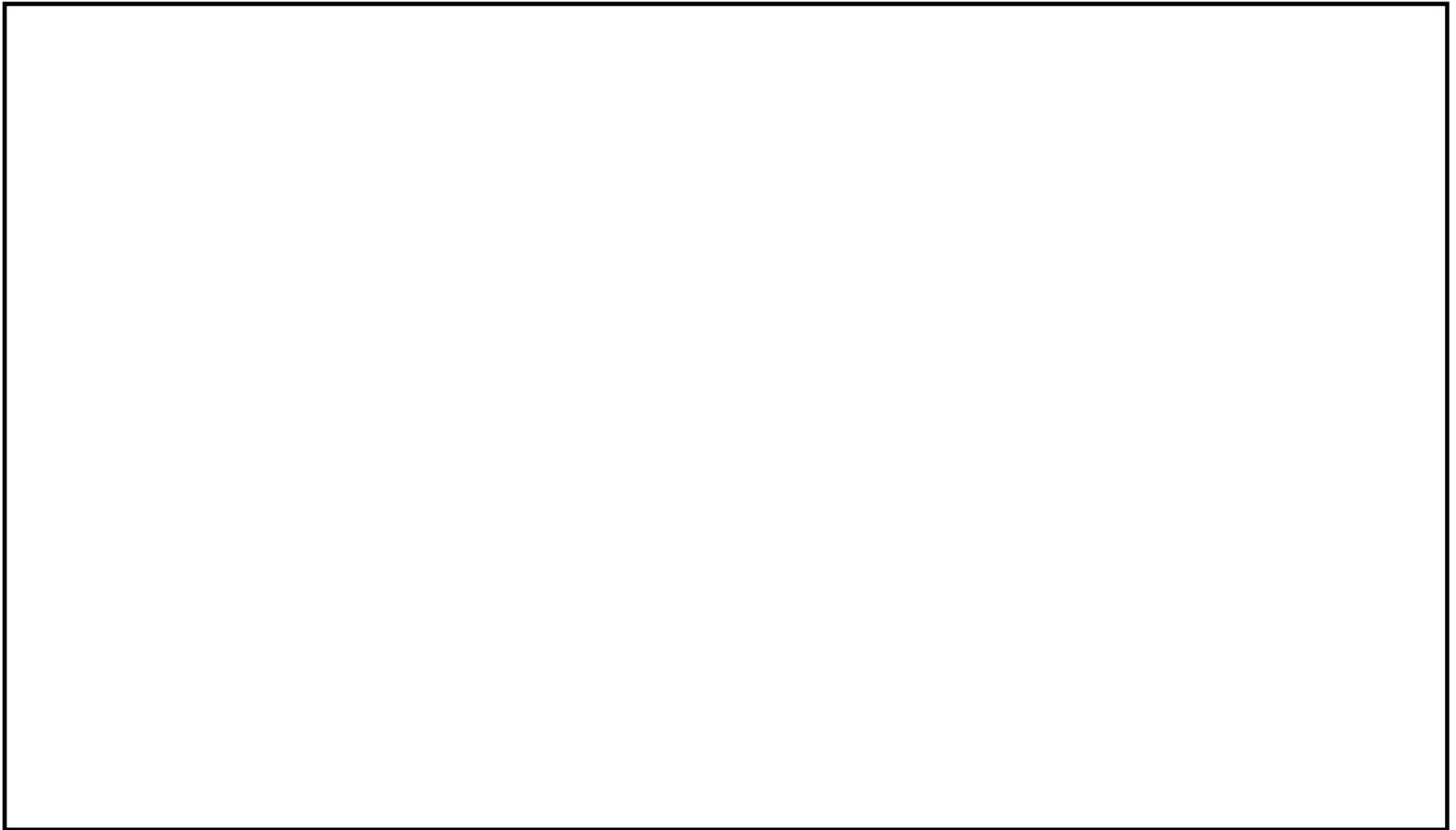


図1 原子炉建屋6階での溢水対策

<別紙> 溢水対策の運用方法, 点検計画, 健全性確認



使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水対策の運用を以下に示す。

	① 溢水拡大防止堰 (緑色)	② RHR熱交換器ハッチ 止水板(青色)	③ 溢水拡大防止堰 (赤色)	床ファンネル及び排水開口	
				●床ファンネル ○:排水開口	●床ファンネル
保安規定 及び 社内規程	・通常運転時, 定期事業者 検査時ともに常時設置とす るため, <u>設置・取り外しに 関する運用はなし。</u>	・ハッチ開放時(1回/10年程 度)に設置し, <u>ハッチ閉止後 に取り外す運用とする。</u>	・通常運転中のキャスク搬出入 時に鋼板部の設置・取り外し を行う運用とする。 ・定期事業者検査時には, 確 実に常時設置する運用とする。	・通常運転中は閉止し ない運用とする。 ・定期事業者検査中は 閉止する運用とする。	・通常運転中及び定期 事業者検査中ともに常 時閉止措置を行うため, 運用はなし。
運用 概念図	<p>通常運転時及び 定期事業者検査時</p>	<p>ハッチ閉止時</p> <p>コーキング処理</p> <p>ハッチ</p> <hr/> <p>ハッチ開放時</p>	<p>通常運用状態</p> <p>通常運用状態</p> <hr/> <p>ドライキャスク搬出入時</p> <p>キャスク</p>	<p>通常運転中</p> <p>閉止板取付用ボルト穴</p> <p>床</p> <hr/> <p>定期事業者検査中</p> <p>以下のうち施工性を考 慮し, 実施可能な閉止 措置を行う。</p> <p>閉止 キャップ</p> <p>閉止 プラグ</p>	<p>以下の閉止板, モルタル, 閉止キャップ等のう ち, 施工性を考慮し, 実 施可能な閉止措置を行 う。</p> <p>閉止板</p> <p>モルタル</p> <p>床</p> <p>閉止 キャップ</p> <p>溶接処理</p> <p>閉止プラグ</p> <hr/> <p>接続配管移設</p> <p>床</p>

➤ 堰(止水板)の施工について(図2)

構造強度: 堰のボルト取付位置(メス側)は躯体側に固定されることから, 運用による設置時のボルト間の寸法と耐震/強度計算書の評価モデルが同様となり, 基準地震動 S_s に対しても構造強度を確保することは可能であるため, 本施工方法を保安規定に定める。*

止水性能: 鋼板部同士の接合部はゴムパッキンにて止水性を確保する構造であり, モックアップ試験にて止水性を確認した締め代寸法を管理することを保安規定に定める。鋼板部と躯体との接合部はシーリング処理にて止水性を確保する構造であり, モックアップにて確認したシーリング処理の厚さ・脚長を管理することを保安規定に定める。*

* 堰及び止水板の設置時には, 外観点検, ボルトの締め付け力, ゴムパッキンの締め代寸法, シーリング処理の厚さ・脚長等を管理することで, 地震を想定した止水性能を確保できる。



設置前状況



支柱レールの取付状況例



堰設置状況

図2 堰(止水板)の設置例

▶ 床ファンネル及び排水開口について

(1) 保守管理

- ・排水を考慮する床ドレン配管については, 点検計画を定め, 年1回の通水試験を行い健全性の確認*を行う。

(2) 逆流防止装置の設置及び管理

- ・堰や壁等で区画され溢水発生時に開口部等からの排水を期待しない浸水防護区画の床ドレンファンネルについては, 排水ラインの詰まり等から他区画のドレン水の逆流により浸水するおそれがあるため, 床ドレンファンネルに逆流防止装置を設ける。なお, 当該装置については, 点検計画を定め保守管理を行う。

* ドレン配管の定期的な健全性確認

タンクベント処理装置室内の各ドレンファンネル配管に鉄さび等による閉塞部位や狭隘化した部位を確認したことから, 管理区域内で放射能を含んだ液体を排水する各ドレンファンネル配管については, 定期的に健全性を確認するため, 通水確認することを点検計画に反映している。また, その排水状況により修繕を行う。

(3) 閉止板の施工について(図3, 図4)

構造強度: 取付ボルトの設置位置(メス側)は躯体側に固定されることから, 運用による設置時のボルト間の寸法と耐震性及び強度の評価モデルと同様となり, 構造強度を確保することは可能であるため, 本施工方法を保安規定に定める。*

止水性能: 鋼板部同士の接合部はゴムパッキンにて止水性を確保する構造であり, モックアップ試験にて止水性を確認した締め代寸法を管理することを保安規定に定める。*

* 閉止板の設置時には, 外観点検, ボルトの締め付け力, ゴムパッキンの締め代寸法等を管理することで, 地震を想定した止水性能を確保できる。

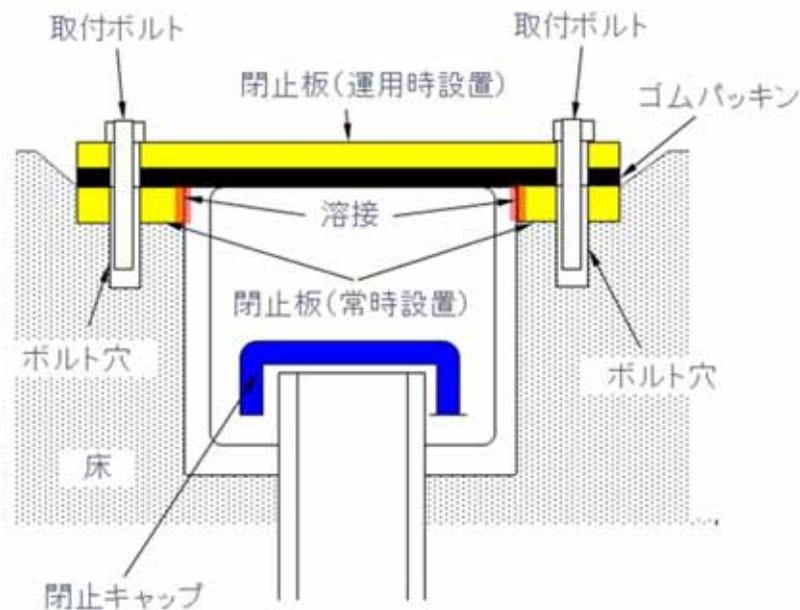


図3 閉止板の概要

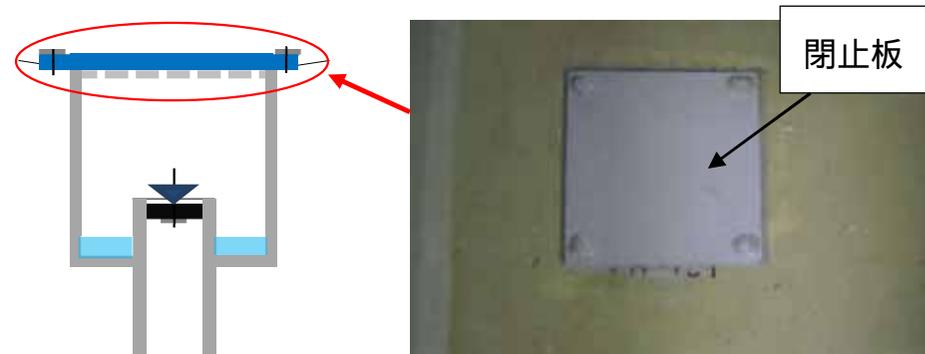


図4 床ファンネルへの閉止例

➤ その他

(1) 溢水の滞留に対する措置について

- ・原子炉棟6階において、溢水の滞留に対する措置として、プール廻りには異物混入防止を目的とした縁石(高さ約0.10m)を設置している(図5)。滞留する水位が0.10 m以下となった場合においても、溢水が各プールへ戻りやすくするよう、使用済燃料プール及びドライヤセパレータープール廻りの縁石の一部に切欠きを設置している。(図6)
- ・切欠きについては、従来の異物混入防止を考慮するだけでなく、スロッシング水の越流による物品の流入や作業における仮置物品などの流入を防止するために迷路構造とし、また流入部には異物混入防止の網を設置する。
- ・上記の措置に加えて、原子炉建屋6階エリアは、社内規程に従い特定異物混入防止管理区域として管理し、持込み工具や資機材と消耗品等物品の搬出入管理、機材の固縛や固定等の実施及び監視人の配置や表示による管理を行い、これに加えてスロッシング等の溢水を考慮した物品の固定や保管管理を行い、溢水時のプール等への物品の流入を抑制していく。

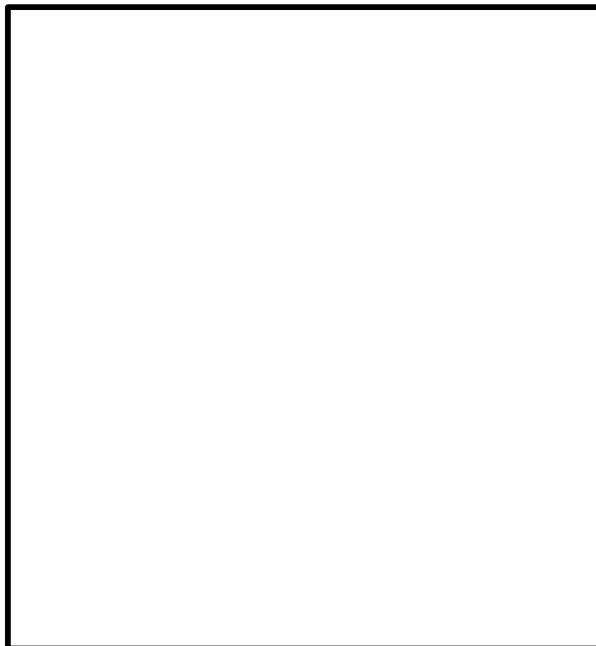


図5 使用済燃料プール及びドライヤセパレータープール縁石位置

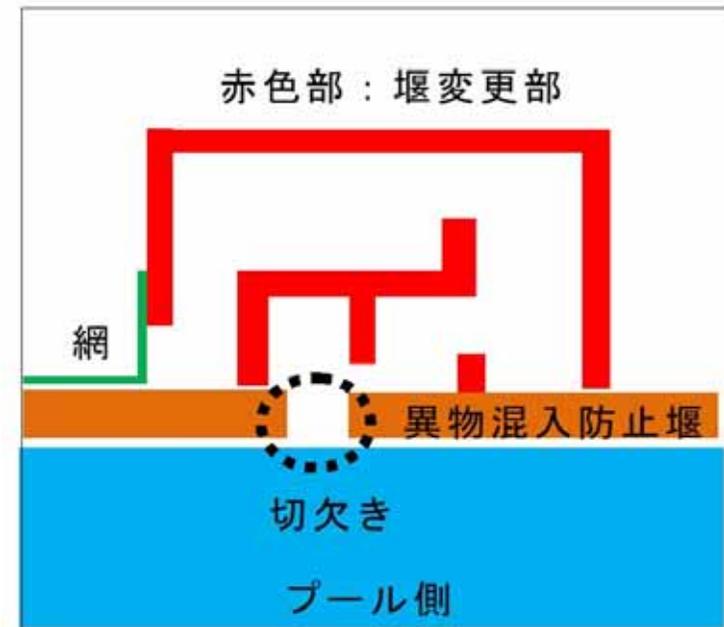


図6 切り欠き概要(平面図)

(2) 排水ライン閉塞時における排水処理について

- ・原子炉棟6階において、排水開口及びプール廻りの縁石の切欠き部に閉塞が発生した場合を想定し、滞留水が発生する場合は、排水ポンプ等にて他フロアの既設ファンネルを利用し排水を実施する。具体的には、ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧、若しくは健全性の確認後、各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し、健全が確認されたファンネルに排水を行う。必要な排水作業について図7に示す。
- ・溢水したスロッシング水を再びプール側に戻す場合、水質悪化等による燃料等への影響が考えられるが、各浄化系統を復旧することで、設備等への大きな影響はないと考える。なお、異物の有無を確認するため燃料や炉内の点検を実施する。

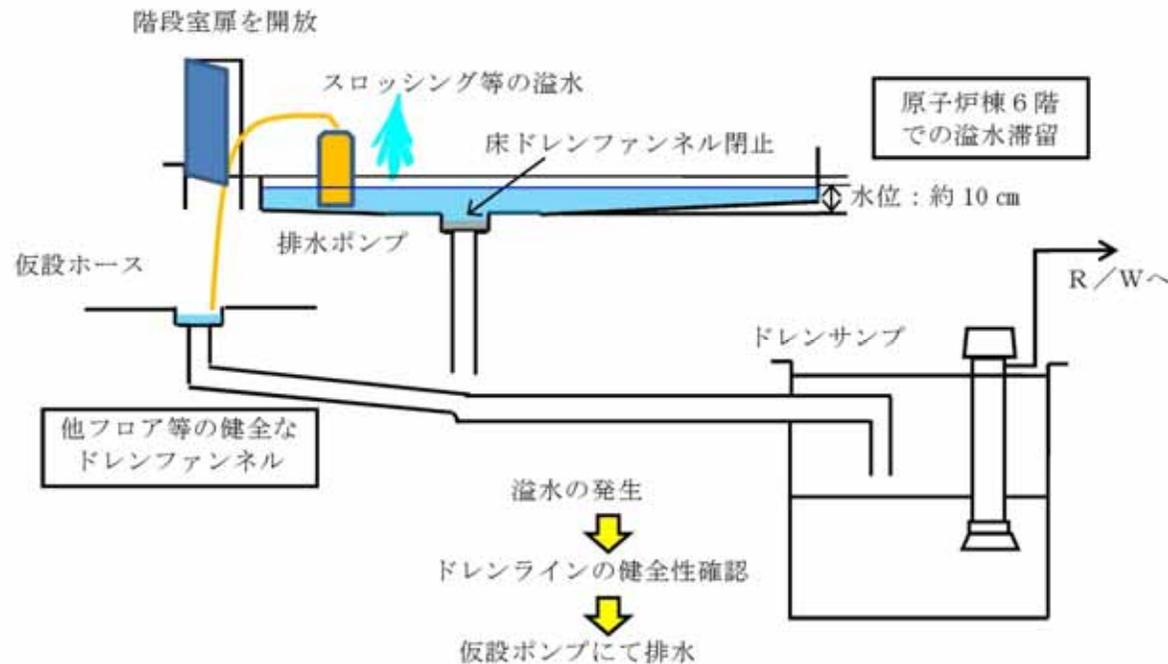
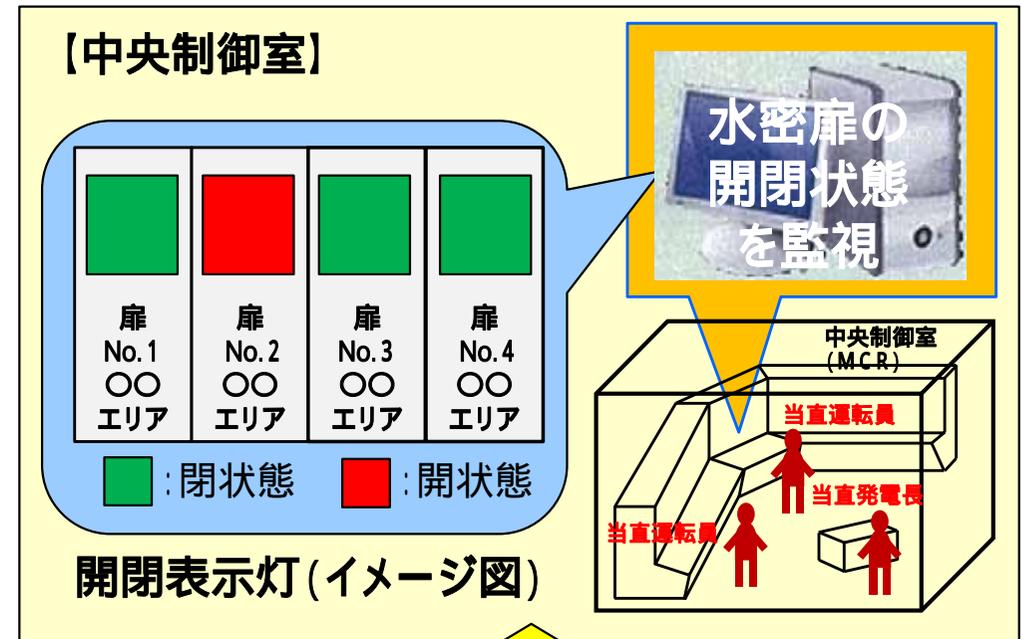


図7 排水作業概要

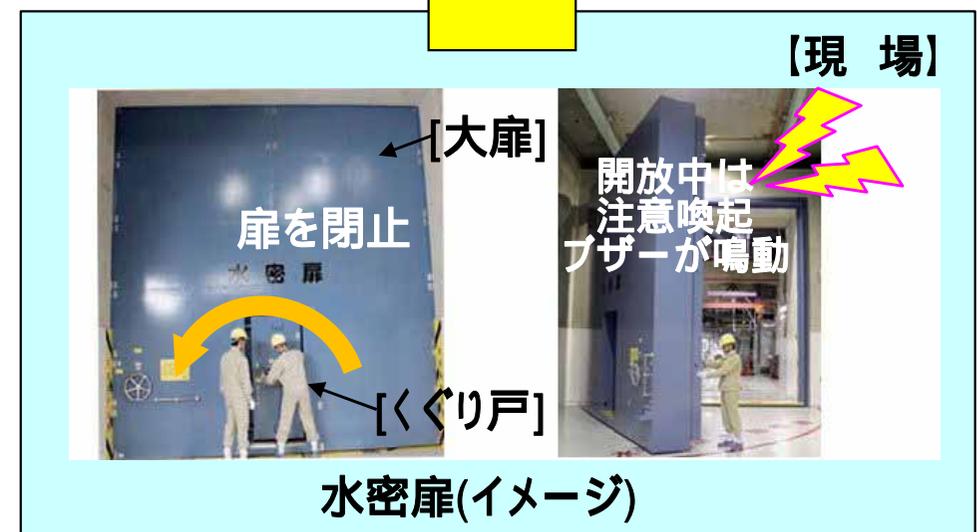
8. 水密扉の開閉状態の表示及び運用管理

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)

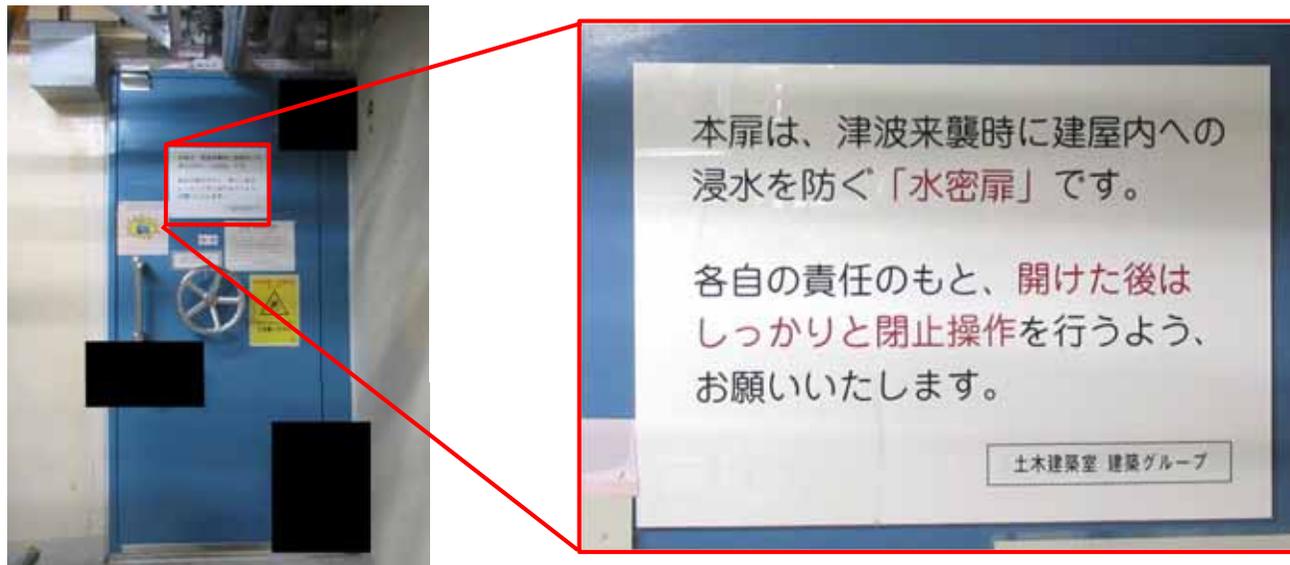


図2 原子炉建屋地下2階 原子炉隔離時冷却系(RCIC)室水密扉

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。

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)

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**

$$\left[\begin{array}{l} \text{消火設備等からの放水量(130L/m: 屋内)} \times \text{放水箇所} \cdot \text{時間} \\ \text{(2箇所同時放水, 3時間放水継続)} = \text{溢水量 約} 47\text{m}^3 \end{array} \right]$$
- ・**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**

↓
溢水評価・対策に関係せず

【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

【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)

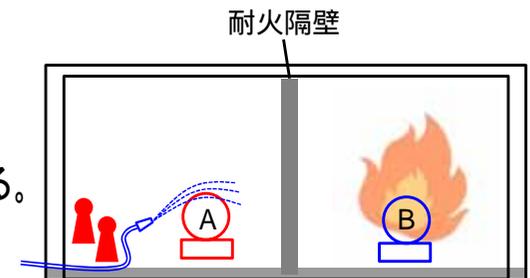
- 前項の溢水対策により、**消火活動に伴う消火水が原子炉安全等に係る重要な設備に悪影響を与えないように**対処している。その上で、運用面においては、社内規程「火災防護計画」に**消火対象以外の溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わない**こと等を定め、教育・訓練を実施していく。

【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

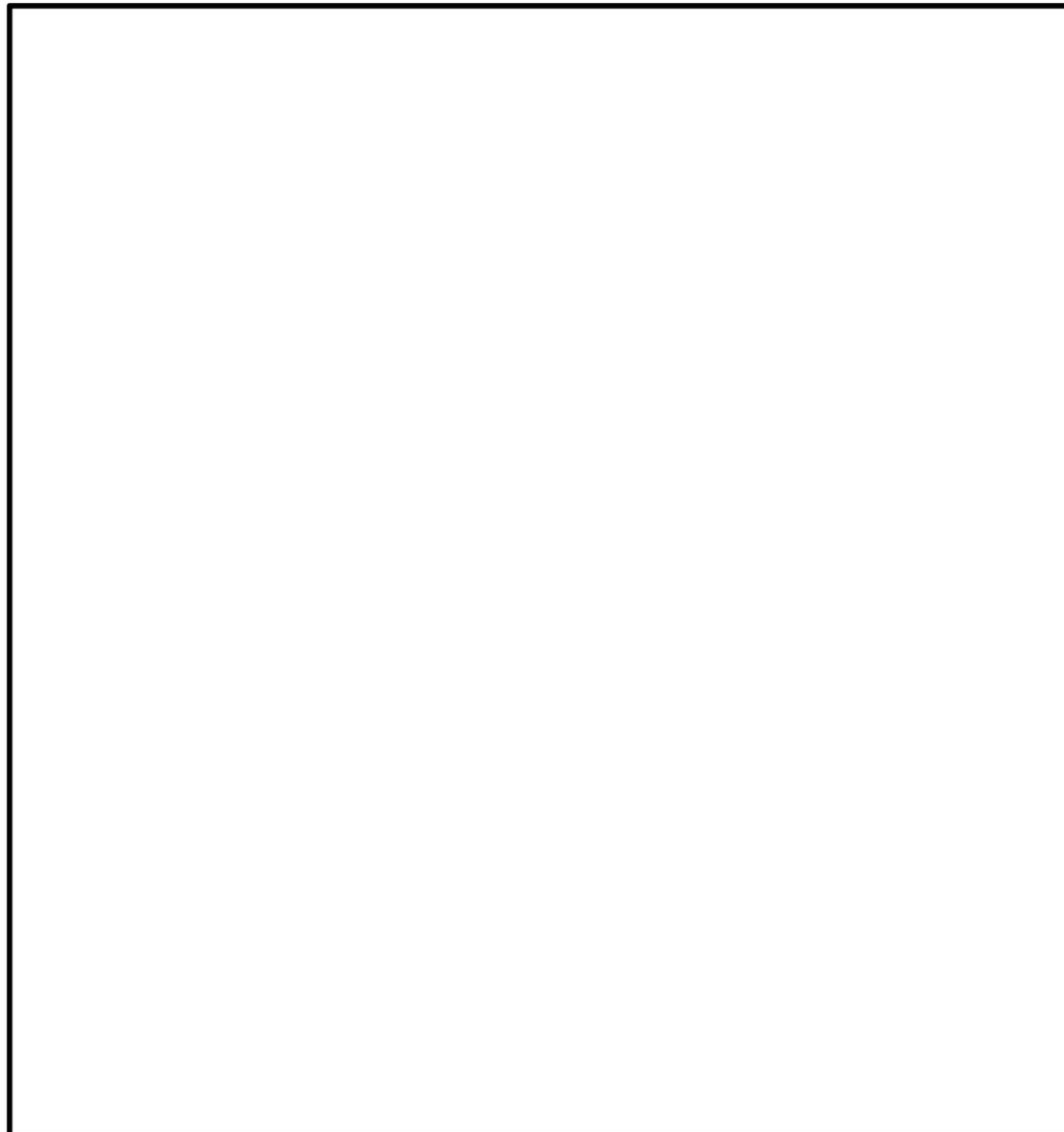
- ・全所員に対する教育訓練：火災の発生防止、感知及び消火並びに影響軽減に係る教育
初期消火活動及び内部溢水を考慮した消火活動に係る教育
初期消火活動に用いる消火器の取り扱い訓練
- ・自衛消防隊員の教育訓練：火災が発生した際の自衛消防活動の実効性を確認する総合訓練の実施

○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

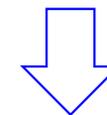
*「火災防護計画」は作成中であり、新規基準に係る各設備の設置・運用開始に合わせて策定、施行する。
内部溢水-70

2. 発電所における火災防護計画の策定と実践 (2 / 2)



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)
内部溢水-71

東海第二発電所

重大事故等対策に係る訓練への 対応について(改訂版)

2024年2月14日

日本原子力発電株式会社

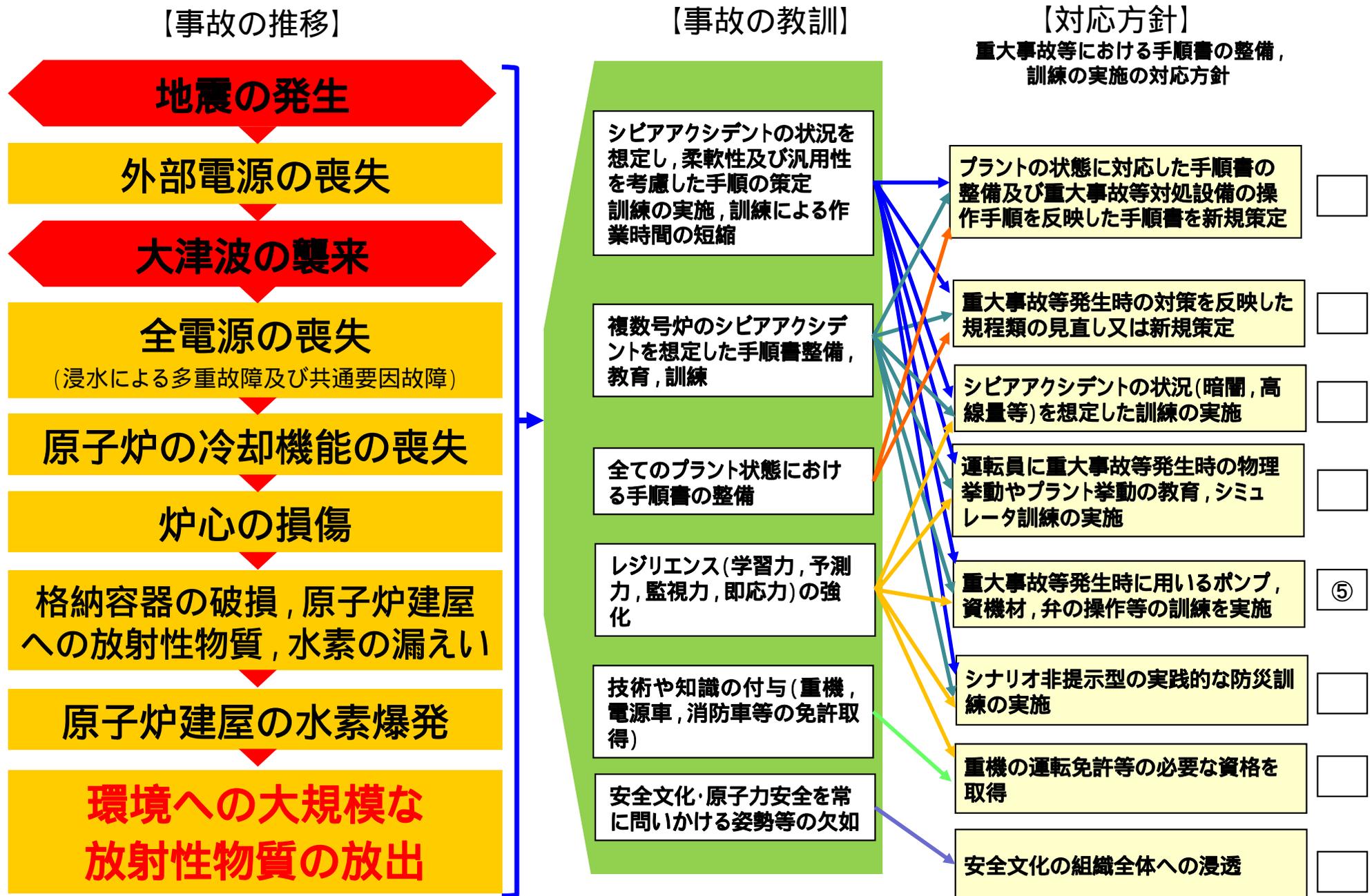
本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1 . 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2 . 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	4
3 . 重大事故等の対応に係る手順書及び規定類の見直し	5
4 . 災害対策要員の教育及び訓練	7
5 . 災害対策要員の訓練	9
6 . 運転員の教育及びシミュレータ訓練	10
7 . シビアアクシデントの状況(高線量, 暗闇等)を想定した訓練	11
8 . シナリオ非提示型の訓練の実施	12
9 . 社員による重機等の資機材の操作	13
10 . 安全文化の組織全体への浸透	15
11 . まとめ	16

補足説明資料 重大事故等対策に係る訓練への対応について

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



➤ **新たに想定した有効性評価の事故シナリオを踏まえて、新規の重大事故等対処設備の操作等を反映した教育及び訓練を構築するため、以下の対策を施す。**

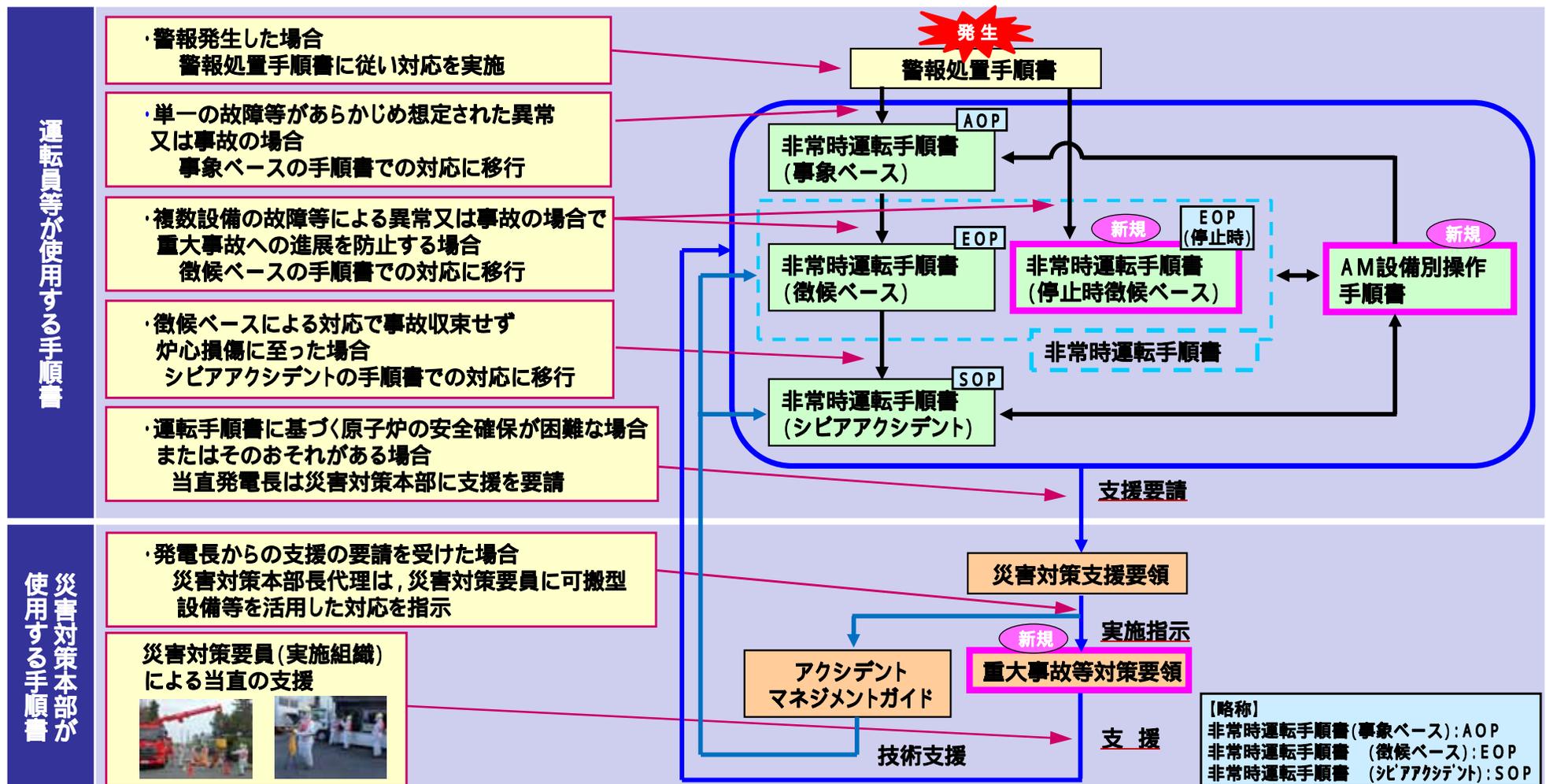
対応方針	従来の方策	新たな対策	備考
プラントの状態に対応した手順書の整備及び重大事故等対処設備の操作手順を反映した手順書を新規策定	・非常時運転手順書(事象ベース, 徴候ベース, シビアアクシデント)を整備し, 訓練を実施	・原子炉運転停止時に対応した非常時運転手順書 (停止時徴候ベース)を 新たに整備 ・ 重大事故等発生時に使用する設備の操作手順書を新たに整備 ・既存の手順書に, 重大事故等対処設備の操作に係る手順の反映を実施	新規 / 強化
重大事故等発生時の対策を反映した規程類の見直し又は新規策定	・アクシデントマネジメントとして整備した手段に係る手順及び規程類を整備	・ 重大事故等及び大規模損壊等を考慮した重大事故等対策要領を新たに整備	新規 / 強化
シビアアクシデントの状況(暗闇, 高線量等)を想定した訓練の実施	・全交流動力電源喪失時の初動対応に備えた各種訓練を実施	・ 放射線防護具等の着用及び夜間での操作を想定した訓練の実施	新規
運転員に重大事故等発生時の物理挙動やプラント挙動の教育, シミュレータ訓練の実施	・重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に係る基礎的及び応用的な教育を実施	・ 新たに想定した有効性評価の事故シナリオの教育 ・ 重大事故等対処設備を用いた対応時のプラントの挙動等の教育	新規
重大事故等発生時に用いるポンプ, 資機材, 弁の操作等の訓練を実施	・アクシデントマネジメントとして整備した手段に係る教育を実施	・ 可搬型重大事故等対処設備等を用いた訓練を実施	強化
シナリオ非提示型の実践的な防災訓練の実施	・事象の概要が提示された訓練を実施	・ 事故シナリオ非提示型の原子力防災訓練の実施 ・ 社内関係箇所との情報連携等を実践的な訓練を実施	強化
重機の運転免許等の必要な資格を取得	・協力会社の要員も含めた重機等の作業要員の確保	・社員の重機の 運転免許の取得を推進 し, 社員自らで対応可能な体制を整備	強化
安全文化の組織全体への浸透	・主な取り組みとして, コンプライアンス・安全文化醸成活動, トラブル低減活動, 安全の在り方検討を実施	・原子力安全を最優先とした 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	強化

3. 重大事故等の対応に係る手順書及び規定類の見直し (1 / 2)



➤ 中央制御室及び現場で運転員等が使用する手順書並びに緊急時対策所及び現場で災害対策要員が使用する手順書に分類して整備

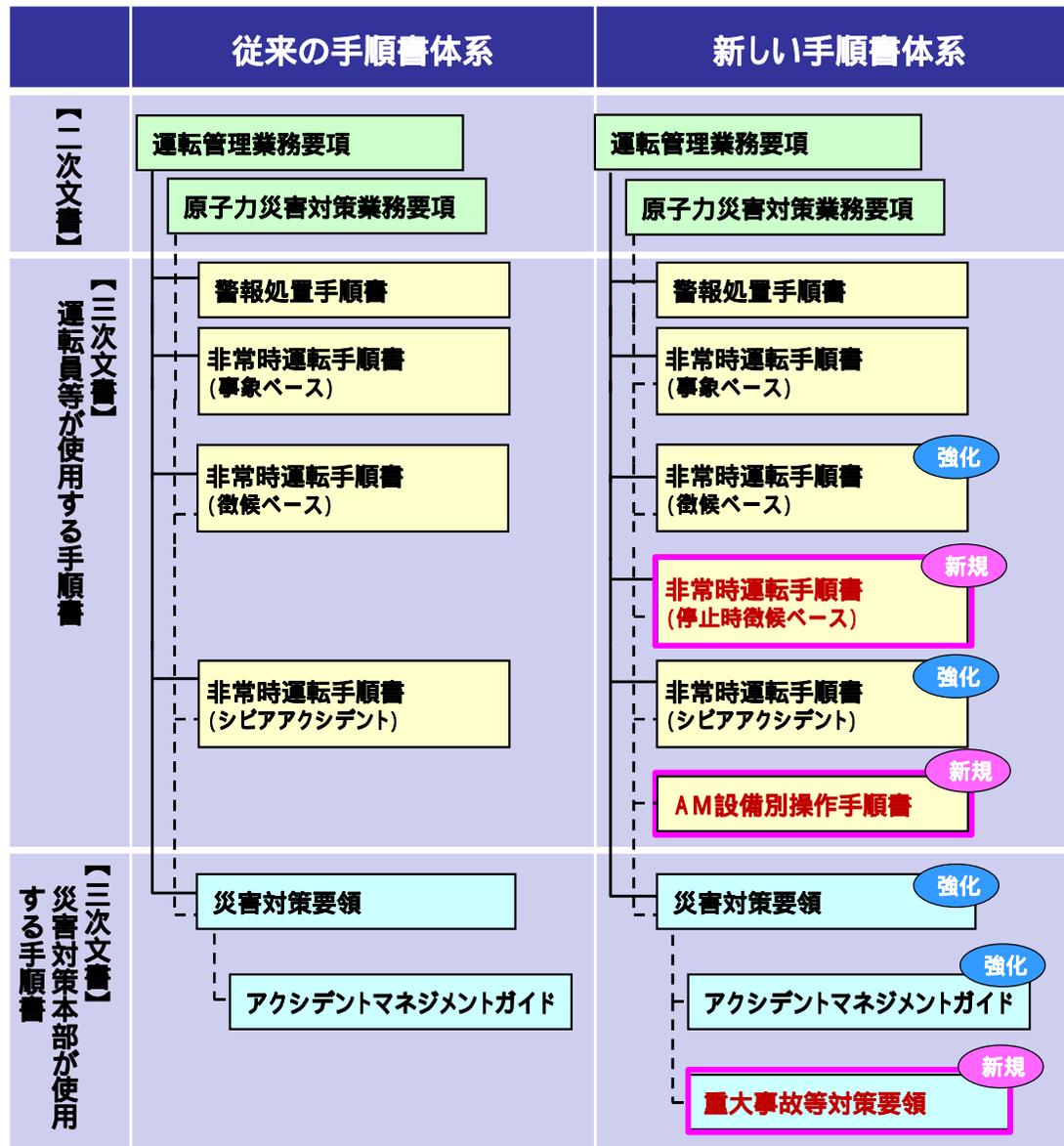
- 発電長は、**非常時運転手順書等に基づき重大事故等対応を実施**
- 発電長は、運転手順書に基づく原子炉の安全確保が困難な場合又はそのおそれがある場合、**災害対策本部に支援を要請し、要請を受けた災害対策本部は、災害対策要員による可搬型設備等を活用した対応処置を重大事故等対策要領に基づき実施**



3. 重大事故等の対応に係る手順書及び規定類の見直し (2 / 2)



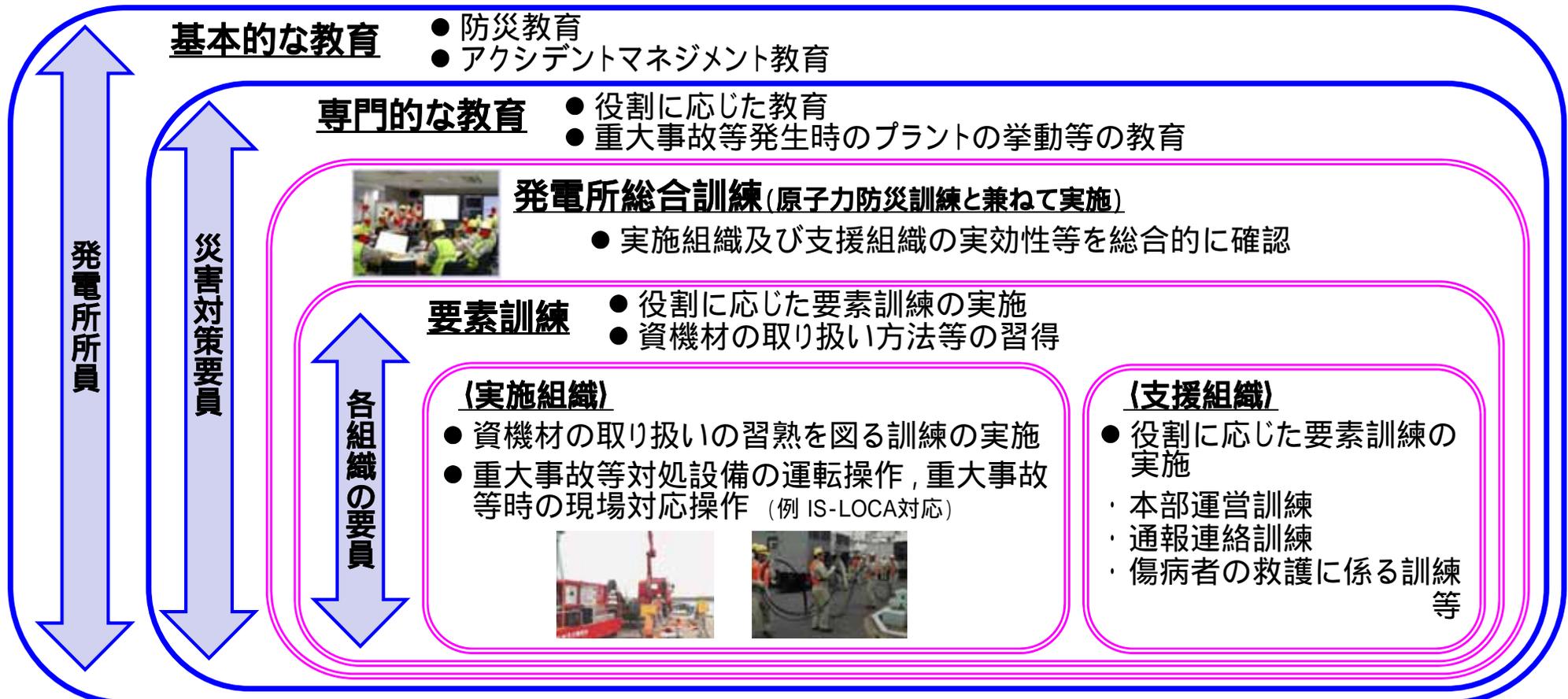
➤ 重大事故等の対応に係る手順書及び規程類の見直し又は手順書の新規策定を実施



- 原子炉運転停止中における異常事象発生時において、燃料の損傷を防止するために**非常時運転手順書 (停止時徴候ベース)**を新規に整備
- 重大事故等時に用いる**重大事故等対処設備**等の操作手順を新規に整備
- 重大事故等及び大規模損壊等を考慮した**重大事故等対策要領**を新規に整備
- 既存の手順書及び災害対策要領、アクシデントマネジメントガイド等の規程類を見直し、**重大事故等発生時の対応に係る運用の見直し**又は**新規の重大事故等対処設備に係る反映**を実施

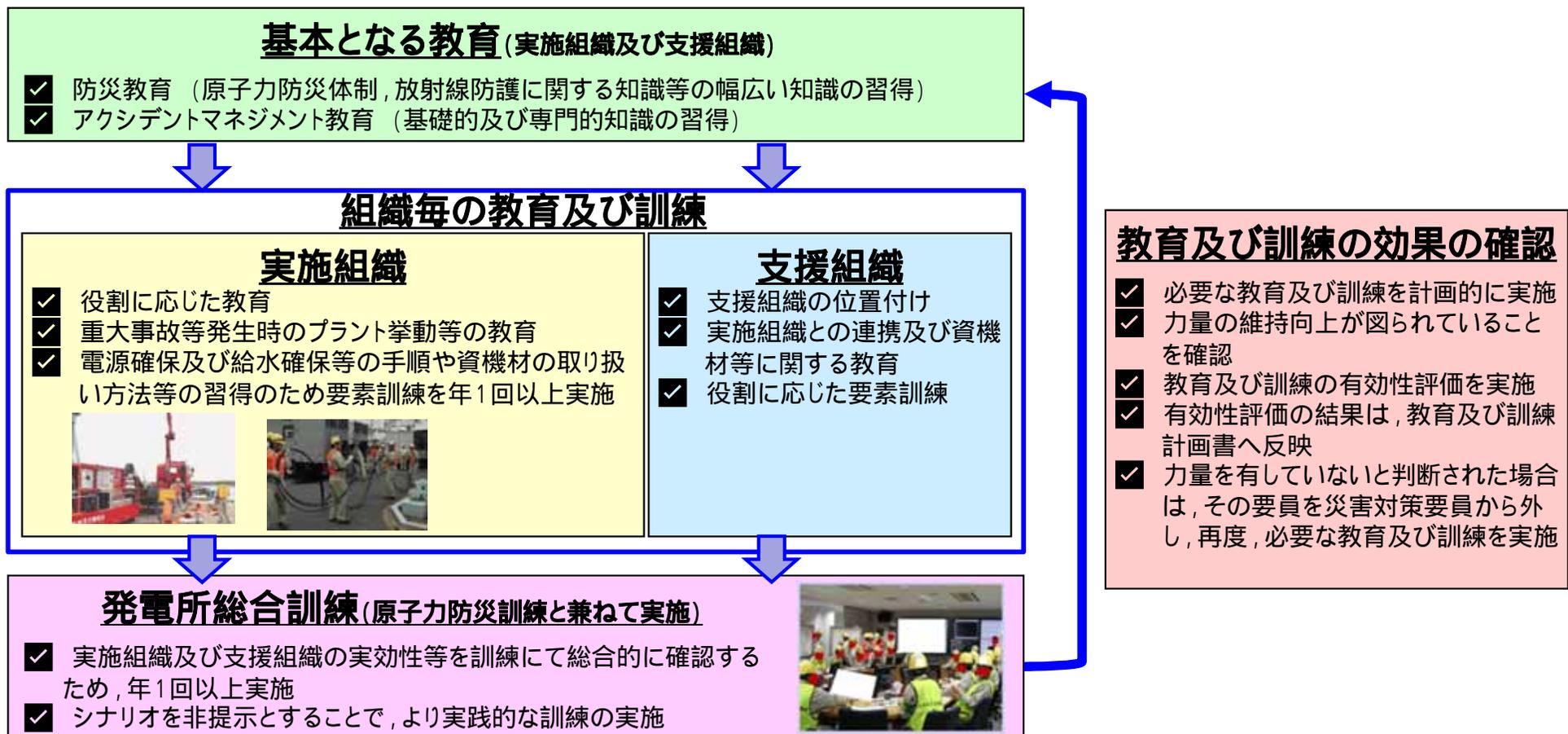
4. 災害対策要員の教育及び訓練 (1 / 2)

- 災害対策要員には、想定され得る重大事故等の事象を包括的に考慮し、**重大事故事象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を実施**
- 災害対策要員には、**重大事故等発生時のプラント挙動等**、事故対応上理解が必要な知識を付与する教育及び訓練を実施
 - 必要な**教育及び訓練を計画的に実施**し、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認
 - 教育及び訓練は**有効性評価を行い**、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られる**実施頻度に見直す**
 - 力量を有していることを確認した災害対策要員は、**管理リストに反映し管理**
 - 力量を満たさないと判断された要員は、災害対策**要員から外し**、**再度、必要な教育及び訓練を実施**



4. 災害対策要員の教育及び訓練 (2 / 2)

- 事故収束に係る各種の対応を行う実施組織及び支援組織に対しては、必要な教育及び訓練を**社内ルールに基づき定期的に実施**
- 各要素訓練は、重大事故事象に対応又は包含した訓練であるが、設備が未導入のものについては、設備の**設置以降に適宜訓練を実施**していく。
 - 計画的に基本教育、組織毎の要員に付与する教育及び訓練、発電所総合訓練を実施し、**災害対策要員の力量の維持及び向上を図る**。
 - 発電所総合訓練等を通じて**教育及び訓練の有効性評価を行い**、必要に応じて再教育の実施や訓練実施頻度の見直しを行う。



5. 災害対策要員の訓練

- ▶ 非常事態に対処するための総合的な訓練として **発電所総合訓練を実施**
- ▶ 要員の力量維持及び向上を図るため **要素訓練の実施** 及び発電所と本店との連携の強化を図るため **原子力防災訓練を実施**
 - 災害対策本部長の指揮のもと、**原子力防災組織が有効に機能することを発電所総合訓練により確認**
 - 訓練項目ごとに対象者の力量向上のために実施する要素訓練及び本店等と合同で行う原子力防災訓練を実施
 - それぞれの訓練は計画に基づいて **年1回以上実施**
 - 教育及び訓練により、操作が必要な要員数及び想定時間で効率的かつ確実に実施できることを訓練で確認

要素訓練	発電所総合訓練	原子力防災訓練
<ul style="list-style-type: none"> ・実施組織の要員に対し、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な「電源確保」及び「可搬型設備を使用した給水確保」等の対応に係る 要素訓練を実施 ・重大事故等対策に関する教育及び訓練として手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取扱い方法等の習得を図るため 年1回以上要素訓練を実施 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災管理者の指揮のもと、原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認するために実施 ・各要素訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるか検証 	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所と本店等と合同で行う原子力防災訓練には 経営層も参加 ・本店災害対策本部における活動の指揮命令及び情報収集等の訓練を実施し、発電所と本店等のコミュニケーションの強化を図る ・オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携（協力要請等）、社外への情報提供（模擬記者会見訓練）等を実施
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>水源確保に係る訓練</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>アクセスルートの確保に係る訓練</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">要素訓練は、各重大事故に対応した訓練を手順書に基づき実施する。（補足説明資料参照） なお、使用設備が未導入の場合は、予め教育を行い設備の設置以降に適宜訓練を実施していく。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>電源確保に係る訓練</p> </div> </div>	<div style="text-align: center;">  <p>災害対策本部</p> </div>	<div style="text-align: center;">  <p>本店災害対策本部</p> </div>

6. 運転員の教育及びシミュレータ訓練

- **重大事故等発生時のプラント挙動等，事故対応上理解が必要な知識を運転員に付与**するため，教育を実施
- 重大事故等発生時のプラント挙動等の**事故対応上理解が必要な知識を付与**するため，机上教育を実施
 - **自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターで対応操作訓練を実施し，知識の向上と実効性を確認**
 - 訓練は国内外で発生したトラブル対応や全交流動力電源喪失を想定した対応等，事象ベースに留まらずに**随時拡充して実施し，運転員の技術的能力を向上**
 - **訓練では監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬し，事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し，重大事故等発生時の運転操作の対応能力を向上**
 - 自社のシミュレータについては，**重大事故等対処設備の模擬運転操作等も反映できるように改造する予定**

机上教育等	シミュレータを用いた訓練
<p>「防災教育」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力防災体制等に関する知識 ・ 放射線防護に関する知識 ・ 放射線及び放射性物質の測定等に関する知識 (法令の概要， 放射線防護に関する知識， 防災設備に関する知識 等の教育) 	<p>「異常時対応訓練」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 指揮，状況判断 ・ 中央制御室対応 ・ 現場操作対応 (判断・指揮命令 異常時操作の対応(中央制御室)， 異常時操作の対応(現場) 等の訓練)
<p>「アクシデントマネジメント教育」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基礎的知識 ・ 応用的知識 (アクシデントマネジメントの概要， プラント状況に応じた優先順位等の専門知識 等の教育) 	<p>「シミュレータ訓練 ~ 」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 当直班の運転操作の連携に係る訓練 (ファミリー訓練) ・ 中央制御室対応の運転員の起動停止・異常時・警報発生時の対応に係る訓練 ・ 発電長，副発電長の判断・指揮命令に係る訓練
<p>「発電所総合訓練」 (当直の活動，各作業班との連携，当直の意思決定 等の教育)</p>	

7. シビアアクシデントの状況(高線量, 暗闇等)を想定した訓練

➤放射線防護具類及び資機材等を使用し, 様々な状況を想定した訓練を実施, 対応能力を向上

- 以下のような様々な悪条件を考慮して訓練を実施
 - ・ 悪天候(降雨, 降雪, 荒天等の天候) ・ 作業環境(夜間・暗闇, 高線量環境下)
- 現場環境の放射線量の上昇が予測される対応に係る訓練は, 放射線防護具類(タイベック・全面マスク)を着用して実施
- 訓練により, 防護具等の着用が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
- 訓練により, 暗所環境での照明器具を用いた操作が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認

前年度の訓練実績を踏まえて次年度の訓練計画を策定し, 要員が各訓練を満遍なく経験するようにしている。

放射線防護具類を着用した訓練例



可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



可搬型代替低圧電源車の設置・運用



可搬型照明を用いた訓練例



暗所環境下でのポンプ車の設置・運用



可搬照明を使用した
弁の開閉操作

悪天候(降雨時)の訓練例



降雨時のホイールローダの運用



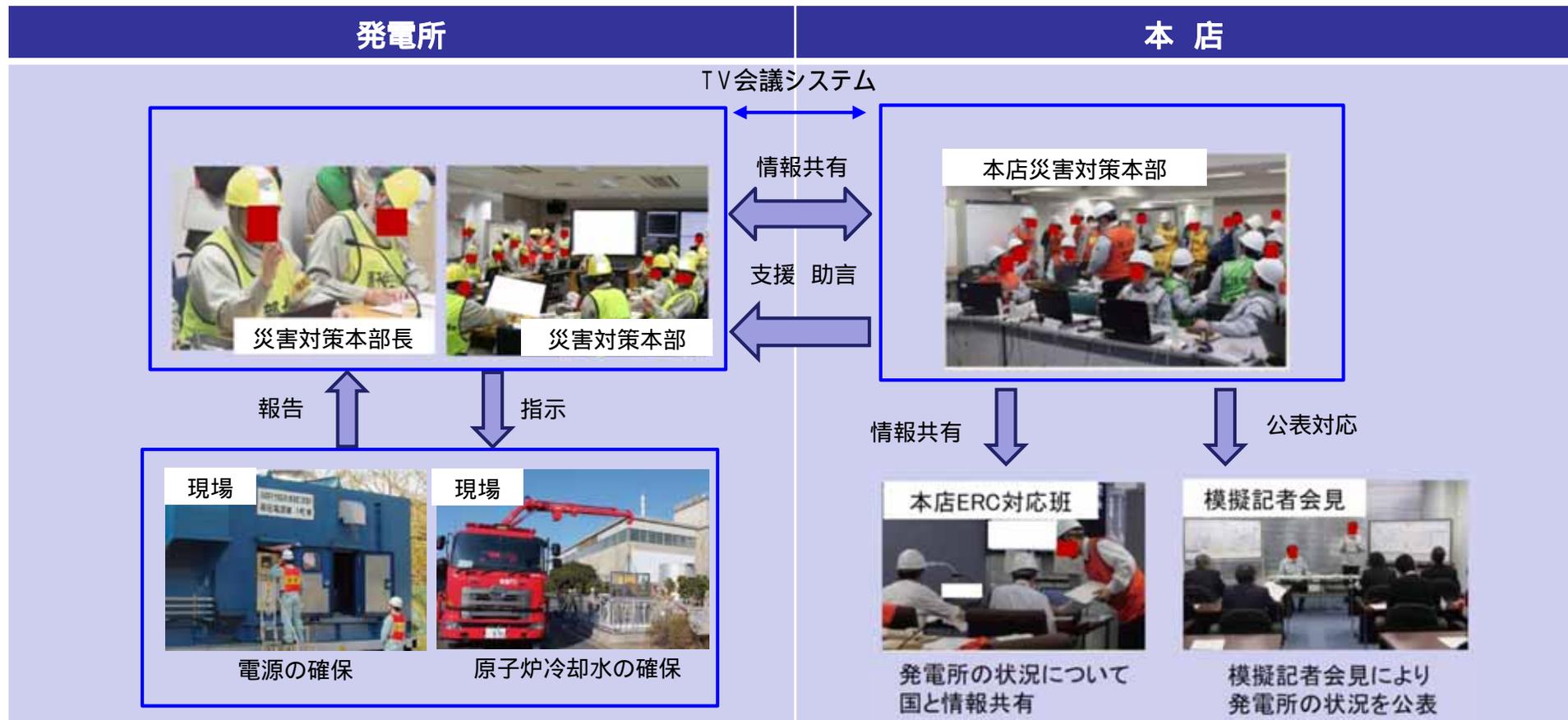
降雨時の電源車の設置・運用

8. シナリオ非提示型の訓練の実施

➤ 原子力防災訓練では **事故シナリオ非提示型での訓練も実施することで**，社内関係箇所とのTV会議システム等を用いた情報連携等，**より実践的な訓練を行う**

- 訓練では，**事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練を実施し**，災害対策要員の**対応能力を強化**
- 訓練では地震及び津波による外部電源喪失事象だけでなく，様々な自然災害や外部事象等にも対応するよう，**計画的に実施**
- 東海発電所との**同時被災等のシナリオも取り込み**，発電所災害対策本部の**各活動が輻輳しないことも確認**

事故シナリオ提示型の訓練を通じた練度向上に加えて，**非提示型の訓練を通じた徴候ベースの対応能力向上を図っている。**



9. 社員による重機等の資機材の操作 (1 / 2)

- 重大事故等発生時に必要となるホイールローダ等の重機の運転を**社員自らが**できるように，社員の大型自動車，重機等の**免許の取得を推進し対応能力を向上**
- ホイールローダ等の重機を，**当社社員自らが運用**できるよう，**運転免許の取得を推進**
 - 特殊技量(重機の操作等)を有した要員を確保するため，社員の大型自動車，重機等の免許の資格取得を推進
 - 要員に対しては，導入する資機材の仕様(ポンプの容量，積載可能荷重，最大けん引力等)及び運用に係る教育を実施し，各資機材の基本的な知識を付与

免 許	資格取得者数		主な車両・重機
	2011年	2021年	
大型自動車	7	36	可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ 予備電動機運搬用トレーラー 等 
車両系建設機械 (うち大型特殊 取得者)	11 (1)	49 (16)	ホイールローダ，油圧ショベル，ブルドーザ 

10. 安全文化の組織全体への浸透

- 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**。

- 災害対策要員及び運転員は、**新規の重大事故等対処設備の操作を反映した教育・訓練を実施する。**
- 重大事故等発生時における**各要員の役割に応じて、必要な知識・技能を明確化し、教育・訓練の計画・実績を管理する。**
- 教育及び訓練は、全ての項目において年1回以上必須で実施することにより、**技術伝承を図り、経験・知識の風化を防止する。**
- シビアアクシデント時の現場環境を想定し、必要な防護具等を装備した訓練を実施することで、さまざまな**悪条件下での対応の習熟を図る。**
- **事故シナリオ非提示型の防災訓練を実施**することで、社内の関係箇所との情報連携の強化を図り、**防災組織全体の対応力を強化する。**
- 重大事故等発生時に用いる重機等の資機材の運転に係る免許の取得を推進し、**社員自らが運用できるように対応力を強化する。**
- 安全文化醸成に係る取り組みとして、**原子力安全を最優先**とした組織全体の**基本指針の策定及び浸透を図り、原子力安全を確保する。**

以上の対策により、重大事故等発生時に災害対策本部が実施する事故収束活動を、災害対策要員が滞りなく遂行するための教育及び訓練を実施する体制を構築するとともに、組織全体に安全文化の浸透を図っている。

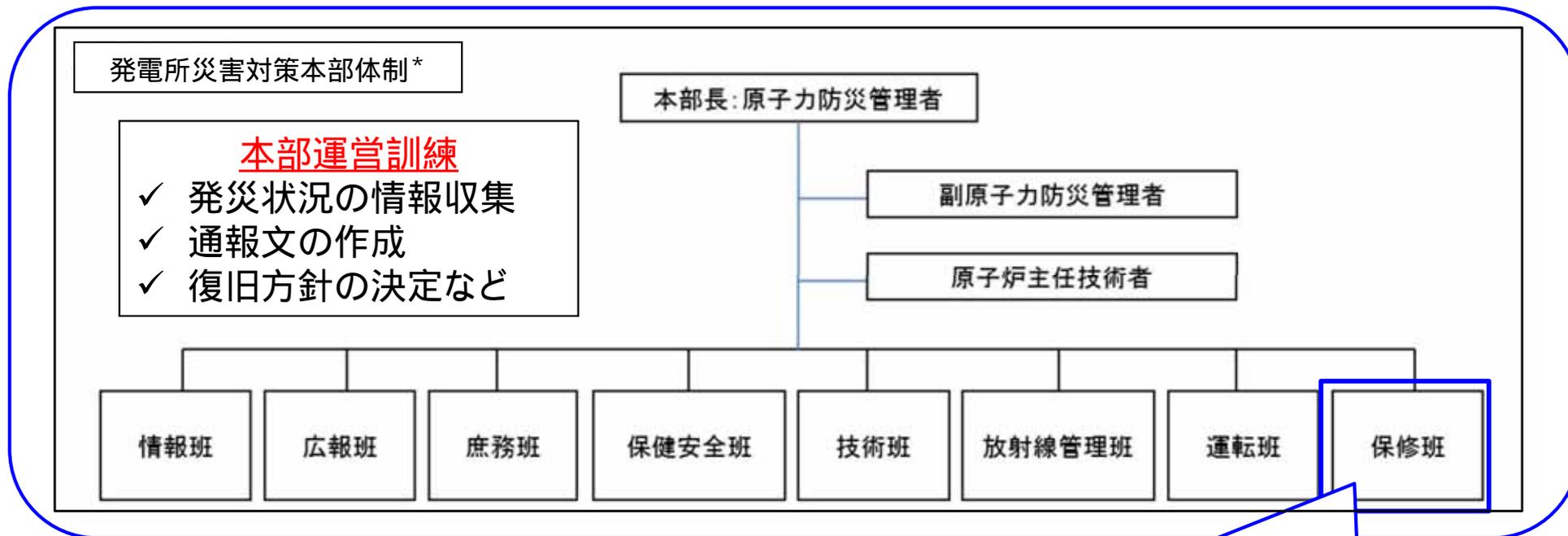
(補足説明資料 重大事故等対策に係る訓練への対応について)

補足説明資料 目 次

1. 重大事故等対策訓練	19
2. 安全ハンドブック	25
3. 新しい手順書体系	26
4. 災害対策要員の教育及び訓練	27
5. 運転員の教育及びシミュレータ訓練	28
6. 緊急時対応に関する手順化の状況及び職員の教育・訓練計画	29
7. 実際の設備・機器等を用いた訓練の実施方針	30
8. 想定外事象が発生した場合の対応方針及び対応能力向上の取り組み	31
9. 協力会社等の外部の人員に関する教育や力量の評価	39
10. 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	41
11. 発電所の安全確保等に係る技術伝承等を含めた教育・訓練	53
12. 当社の人材確保の取組・工夫	61
13. 安全確保活動におけるヒューマンファクターの考慮	67

1. 重大事故等対策訓練(発電所災害対策本部体制)

ここでは重大事故等対策訓練のうち、緊急時対策所内で行われる**本部運営訓練**及び発電所現場で行う要素訓練として**中型ポンプ及び低圧電源車の訓練状況**について示す。



* 上記体制は現行の組織体制に基づくものであり、今後の新規制基準への適合に合わせて見直しを行う。

応急復旧作業(水源確保 電源確保)

可搬型代替注水中型ポンプ訓練

- ✓ 注水ポンプ取扱い
- ✓ クレーン操作
- ✓ 送水ホース接続
- ✓ ポンプ・ホース収納



可搬型代替低圧電源車訓練

- ✓ 電源車機関操作
- ✓ 電源ケーブル敷設・接続・収納
- ✓ ケーブル接続箇所確認



1. 重大事故等対策訓練(災害対策本部運営訓練(1/2))



- 訓練目的

新規制基準の有効性評価のシナリオを基に、**新規制基準設備を想定した訓練等の実施**(平成27年8月から新たに訓練開始)

- 達成目標

想定される全ての事故について、本部長以下全ての本部員要員が、事故進展や、なすべき役割を把握し、最善の対応が図れること。

- 訓練頻度, 参加人数

原則毎月1回実施(総合防災訓練, 総合火災訓練等の実施月は除く。)

参加人数: 約40~60人/回

- 訓練想定

本訓練は災害対策本部の対応訓練とし、災害対策本部要員以外の要員(重大事故等対応要員, 自衛消防隊等)は確保されているものとみなして実施する。

以下を通じて訓練内容について**継続的な改善(PDCA)**を行う。

- ✓ 訓練振り返り(Check)

訓練終了後に訓練の振り返りを行う。

(疑問または不明であった点の確認, 良好事例の共有等)

- ✓ 気付き事項の抽出及び改善策の検討(Action)

評価者, プレーヤーによる気付き事項を抽出し, 評価会議にて改善策の検討を実施する。

- ✓ 改善策を次回訓練計画へ反映(Plan)

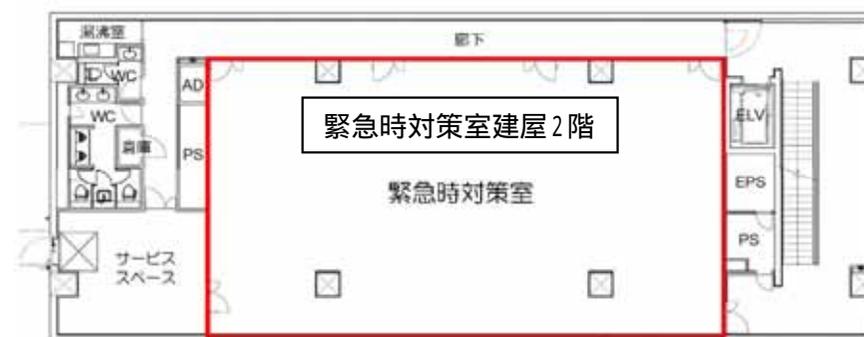
改善策の例) 適時ブリーフィングの実施(対策方針等の確認)

- ✓ 訓練の実施(Do)

訓練を実施し, 改善策の有効性を確認する。



緊急時対策室建屋外観



緊急時対策室建屋2階

緊急時対策室



発電所災害対策本部*

1. 重大事故等対策訓練(災害対策本部運営訓練(2/2))



訓練シナリオの例

時間	事象等
0:00	地震発生(東海村震度6弱,津波なし) 原子炉自動停止 外部電源喪失発生
0:30	非常用ディーゼル発電機故障 常設代替高圧電源装置起動失敗 発電所内全交流電源喪失発生
0:35	地震発生(東海村震度5強,津波なし) 原子炉隔離時冷却系ポンプ故障 常設高圧代替注水系ポンプ起動失敗
0:40	原子炉冷却材喪失事象発生
1:00	復旧方針確認(水源・電源の確保)



災害対策本部内での活動

情報収集・共有

- 事象等の時系列をパソコン(チャットシステム)に入力し,発電所災害対策本部及び本店総合災害対策本部にて情報共有
- 発電所災害対策本部内にて大型スクリーン,ホワイトボード,電子ボードを用いて通報文の内容確認,機器の故障状況,復旧状況等の情報を共有

通報文の作成

- 速やかな通報を行うために,通報文テンプレートを活用し通報文の作成

戦略立案

- 事故発生から事態収束するための対応戦略を立案するため,発電所災害対策本部内に戦略チームを設置する。
- 戦略立案の際は戦略シートを用いて,必要な情報を集め速やかに有効性のある戦略を立案する。

ブリーフィング

- 戦略(対応方針)を発電所災害対策本部にて決定し,発電所災害対策本部及び本店総合災害対策本部内に周知する。
- 適時本部長によるブリーフィングを実施し,発電所の状況,復旧作業状況等を確認し,対応方針に沿った対応が採られていることを確認する。

応急復旧・拡大防止措置

- 対応方針に沿った,水源・電源確保の作業方法を定める。

時刻	事象
13:35	外部電源喪失に伴い原子炉スクラム。スクラム成功。05全台起動失敗
13:37	原子炉水位L2。R2C1自動起動
13:35	AL22故障 警戒音
13:38	常設代替高圧電源装置起動失敗
13:39	非常事態宣言 (522線路)。災害対策本部設置
13:40	ディーゼル機ポンプ起動失敗
13:41	13:40R2C1にて水位調整中 (L3-L8)
13:39	戦略別図
13:47	20可搬型代替注水中型ポンプ準備完了見込み。30分後PS66高見込み
13:48	PP設備異常なし。13-35UPS運用。30分程度で電圧枯渇。構内立入制限実施済。見学者各自退場済
13:48	15時30分プレスで調整中
13:50	線路近から方針説明 (R2C1による長時間運転のため負荷の切り離し。可搬型代替注水中型ポンプ起動電源準備済。系統ラインナップの準備)
13:52	保圧電源等西側接続口へ接続。14:50頃準備完了見込み
13:52	全室マスク・タイベック・粉塵袋。ゴミ袋等を備付で現場に入ること。
13:53	SFP100℃到達17.5時間後の見込み。(その前に注水)
13:57	14:05頃525線路
13:58	可搬型気象装置を倉庫に設置

チャットシステムの例

1. 重大事故等対策訓練(可搬型重大事故等対処設備(中型ポンプ)訓練)



- 訓練目的

可搬型重大事故等対処設備(可搬型代替注水中型ポンプ)を用いた水源確保訓練を行い要員の力量の維持・向上を図る。(平成27年10月から新たに訓練開始)

- 達成目標

水源確保に必要なポンプユニット運転操作,ポンプ取出・収納作業,クレーン操作,ホース展張・回収作業等ができること。

- 訓練頻度

訓練対象者(約60名)年1回以上 (H29年度18回実施)

- 訓練項目

注水ポンプ車の取扱い

クレーン操作(有資格者),ポンプユニット起動操作,ポンプ引出・回収操作

ポンプ設置作業

ポンプ引出しから設置までの一連の作業を実施(タイムアタック)

ホース車の取扱い

ホース展張及び回収作業

以下を通じて訓練内容について継続的な改善(PDCA)を行う。

- ✓ 訓練評価(Check)

作業開始からポンプ設置までの時間測定を行い練度を確認する。

- ✓ 気付き事項の抽出及び改善策の検討(Action)

訓練後,訓練参加者から気付き・要望事項の抽出を行い改善策の検討を実施

- ✓ 改善策を次回訓練計画へ反映(Plan)

改善策の例:有資格者によるクレーン操作訓練の追加
(個別訓練による練度向上)

- ✓ 訓練の実施(Do)

訓練を実施し,改善策の有効性を確認する。



1. 重大事故等対策訓練(可搬型重大事故等対処設備(低圧電源車)訓練)



- 訓練目的

可搬型代替低圧電源車を用いた電源確保訓練を行い、要員の力量の維持・向上を図る。(平成27年10月から新たに訓練開始)

- 達成目標

電源確保に必要な低圧電源車機関操作, ケーブル敷設・接続作業ができること。

- 訓練頻度

訓練対象者(約100名)年1回以上 (H29年度28回実施)

- 訓練項目

ケーブル搭載車操作

ケーブルドラム操作, 電力ケーブルの敷設, 低圧電源車へのケーブル接続

低圧電源車機関操作

電源車機関の起動準備及び機関起動・停止操作

構内の低圧電源車接続箇所の確認

水処理建屋, 屋内開閉所内にある接続箇所の確認

以下を通じて訓練内容について継続的な改善(PDCA)を行う。

- ✓ 訓練評価(Check)

訓練指導者による観察により練度を確認する。

- ✓ 気付き事項の抽出及び改善策の検討(Action)

訓練後, 訓練参加者から気付き・要望事項の抽出を行い改善策の検討を実施

- ✓ 改善策を次回訓練計画へ反映(Plan)

改善策の例: 訓練場所を電源車駐車場から実働場所(水処理建屋)へ変更

- ✓ 訓練の実施(Do)

訓練を実施し, 改善策の有効性を確認する。



1. 重大事故等対策訓練(まとめ)

以上のとおり、本部運営訓練や可搬型重大事故等対処設備訓練等の要素訓練について、**継続的实施と改善により訓練の強化・充実を図り、組織の事故対応能力(レジリエンス)を維持・向上し、災害対策の実効性を確保している。**

今後、新規基準に適合した設備の追加設置 / 配備に応じて**訓練項目を充実化し、更なる事故対応能力の維持・向上に努めていく。**

< (参考) 継続実施中の要素訓練 (平成30年) >

●本部運営訓練

●可搬型重大事故等対処設備訓練

- ✓注水ポンプ車・ホース車取扱訓練
- ✓注水ポンプ車クレーン操作訓練
- ✓使用済燃料プール注水訓練(注水ホース接続口現場確認及び手順確認)
- ✓低圧電源車機関操作訓練
- ✓低圧電源車ケーブル敷設・接続訓練

●車両等運転技能訓練維持・向上訓練

- ✓ホイールローダ運転訓練(資格取得時の試験コースを設定し運転操作)
- ✓注水ポンプ車(大型車両)運転訓練(発電所構内道路を走行運転操作)
- ✓低圧電源車(中型車両)運転訓練(発電所構内道路を走行運転操作)
- ✓原付バイク運転訓練(発電所構内道路を走行運転操作)

●給油訓練(地下軽油タンクからタンクローリによる燃料抜き取り作業)

●消防活動訓練(消防ホースの取扱い及び消防自動車を用いた放水作業)

●ロボット操作訓練(美浜原子力緊急事態支援センター及び発電所構内におけるロボット・ドローン取扱・操作)



給油訓練



ロボット操作訓練

2. 安全ハンドブック



- 「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)

The image shows the cover of the 'Safety Handbook' on the left and a page from the 'Safety Action Declaration' on the right. The cover features the Gendens logo at the top, the title '安全ハンドブック' in large bold characters, and the subtitle '安全文化の行動指針 安全文化の共通行動標準' at the bottom. The 'Safety Action Declaration' page includes the Gendens logo, the title '安全行動宣言', a statement of commitment to safety, the '3 Principles of Safety Action', and the '10 Action Guidelines for Safety Culture'.

安全ハンドブック

安全文化の行動指針
安全文化の共通行動標準

げんてん

安全行動宣言 GENDEN GROUP

私たちは、最高水準の安全確保を目標とし、原子力施設のリスクを強く認識して、安全最優先に行動します。

《安全行動3原則》

1. 安全を守るプロとして、自ら考え、自律的に行動する。
2. 安全性向上活動に自主的、先取的、継続的に取り組む。
3. 社会の声を真摯に受け止め、情報の発信に努める。

平成24年8月31日
日本原子力発電株式会社
社長

《安全文化の行動指針》

1. 個人の責任意識 PA
2. 問いかける姿勢 QA
3. 効果的な安全コミュニケーション CO
4. 安全の価値とその行動を示すリーダーシップ LA
5. 意思決定のあり方 DM
6. 相互尊重の職場環境 WE
7. 継続的な学習 CL
8. 問題の特定と解決 PI
9. 懸念を発言する環境 RC
10. 作業の計画と管理 WP

* 新たに当社の「安全文化の行動指針」として上記の「10の指針」と「40の要素」を制定しました。平成26年12月11日公布

■「安全文化の行動指針」日本原子力発電株式会社 ■

2. 問いかける姿勢 (Questioning Attitude) QA

- 各人は、意識して自己満足を選んでいること。
- 各人は、誤りや不適切な行為につながるものを見つけるため、現在の状況や活動に絶えず疑問を投げかけていること。
- 各人は、お互いに、発電所の安全に悪影響を及ぼすおそれのある前提条件、警報、プラントパラメータ、発電所内外の状況や保安活動に注意を払っていること。

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時でも、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。

[安全ハンドブック 10ページ目を抜粋]

3. 新しい手順書体系



	従来の手順書体系	新しい手順書体系
【二次文書】	<p>運転管理業務要項</p> <p>原子力災害対策業務要項</p>	<p>運転管理業務要項</p> <p>原子力災害対策業務要項</p>
【三次文書】 運転員等が使用する手順書	<p>警報処置手順書</p> <p>非常時運転手順書 (事象ベース)</p> <p>非常時運転手順書 (徴候ベース)</p> <p>非常時運転手順書 (シビアアクシデント)</p>	<p>警報処置手順書</p> <p>非常時運転手順書 (事象ベース)</p> <p>非常時運転手順書 (徴候ベース) 強化</p> <p>非常時運転手順書 (停止時徴候ベース) 新規</p> <p>非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 強化</p> <p>AM設備別操作手順書 新規</p>
	<p>中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラント安全な状態に維持するために必要な対応操作に係る手順</p> <p>単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に係る手順</p> <p>事故の起因事象を問わず、非常時運転手順書(事象ベース)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に係る手順。プラントの徴候に応じた対応操作を定めた手順書であり、設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重事故等に適用する。</p> <p>原子炉の運転停止時に、異常事象が発生した際の対応操作に係る手順</p> <p>(徴候ベース)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に係る手順</p> <p>重大事故等発生時において恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合に災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、運転員等が行う対応操作に係る手順</p>	<p>重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限を定めた要領</p> <p>炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。</p> <p>自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。</p>
	<p>災害対策要領</p> <p>アクシデントマネジメントガイド</p>	<p>災害対策要領 強化</p> <p>アクシデントマネジメントガイド 強化</p> <p>重大事故等対策要領 新規</p>
	【三次文書】 災害対策本部が使用する手順書	

4. 災害対策要員の教育及び訓練



【災害対策要員の教育及び訓練】

重大事故等対策に関する教育	重大事故等対策に関する訓練
<p>ⒶⒸ 防災教育(原子力防災体制等に関する知識)(1/年): 原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要等</p> <p>ⒶⒸ 防災訓練(放射線防護に関する知識)(1/年): 放射線の人体に及ぼす影響,被ばく管理,放射線防護に関する こと</p> <p>ⒶⒸ 防災教育(放射線及び放射性物質の測定等に関する知識)(1/年): 防災関係設備に関すること(機器の用途,測定方法,機器の取扱 い方法の理解)</p> <p>ⒶⒸ アクシデントマネジメント教育(基礎)(1/年): アクシデントマネジメントの概要</p> <p>Ⓐ アクシデントマネジメント教育(応用)(1/年): 代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動,機能別の設備のプ ラント状況にあった優先順位等の専門知識の習得</p>	<p>Ⓐ 常設代替高圧電源装置による給電(1/年):電源装置(現場手動)による給電</p> <p>Ⓐ 可搬型代替低圧電源車による給電(1/年):電源車の起動操作</p> <p>Ⓐ 可搬型代替高圧電源装置,可搬型代替低圧電源車等への燃料補給(1/年): タンクローリを用いた給油</p> <p>Ⓐ 非常用ディーゼル発電機等冷却水確保(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる送水</p> <p>Ⓐ 可搬型代替直流電源設備による給電(1/年):可搬型代替低圧電源車の起動</p> <p>Ⓐ 原子炉の減圧(1/年):可搬型窒素供給装置(小型)による送気</p> <p>Ⓐ 低圧の原子炉への注入操作(1/年):可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水</p> <p>Ⓐ 最終ヒートシンクへの熱輸送(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保</p> <p>Ⓐ (炉心損傷緩和及び格納容器破損防止)格納容器内の減圧・徐熱・冷却(1/年): 可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水,可搬型窒素供給装置による送気</p> <p>Ⓐ 原子炉圧力容器への注水(1/年):可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水</p> <p>Ⓐ 水素爆発による格納容器の破損防止(1/年):可搬型窒素供給装置による送気</p> <p>Ⓐ 使用済燃料プールへの注水及びスプレイ(1/年):代替燃料プール注水系によるスプレイ</p> <p>Ⓐ 発電所外への放射性物資の拡散抑制(1/年):大気・外洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>Ⓐ 代替淡水貯槽への補給(1/年):可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水</p> <p>Ⓐ 西側淡水貯水設備への補給(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる送水</p> <p>Ⓐ 送水(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる送水</p> <p>Ⓐ アクセスルートの確保(1/年):がれき撤去</p> <p>ⒶⒸ 事故時計装を用いた測定(1/年):可搬型計測器による測定,SPDSデータ表示装置操作</p> <p>Ⓐ 中央制御室の居住性の確保(1/年):チェンジングエリアの設置</p> <p>ⒶⒸ 緊急時対策所等の居住性の確保(1/年):チェンジングエリアの設置,換気系の起動</p> <p>Ⓐ 環境モニタリング(1/年):放射能観測車の取扱い,MP検出器保護カバー交換</p> <p>Ⓐ 気象条件の測定(1/年):可搬型気象観測設備の取扱い</p> <p>Ⓐ 消火活動(1/年):化学消防自動車による消火,航空機燃料火災への泡消火</p>

【凡例】
教育対象 : Ⓐ 実施組織 Ⓒ 支援組織

5. 運転員の教育及びシミュレータ訓練



机上教育等			シミュレータを用いた訓練		
教育名	主な内容	対象	教育名	主な内容	対象
防災教育(原子力防災体制等に関する知識)(1/年)	原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要等	発 副 ○ ○	異常時対応訓練 ¹ (指揮, 状況判断)(30h以上/3年間)	異常時操作の対応(判断・指揮命令含む)	発 副 ○ ○
防災教育(放射線防護に関する知識)(1/年)	放射線の人体に及ぼす影響, 被ばく管理, 放射線防護に関すること	発 副 ○ ○	異常時対応訓練 ¹ (中央制御室対応)(30h以上/3年間)	原子炉の起動停止に関する操作 異常時操作の対応(中央制御室)	発 副 ○ ○
防災教育(放射線及び放射性物質の測定等に関する知識)(1/年)	防災関係設備に関すること(機器の用途, 測定方法, 機器の取扱い方法の理解)	発 副 ○ ○	異常時対応訓練 ¹ (現場確認対応)(30h以上/3年間)	各設備の運転操作の概要(現場操作) 異常時操作の対応(現場操作)	発 副 ○ ○
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)(1/年)	アクシデントマネジメントの概要	発 副 ○ ○	シミュレータ訓練 ² (ファミリー訓練)(15h以上/3年間)	運転操作の連携訓練	発 副 ○ ○
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)(1/年)	代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動, 機能別の設備のプラント状況にあった優先順位等の専門知識の習得	発 副 ○ ○	シミュレータ訓練(9h以上/3年間)	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	○
発電所総合訓練(1/年)	当直の活動, 各作業班との連携, 当直の意思決定(重大事故等を想定して実施)	発 副 ○ ○	シミュレータ訓練(9h以上/3年間)	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断指揮命令訓練	発 副 ○ ○

1 異常時対応訓練では重大事故等の訓練も含めて実施する。
2 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う



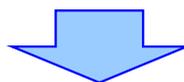
フルスコープシミュレータによる訓練

【凡例】
 教育対象者 発 発電長 副 副発電長
 ○ 運転員 ○ 運転員

- 東海第二発電所では、2011年東北地方太平洋沖地震による発電所の被災・対応状況及び福島第一原子力発電所事故の教訓と反省を踏まえて、発電所がシビアアクシデントに至る恐れがある場合や、万一シビアアクシデントに至った場合でも、適切な事故対応操作等により発電所外部への影響を抑制して事故を収束できるよう、事故対応の操作手順を定め、教育・訓練を計画し実施している。
- 手順書等に関しては、上記の重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部（要員）が使用する要領を整備している。また、教育・訓練については、重大事件事象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を計画的に実施し、緊急時対応に係る体制を整備している。

< 事故対応の操作手順，教育・訓練計画等の主な内容 >

- | | |
|--------------------------------|-----------|
| ・重大事故等への対応に係る手順書等の体系的な整備 | < 別紙1 > |
| ・重大事故等を考慮した災害対策要員の教育及び訓練 | 本文4. 及び5. |
| ・重大事故等に対応した運転員教育及びシミュレータ訓練の実施 | 本文6. |
| ・シビアアクシデント環境及び悪天候等を想定した現場訓練の実施 | 本文7. |
| ・事故シナリオ非提示型の実践的な原子力防災訓練の実施 | 本文8. |
| ・社員による重機等免許取得及び現場での対応能力向上 | 本文9. |
| ・緊急時対応に係る体制整備，教育・訓練等のスケジュール | < 別紙2 > |



今後も、重大事故等対応の運転手順等を策定、教育・訓練の計画を立案し(P)、実施して(D)、その結果を踏まえて(C)、以降の教育・訓練ではさらに改善を図っていく(A)ことで、災害対策要員の総合的な事故対応能力をより高めていくこととする。

7. 実際の設備・機器等を用いた訓練の実施方針

○東海第二発電所では、非常用炉心冷却設備等の建設時より設置している**設計基準事故対処設備 (DB設備)**に加えて、新たにシビアアクシデントに対応した**重大事故等対処設備 (SA設備)**を設ける。

○DB設備及びSA設備は、各設備の健全性及び能力を確認するため、**原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計**している。

- ・DB設備：発電所に設置済みであり、**定期的**に**実機を用いた試験**を実施している。また**中央制御室のシミュレータ**による**運転操作訓練**も**定期的**に実施している。
- ・SA設備：設置工事中であり、設備設置までは**予め教育**を実施。**設置完了後に実機による試験**を行う。なお、SA設備のうち一部の可搬型設備は発電所に導入済みであり、**実機を用いた訓練**を既に**実施**している。

> 本文4. 及び5. 参照 <



(**実機による訓練**)可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



(**実機による訓練**)可搬型代替低圧電源車の設置・運用



○また、これらの個別設備毎の試験・訓練(要素訓練)以外にも、設備を実際に用いる実施組織と支援組織、それらの司令塔となる災害対策本部等との連携を確認する**発電所総合訓練**も**定期的**に**実施**し、**実効的な事故対応能力**を高めていく。

> 本文4. 及び5. 参照 <

○東海第二発電所では、事故時の対応能力向上を図る観点から、**想定していない事故が発生したり、事象が想定していない事態に至った場合でも**、発電所の状況に応じた**臨機応変な対応**により、**外部への影響を抑制して事故を収束**できるよう、**ハード面及びソフト面において対策**を図っている。

ハード面(設備面)における対応

- ・事故の進展を抑制、影響を緩和する手段として、原子炉への注水、格納容器の冷却等の機能を有する**設計基準事故対処設備(DB設備)**を既に設けているが、何らかの不測の事態でDB設備が使用できないことを前提として、**新たに重大事故等対処設備(SA設備)**を設けることで、対応手段の多重性/多様性、独立性を持たせることで冗長性を確保し、**発電所の総合的な事故対応能力が増強される。**
- ・更に、SA設備については、常設の固定式の設備の設置に加えて、**可搬型の電源車やポンプ車等を複数台配備し運用**することで、**設置・操作場所等を限定しない柔軟かつ臨機応変な事故対応が可能**となる。

設計基準事故対処設備
(DB設備)

+

重大事故等対処設備
(SA設備)

常設設備

可搬型設備

ソフト面(人的面)における対応

○手順書作成における対応

- ・事故を特定した事象ベース手順書(例:原子炉冷却材喪失事故時の対応手順)に加え、徴候ベース手順書やシビアアクシデントに対応した手順書等を追加整備
- ・これらの手順書では、**事故の内容を特定することなく、事故時にプラントが陥る様々な状況**(原子炉の出力異常、原子炉の停止不能、原子炉や格納容器内の温度、圧力、水位等の異常)と、**それに応じた対応手段**を定めている。**想定していない事故や想定外の事態が発生した場合でも、その結果は上述の状況がプラントに生じることに帰着することから、これらの手順書等を活用することで、想定外の事態への対応も可能**となる。

事象ベース手順書
(特定の事故に対応)

+

徴候ベース手順書
シビアアクシデント手順書
AM設備別操作手順書
重大事故等対策要領
(プラント状態に応じた対応)

< 別紙1参照 >

ソフト面(人的面)における対応(続き)

○教育訓練における対応

・運転員による中央制御室シミュレータを用いた事故対応訓練で、本来なら使用可能な監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬し、事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し、運転操作の対応能力が向上できる。

< 本文6. 参照 >



フルスコープシミュレータによる操作訓練

・シビアアクシデント環境及び悪天候等を想定した現場訓練の実施を通じて、対応能力向上が図れる。

< 本文7. 参照 >



放射線防護具類を着用した電源確保訓練

・災害対策本部活動に係る原子力防災訓練で、訓練参加者が事故シナリオを知らされず、プラントの事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断・実施していくシナリオ非提示型の訓練を実施し、各要員及び災害対策本部全体としての臨機応変な対応能力を強化できる。

< 本文8. 参照 >



原子力防災訓練(災害対策本部)

・重大事故等発生時に必要となるホイールローダ等の可搬型設備の運転を社員自らができるように、大型自動車、重機等の免許の取得を推進し、また、要員に複数の可搬型設備の操作に係る力量を付与していくことで、作業助勢や交代等の柔軟な要員運用を可能としていく。

< 本文9. 参照 >

要員の作業助勢
・交代可能



ホイールローダの運用

上記ハード面のSA設備(常設及び可搬型)の整備、そしてソフト面のシビアアクシデント等に対応した手順書の整備及び教育訓練での事故対応能力強化の取り組みを続けることで、手順書の想定を超える状況、想定外事象が発生した場合でも、各要員及び災害対策本部全体として、事故に臨機応変に対処し、事故収束に対応していけると考える。

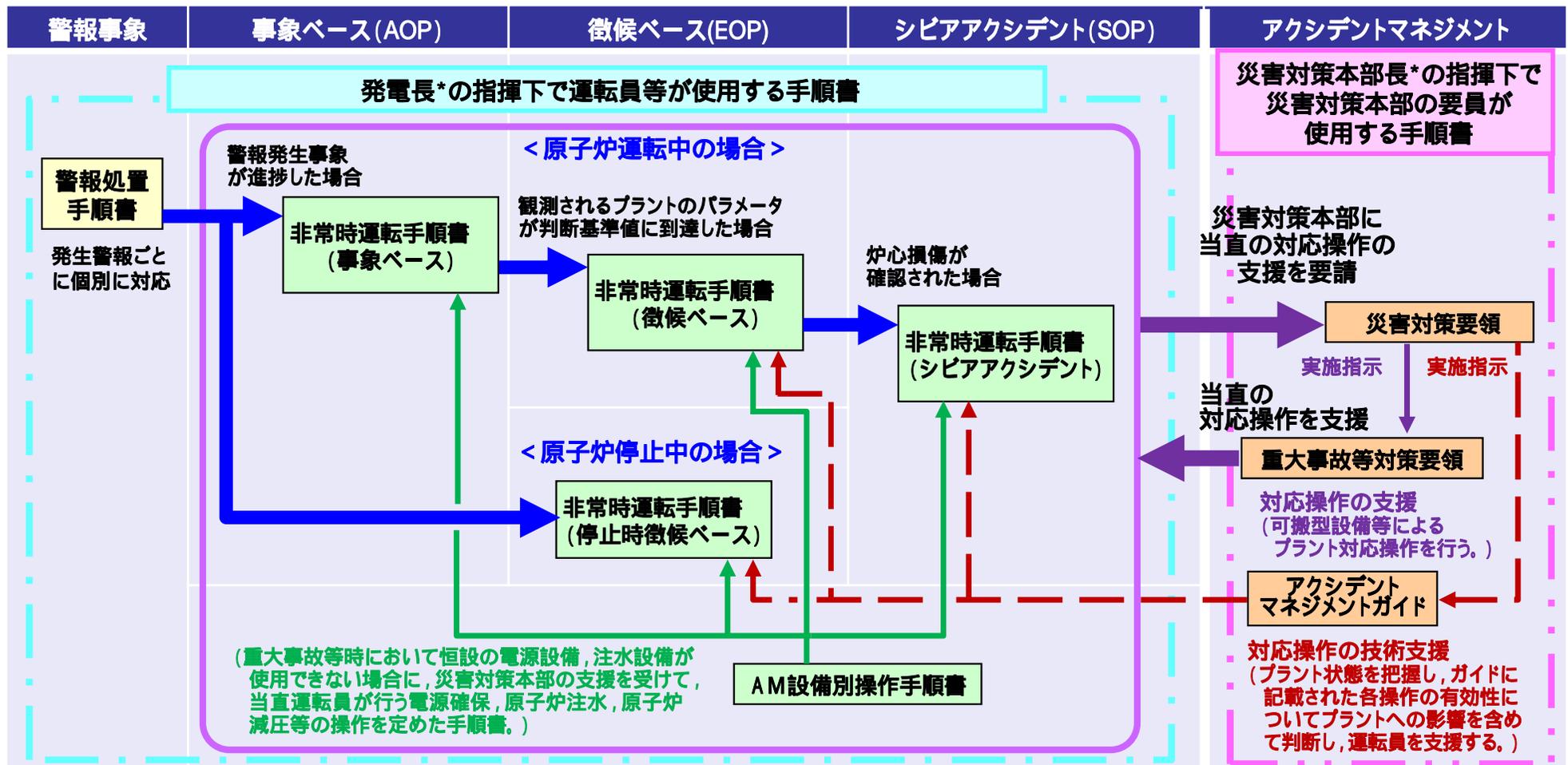


ポンプ車の運用

- 重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部(要員)が使用する要領を整備
- 設計基準を超えた事象への対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準をもとに必要な手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。

● 重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

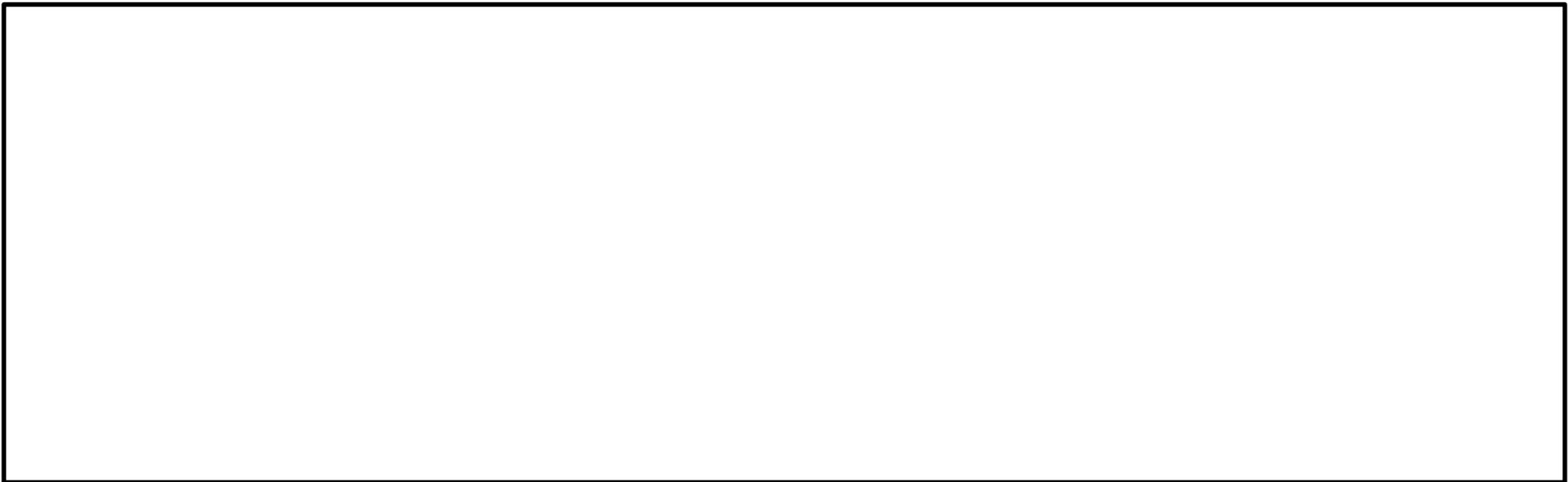
【手順書機能体系の概要図】



* 重大事故等時は災害対策本部長(所長)が本部全体の統括・指揮を行い、発電長は運転班の当直としてその指揮下に入る。(< 参考 > 参照)
 発電長は「警報事象」～「SOP」の範囲で運転操作の指揮・判断を行う。

【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	<p>【警報処置手順書】</p> <p>中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。</p>	<p>【非常時運転手順書】</p> <p>単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。</p>	<p>【非常時運転手順書】</p> <p>非常時運転手順書 (徴候ベース)</p> <p>事故の起因事象を問わず、事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。</p> <p>非常時運転手順書 (停止時徴候ベース)</p> <p>原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。</p>	<p>【非常時運転手順書】</p> <p>徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。</p>



	AM設備別操作手順書
手 順 書	<p>重大事故等時において恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。</p> <p>AM設備別操作手順書では、 電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プ - ル注水、使用済燃料プ - ル冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。</p>

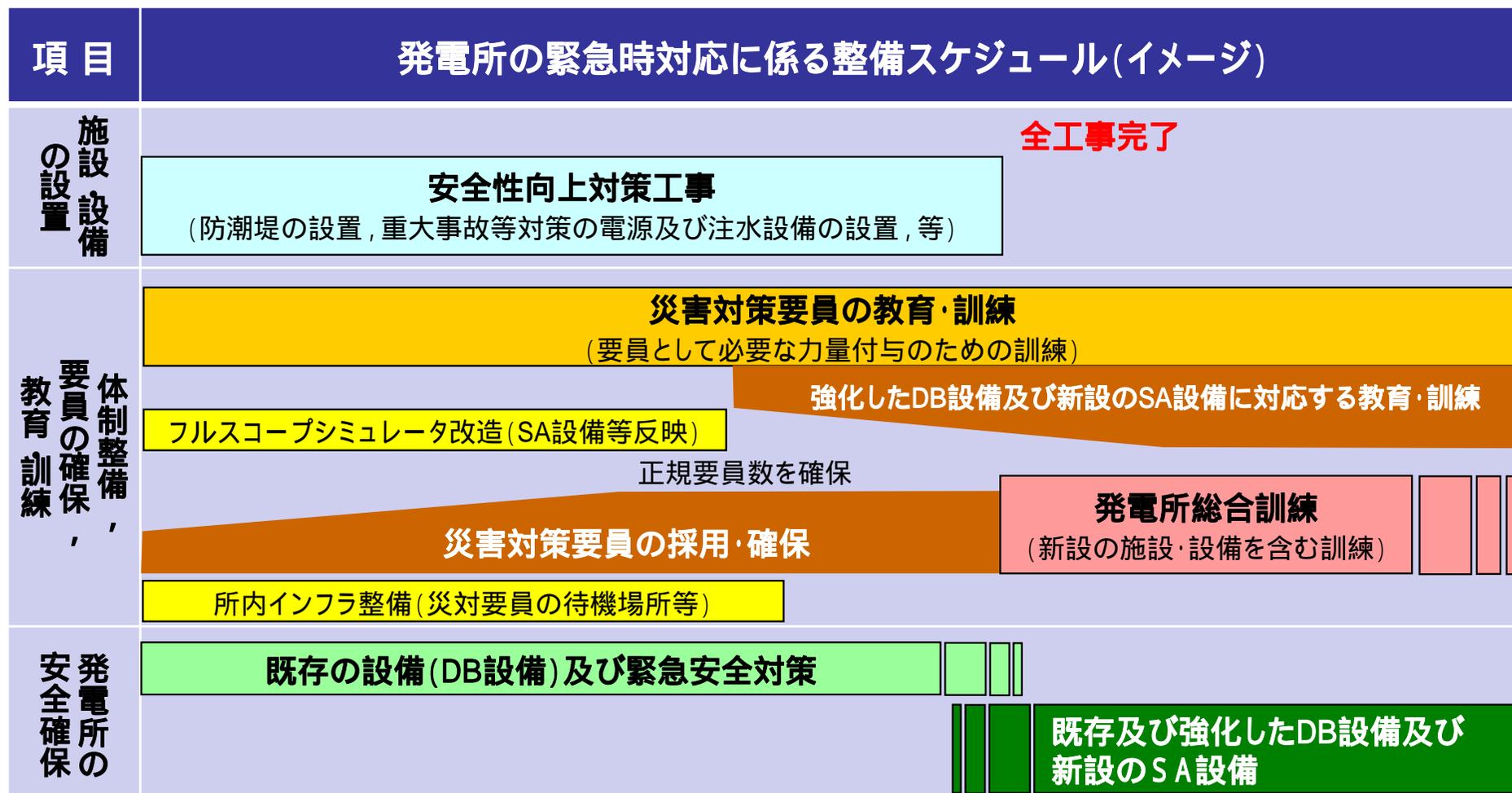
【災害対策本部が使用する要領の概要】

	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。	自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。	プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。

【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

		警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
時系列		設備の故障警報 状態異常の警報等	外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV , 154kV) 原子炉スクラム 非常用ディーゼル発電機 自動起動	全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ) 原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水, 原子炉水位維持 残留熱除去系の停止に伴う 格納容器圧力等の上昇	原子炉の水位が低下し, 原子炉水位が 燃料有効長頂部に到達 炉心損傷の有無を判定 炉心損傷を判定した場合は, シビアアクシデントに移行
			事象が進展した場合		事象が更に進展した場合
手順書	運転員	警報処置手順書 発生警報ごとに個別に対応	非常時運転手順書 (事象ベース) 外部電源喪失に伴う 原子炉スクラム操作	非常時運転手順書 (徴候ベース) 徴候ベースでの対応操作 ・原子炉水位維持 ・格納容器圧力制御 等	非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 損傷炉心への注水 等
			AM設備別操作手順書		
			恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施		
	災害対策本部		災害対策要領 所長を本部長とした災害対策本部の構築し、重大事故等への対応を実施する体制		
		重大事故等対策要領 恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施			
			アクシデントマネジメントガイド 災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する。		

- 発電所の**緊急時対応に係る体制の整備スケジュール**として,現在実施中の**安全性向上対策工事**(各施設・設備の設置等)と並行して,**災害対策要員の確保,教育・訓練を進めていく。**



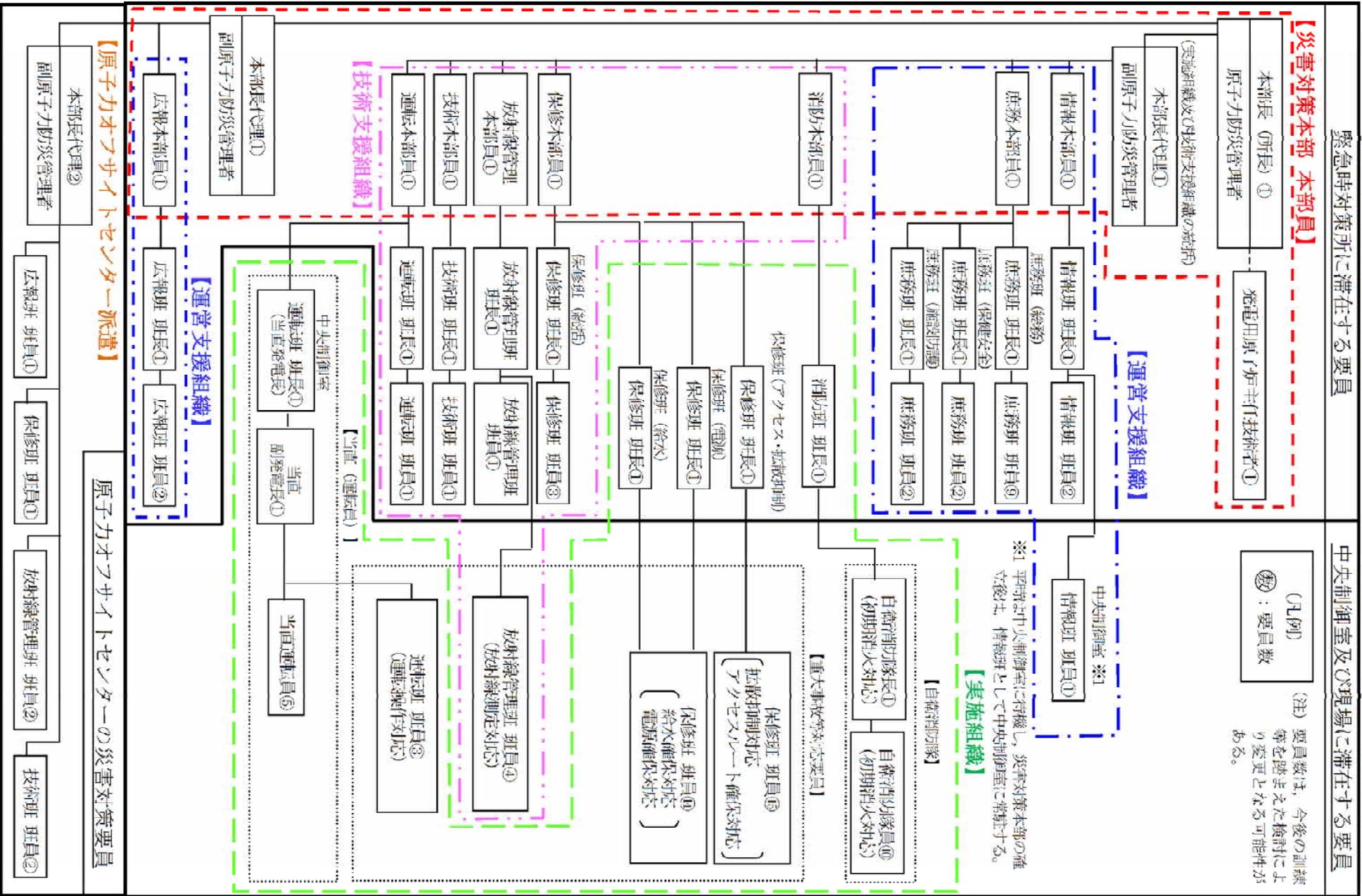
- また,高いレベルで発電所の安全確保を維持する観点から,**工事实施中は既存の設備(DB設備)及び緊急安全対策***を可能な限り維持し,**工事完了後はSA設備等による安全確保**に順次切り替えていく。

* 緊急安全対策:2011年東北地方太平洋沖地震発生後に整備した,高压電源車及び低圧電源車からの電源供給,可搬型ポンプ車等を用いた使用済燃料プール等への注水手段等

- ▶ 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備(次頁参照)
 - 災害対策本部の体制は、所長を災害対策本部長とし、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と8つの作業班で構成する。これらの作業班は、機能毎に実施組織及び支援組織に区分され、さらに支援組織は技術支援組織と運営支援組織に区分する。
 - 8つの作業班は、役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備

要 員	役 割
本部長	災害対策本部の統括・指揮
本部長代理	東海第二の統括、広報及びオフサイトセンター対応の統括
原子炉主任技術者	災害対策本部長への助言
情報班	事故に関する情報の収集・整理、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応
庶務班	災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、医療に関する措置、所内警備、待避誘導、社外関係機関への連絡
消防班	消火活動
保修班	不具合設備の応急復旧、給水・電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対応
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応と技術的助言
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
運転班	プラント状況の把握、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の技術的助言
当直	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置
オフサイトセンター派遣	関係機関との連絡・調整

災害対策要員 合計：111名



9. 協力会社等の外部の人員に関する教育や力量の評価



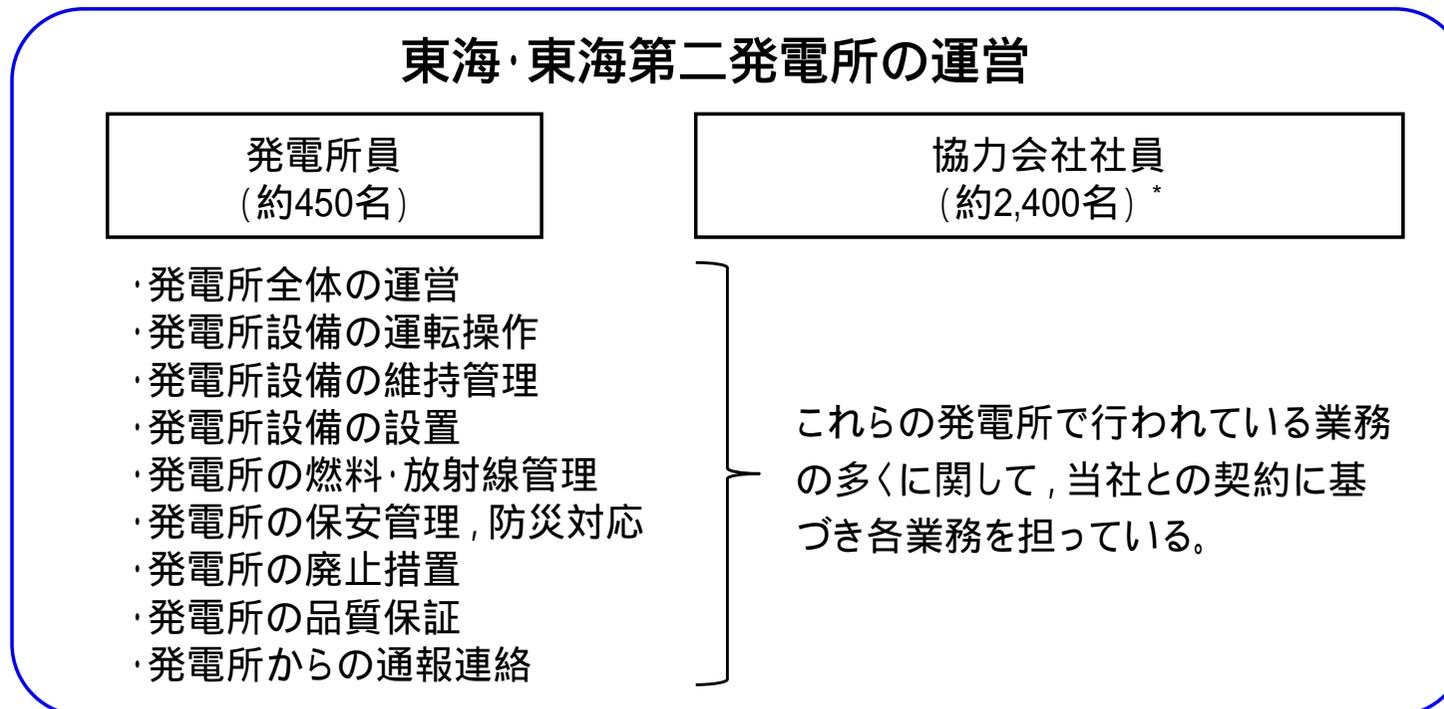
1. 東海・東海第二発電所の運営における所員及び協力会社社員の役割

▶ 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。



9. 協力会社等の外部の人員に関する教育や力量の評価



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。

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。

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。

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。

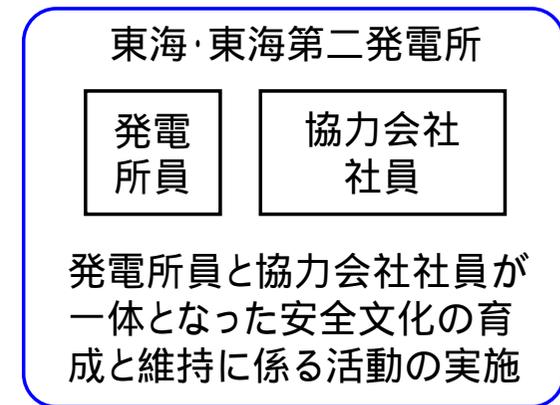
調達製品・役務の検証

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。

～ 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。

▶ 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



(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>

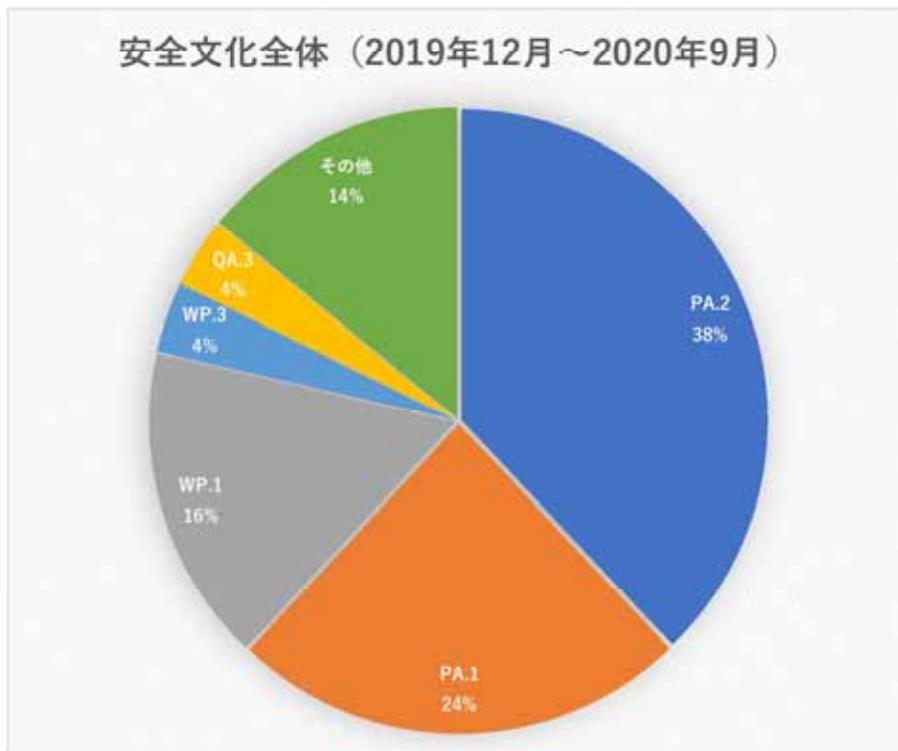
CR(コンディションレポート)の活用:

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%



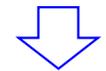
これら3つを弱みの候補とする

- 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。

CR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

CR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ー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

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

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味い(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??

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。

<別紙2> 安全文化に係るCRの傾向分析

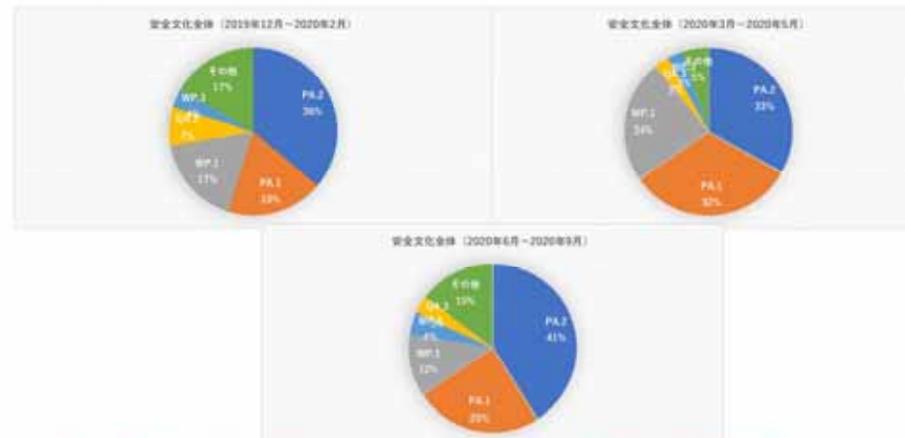


別紙 2

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：ルールへの順守
- 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	245
割合	18%	19%	19%	22%	42%	31%	31%	29%	19%	24%	24%
WP.1 件数	13	31	26	22	16	11	5	13	11	21	169
割合	12%	18%	22%	24%	23%	23%	7%	15%	9%	16%	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)
- ルールをうる覚えなら、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

- 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

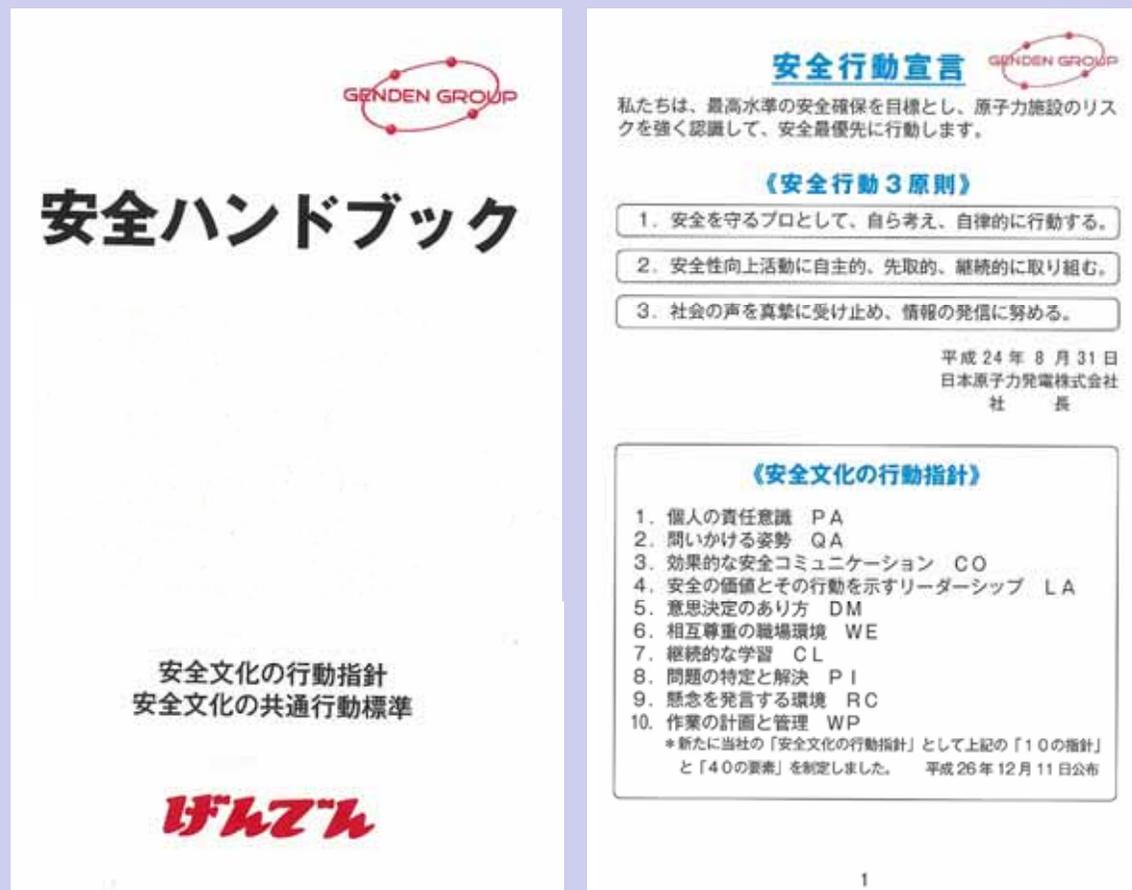
上記活動に対して、**発電所では安全を最優先に考える行動を観察する仕組みの具体例として、以下を実施中**。今後も維持・促進していく。
・発電所幹部自ら所内の各現場作業・組織運営のオブザーベーションを定期的に行い、発電所の問題点・改善点を見出し改善を指示・実行
「現場優先」の率先垂範(リーダーシップの発揮)

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**。

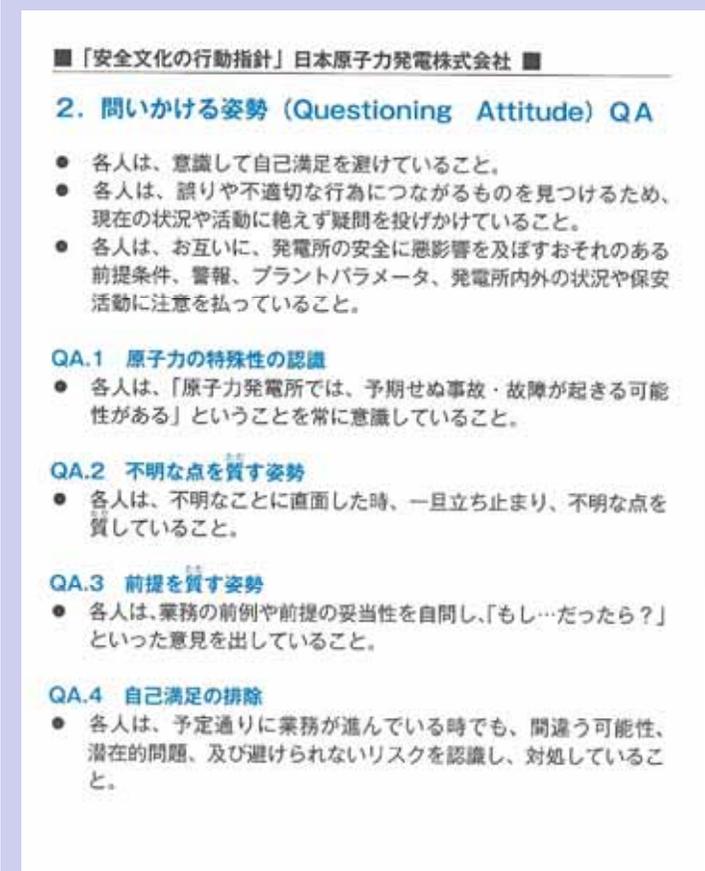
- 「安全文化の行動指針」を踏まえ、健全な安全文化の醸成活動に不可欠な事項(リーダーシップ, 問いかける姿勢, コミュニケーション, 継続的学習等)を浸透させるため、「安全ハンドブック」を作成
- 「安全ハンドブック」の日常的な唱和, 事例紹介, 議論等を通じて業務遂行時の安全意識向上に活用

安全ハンドブック

安全文化の行動指針(抜粋)



The image shows the cover of the 'Safety Handbook' (安全ハンドブック). At the top left is the Gendenshi logo. The title '安全ハンドブック' is prominently displayed in the center. Below the title, it lists '安全文化の行動指針' and '安全文化の共通行動標準'. At the bottom is the Gendenshi logo again. On the right side, there is a preview of the 'Safety Action Declaration' (安全行動宣言) and 'Safety Culture Action Guidelines' (安全文化の行動指針).



This block contains an excerpt from the 'Safety Culture Action Guidelines' (安全文化の行動指針). It starts with the title '2. 問いかける姿勢 (Questioning Attitude) QA' and lists several bullet points regarding questioning attitudes. It also includes sub-sections for 'QA.1 原子力の特殊性の認識', 'QA.2 不明な点を質す姿勢', 'QA.3 前提を質す姿勢', and 'QA.4 自己満足の排除', each with its own set of bullet points.

[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) P A

P A . 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。

P A . 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。

P A . 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) Q A

Q A . 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。

Q A . 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。

Q A . 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。

Q A . 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) C O

C O . 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。

C O . 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。

C O . 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。

C O . 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、今のままでいいのか、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。

11. 発電所の安全確保等に係る技術伝承等を含めた教育・訓練



- 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)	保守部門 (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	中級保守員等の育成	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	中級保守員等の育成	
	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、人の入れ替わり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。

○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みせ，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】	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」	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
	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」	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】	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」	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
	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」	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】	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」	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
	中級保修士等の育成 ➢「メーカー研修の実施」	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】	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」	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】	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」	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
	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」	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

QMS規程に基づき，所員に対して教育・訓練を実施。（運転・保修部門以外）

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
- ・ RI従事者教育 等

緊急時対処訓練

- ・ 総合事故訓練
- ・ SA / AM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。

○ 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・保守・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

新卒者採用

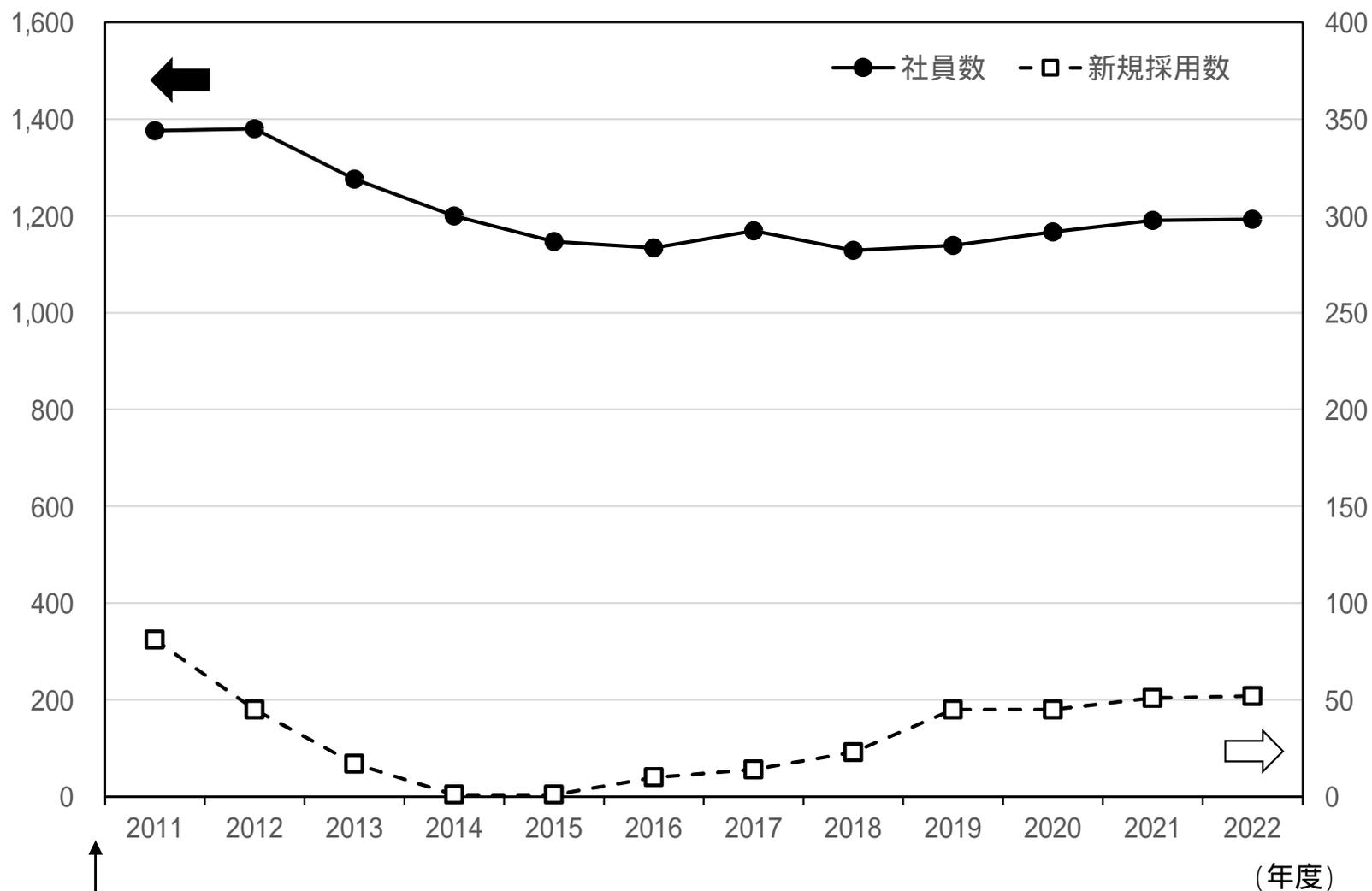
- ・運転・保守部門において技術的親和性の高い大学院，大学，高専生の学校訪問の強化と各学校主催の企業説明会等への積極的な出展・参加
- ・当社主催のインターンシップ（夏期・冬期），会社説明会及び発電所見学会の継続実施
- ・複数の学生紹介サービス，理系特化型スカウトサービスの有効活用
- ・採用ツール（会社HP，採用リーフレット等）の充実化による学生への効果的な情報提供
- ・学校訪問や合同企業説明会等を通じた関係構築を強化。ハローワーク求人スケジュールに沿った応募前職場見学会，採用試験の実施

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。

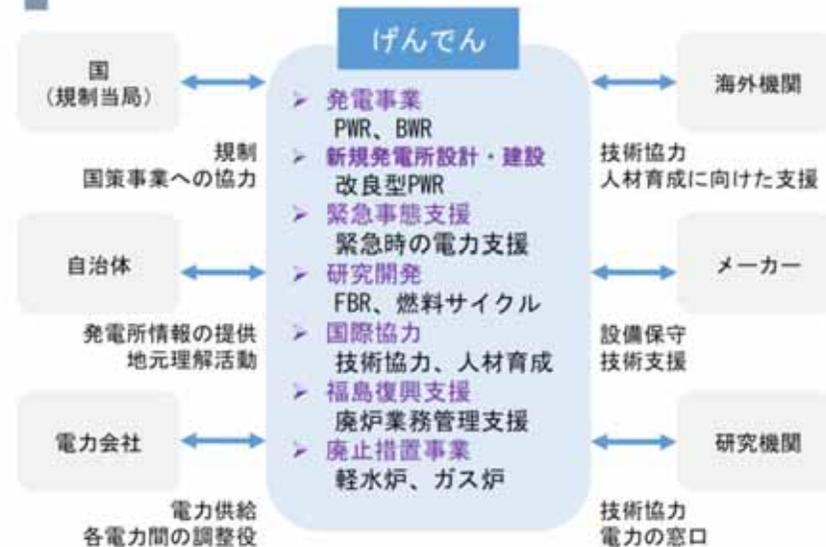
当社社員数と新規採用数の推移



↑
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けます。

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
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(備考あり)



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。

1. 設備面における誤操作防止及び容易な操作の確保 (1 / 5)

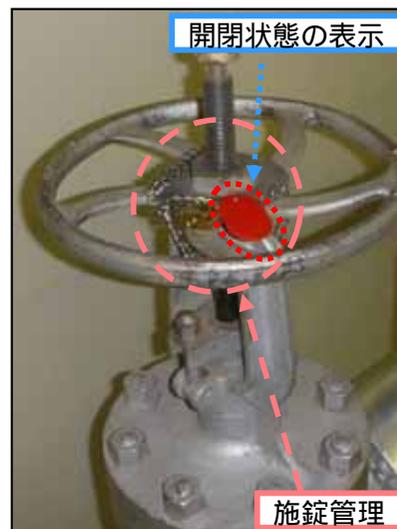
○東海第二発電所では、プラントの運転操作、メンテナンス作業等において、**誤操作等の発生を防止するため、設備面の対策を図っている**。具体的には、発電所の現場においては、設備の**施錠管理**、**識別管理**、**注意喚起表示**等を行っており、中央制御室では、**監視性**、**操作性に配慮した盤面配置**、**識別し易い警報表示**、**盤面器具の系統ごとのグループ化**等を行っている。

○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**。

【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

手動弁の施錠管理



現場盤の施錠管理



計装ラック防護フェンスの施錠管理



弁開閉状態表示

通常開: 赤
通常閉: 緑
調整開: 黄

施錠管理(例)

1. 設備面における誤操作防止及び容易な操作の確保 (2 / 5)

【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

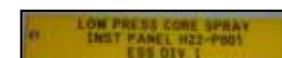


蒸気配管: 暗い赤
HSCR: 所内蒸気復水戻り系

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

制御盤等の識別



弁の識別

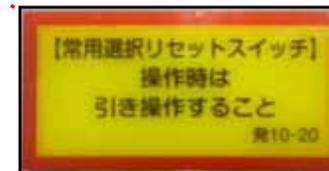
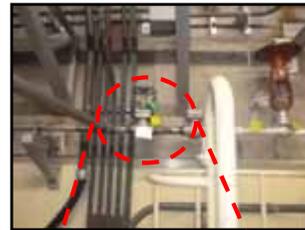


制御盤等及び弁の識別管理 (例)

1. 設備面における誤操作防止及び容易な操作の確保 (3 / 5)

【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)



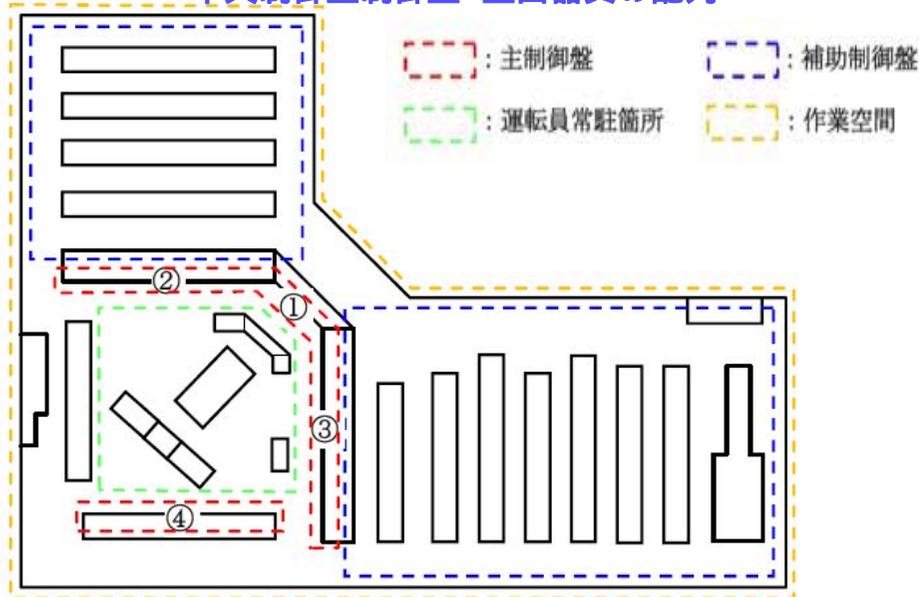
操作禁止札による識別(例)
重大事故訓練-69

1. 設備面における誤操作防止及び容易な操作の確保 (4 / 5)

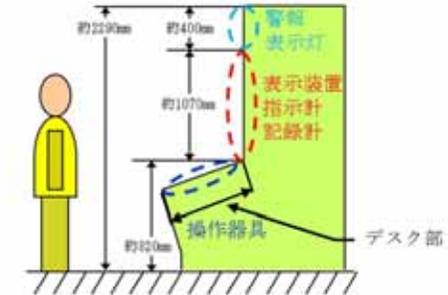
【中央制御室】監視性・操作性に配慮した盤面配置

- 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



原子炉制御盤



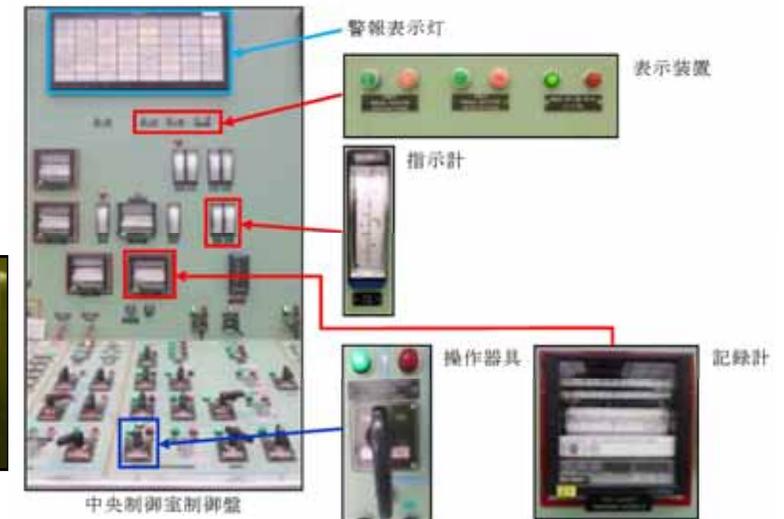
原子炉補機及び非常用炉心冷却系制御盤



タービン・発電機及び所内電源系制御盤



外部電源系統及び環境監視盤



中央制御室制御盤

1. 設備面における誤操作防止及び容易な操作の確保 (5 / 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**、**運転員の負担を軽減**

①重故障：赤 ②中故障：緑 ③軽故障：白

重要度に応じた色分けによる分類

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

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

軽故障：白

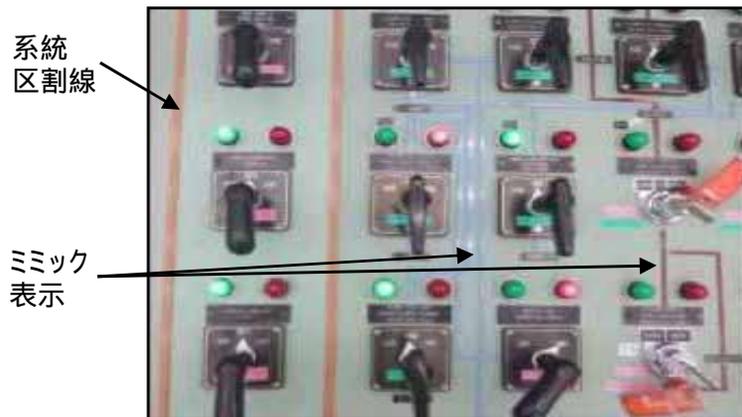
機器の単体故障等“重故障”“中故障”以外のもの



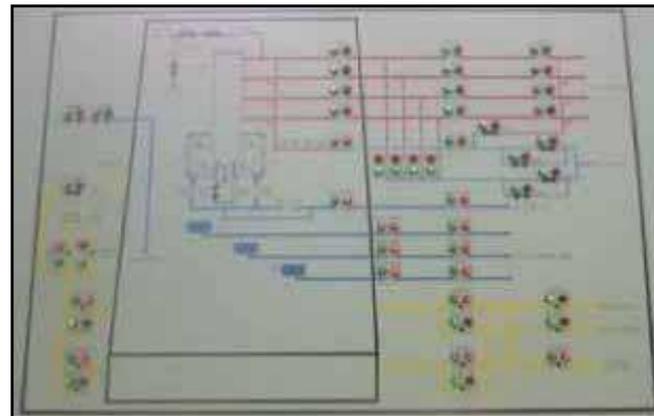
警報表示灯

【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、**ミック表示*の表示灯色で識別化し、誤操作を防止**



ミック表示及び系統区割線



格納容器隔離制御系ミック表示
重大事故訓練-71

*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：ミック表示（水・ドレン）
赤：ミック表示（蒸気）
黄：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

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

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

レベルアップ活動の自己評価

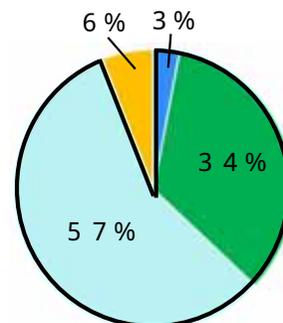
以前に比べて**安全文化の状態に向上がみられたとの各部署の評価**



役員からメッセージ



行動目標の設定



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

【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。

■ 行動実践期間 2019年11月12日 ~ 2019年11月29日

事業所名	本店
支部名	安全室
Gr・Tr・Nm名	安全推進グループ

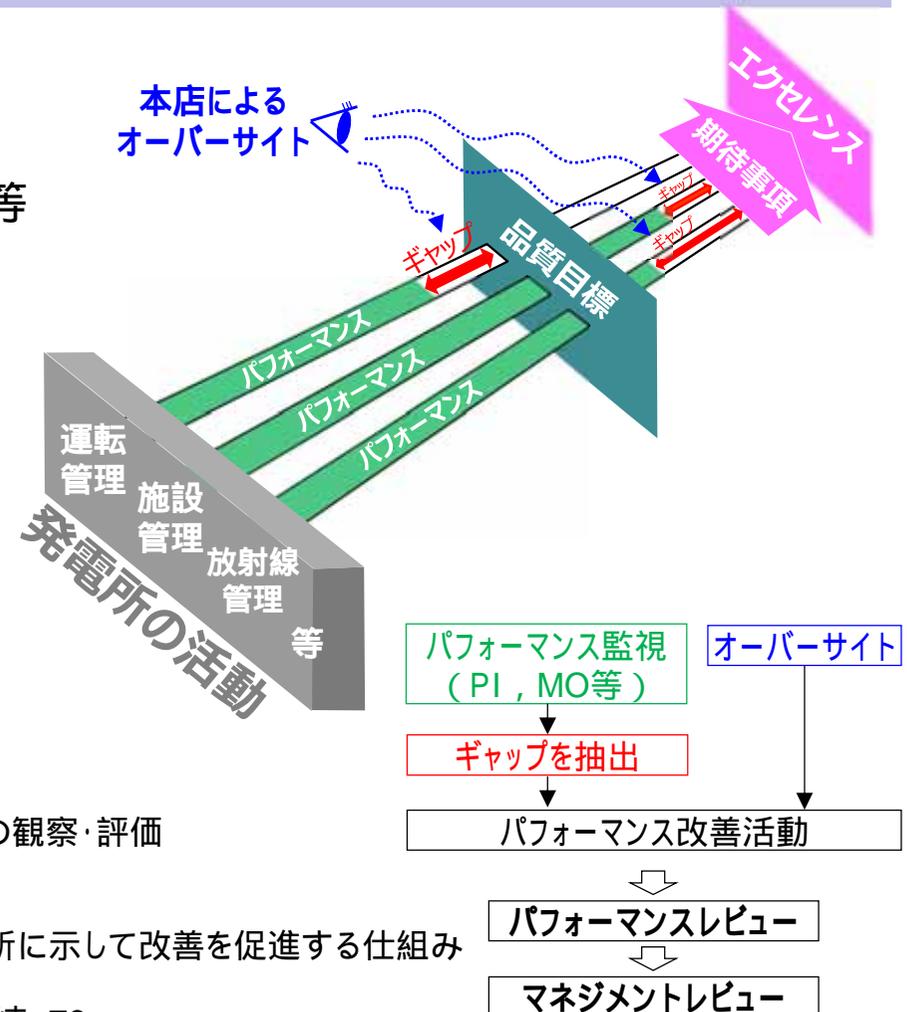
氏名	行動目標
	安全に繋がる改善は、目先の緊急性のみを優先してはいけません。後回しにするのではなく、安全に対して長期的にも改善効果が大きい取組みも優先度を挙げて、時間をやり繰し、取り組みを進めていること。なぜなら、安全のための改善を進めることが安全推進グループの使命であるため。 ↓ [要約版] 目先の緊急性のみを優先しません。 ↑ [GMアクション] 毎日夕方に、大事な事をやり残していないかを自問自答する。
	得られた回答(情報)に満足せず、「なぜ、この回答でよいのか?」と常に問いかけ、情報の真意や背景等を理解する

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

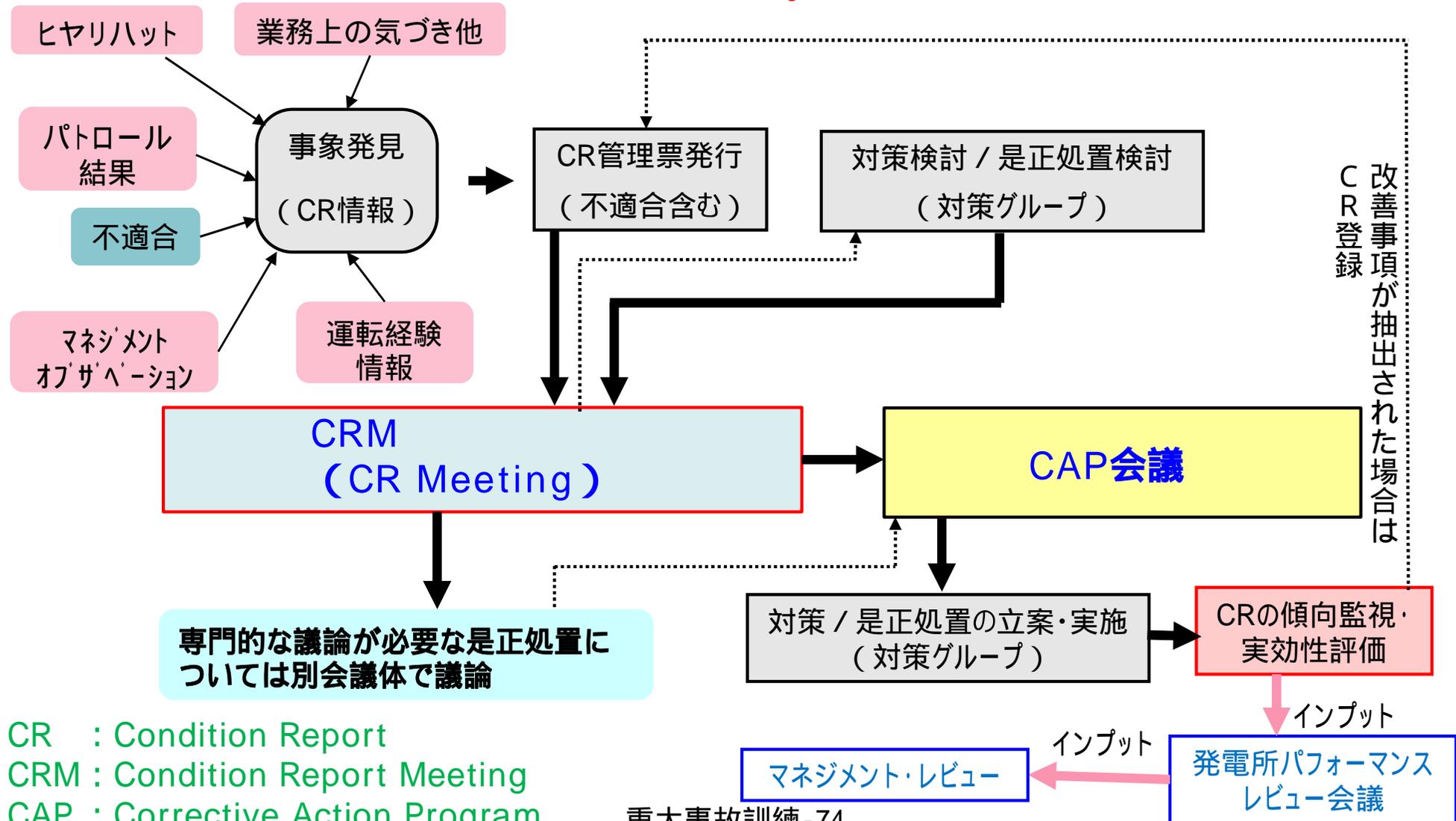


1 作業観察(Management Observation)評価：管理者による現場作業の観察・評価
 2 発電所員のあるべき姿を職位や組織、作業や業務毎に明示したもの
 3 発電所の活動を本店主管室が異なる立場で確認し、ギャップを発電所に示して改善を促進する仕組み

4. 発電所のCAP活動等によるパフォーマンス改善 (1 / 3)

CR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, 不適合等クラスの分類・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)



CR : Condition Report
 CRM : Condition Report Meeting
 CAP : Corrective Action Program

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, 保守室のマネージャー, 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:**

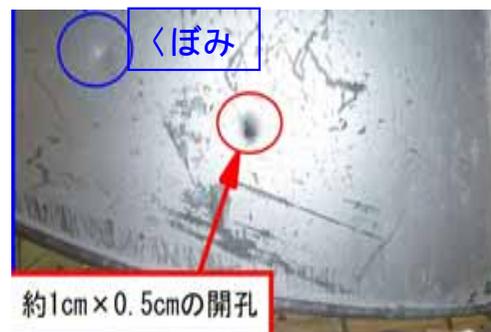
- (1) 発生した**ヒューマンエラーの直接原因分析の結果**(ヒューマンエラーの発生原因を明確にする)
- (2) 直接原因分析の**是正処置に関する水平展開**(他の業務・作業等での類似ヒューマンエラーの発生を防止)
- (3) ヒューマンエラーに係る**不適合事象の傾向分析**(発電所のヒューマンエラーの傾向を分析し再発防止に生かす)
- (4) その他ヒューマンファクターに係る事項

< 参考 > CRの発行状況 (CRの登録例 1 / 2)

現場での気づきがCRとして登録された例

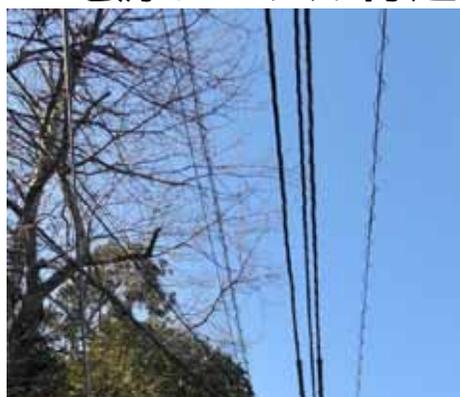
CRを積極的に登録する活動を通し、軽微な事象に対する気づきが増加。適時これらの改善を図ることとで、発電所のパフォーマンス改善活動に繋げていく。

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

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

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)

< 参考 > CRの発行状況 (CRの登録例 2 / 2)

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

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

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

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）

< 参考 > JIT情報

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。

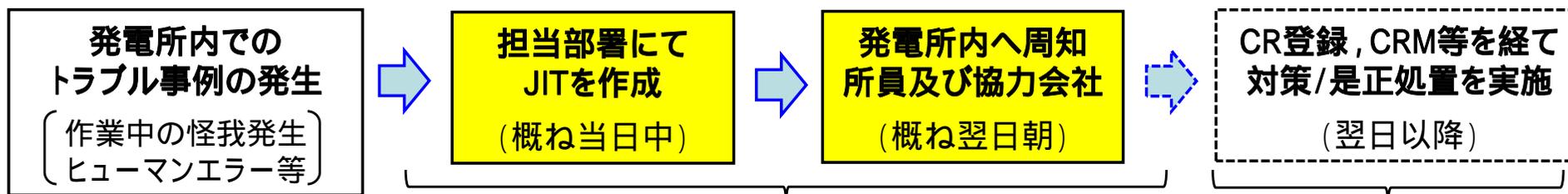
< 主な工事等作業実施の流れ >

- 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**
- 現場の状態確認, 資機材・工具等の使用前確認・点検
- 作業の実施
- 現場の整理整頓, 工具等の手入れ, 作業後の振り返り
- 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。

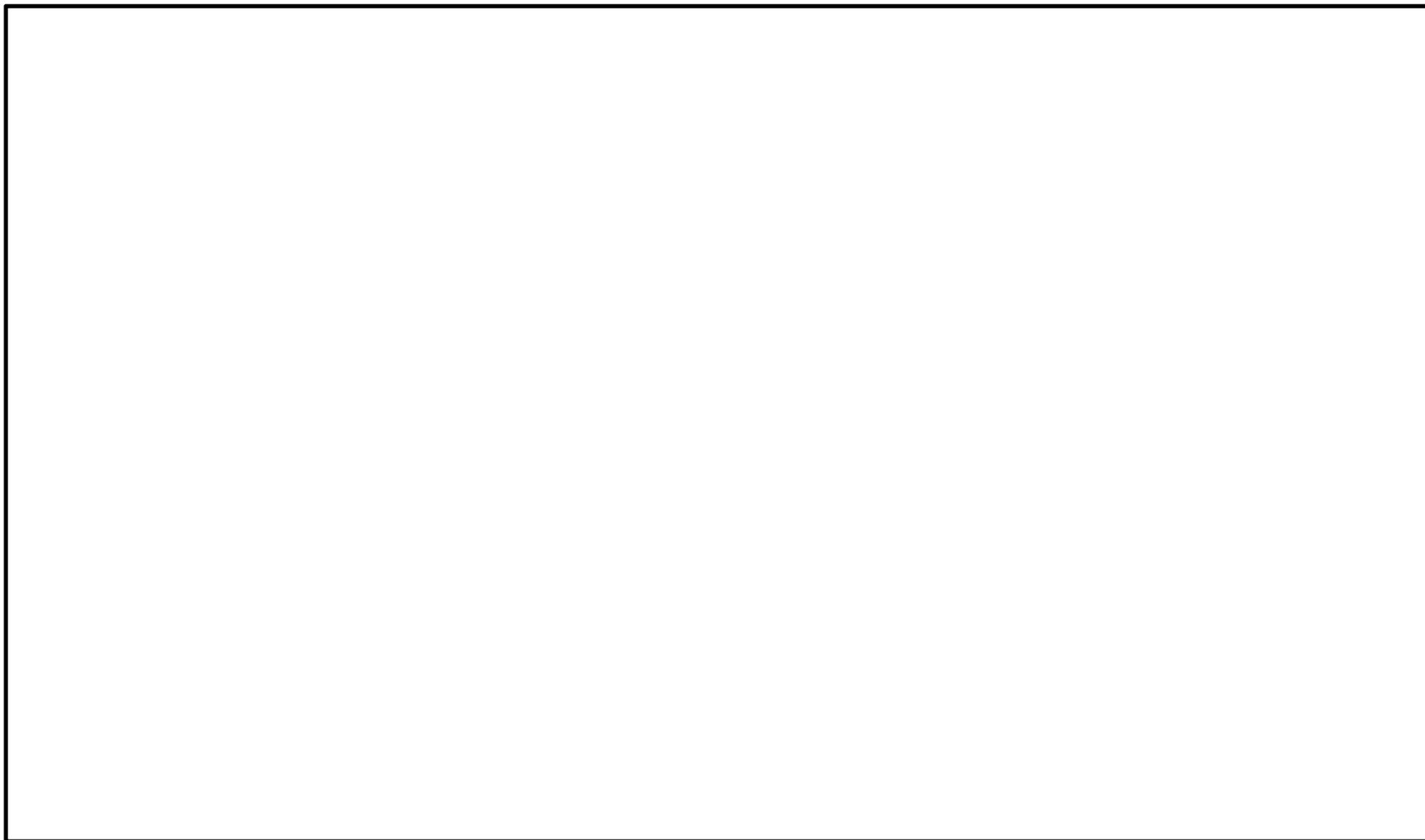
これにより、**注意すべき事項をより明確に把握することで不適合発生の防止**を図り、また、**運転経験を確実に伝承させていくことで、組織の技術力の向上**に努めている。



JITの運用例
重大事故訓練-79

CR登録・処理

< 参考 > JIT情報の例



東海第二発電所

燃料有効長頂部位置データの不整合等に係る 原因・対策及び水平展開について(改訂版)

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。

目次

1. 燃料有効長頂部位置データの不整合の報告	3
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	5
3. 原子炉水位計(燃料域)設定根拠書の不整合による影響	6
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	7
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	8
6. 原子炉圧力容器の特別点検(超音波探傷試験)の追加点検	9
7. 安全文化の視点から実施する再発防止の仕組み	11
別紙1 燃料有効長頂部位置データの不整合に係る原因・対策及び水平展開	13
別紙2 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及び是正措置等の策定	42

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

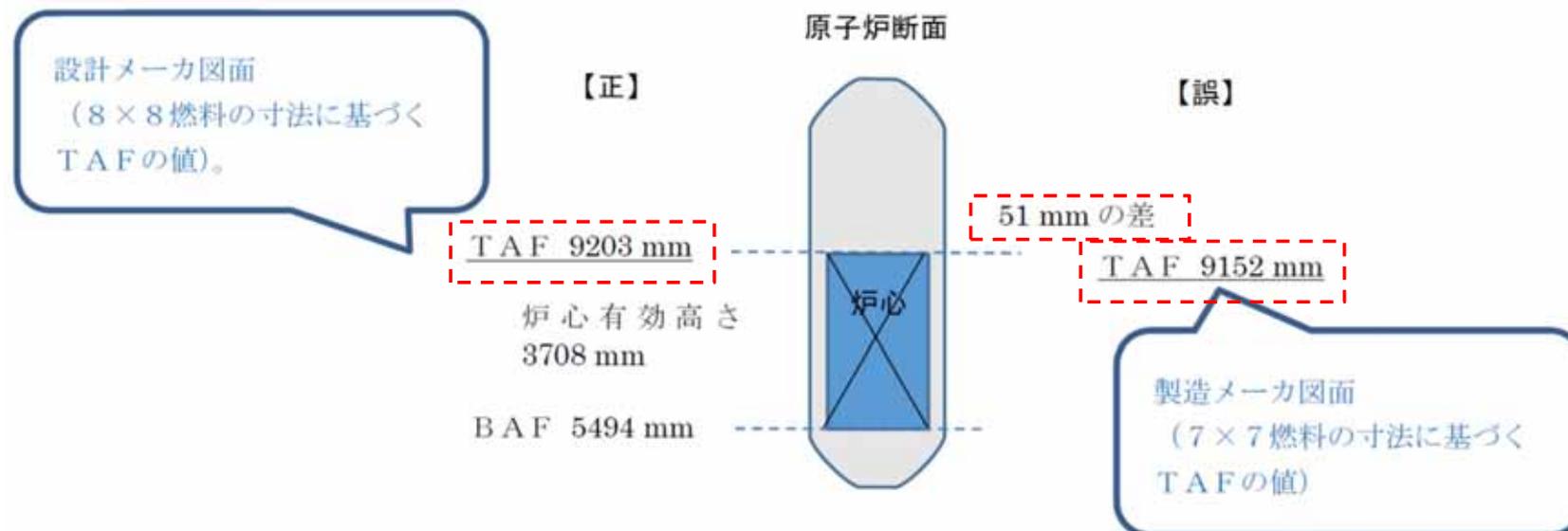
(1) 設置許可に係る有効性評価

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。

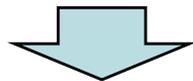


2. 各種安全評価，特別点検等の点検範囲，各種規定類等への影響



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
<ul style="list-style-type: none"> ・製作メーカー図面 ・原子炉水位計設定根拠書 ・非常時運転手順書 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・設置変更許可申請書，安全審査資料 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・特別点検結果 	<ul style="list-style-type: none"> ・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)	<ul style="list-style-type: none"> ・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

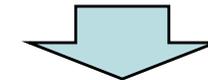


問題点の抽出と背後要因・根本原因の分析，再発防止策の検討

項目	再発防止の仕組み・是正措置	詳細
<ul style="list-style-type: none"> ・社内規程への反映 	<ul style="list-style-type: none"> ・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，メーカー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。

差圧伝送器

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	必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕 ^{*1}		TAF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、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、TAF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 遮蔽維持水位:約20時間, TAF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。

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

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

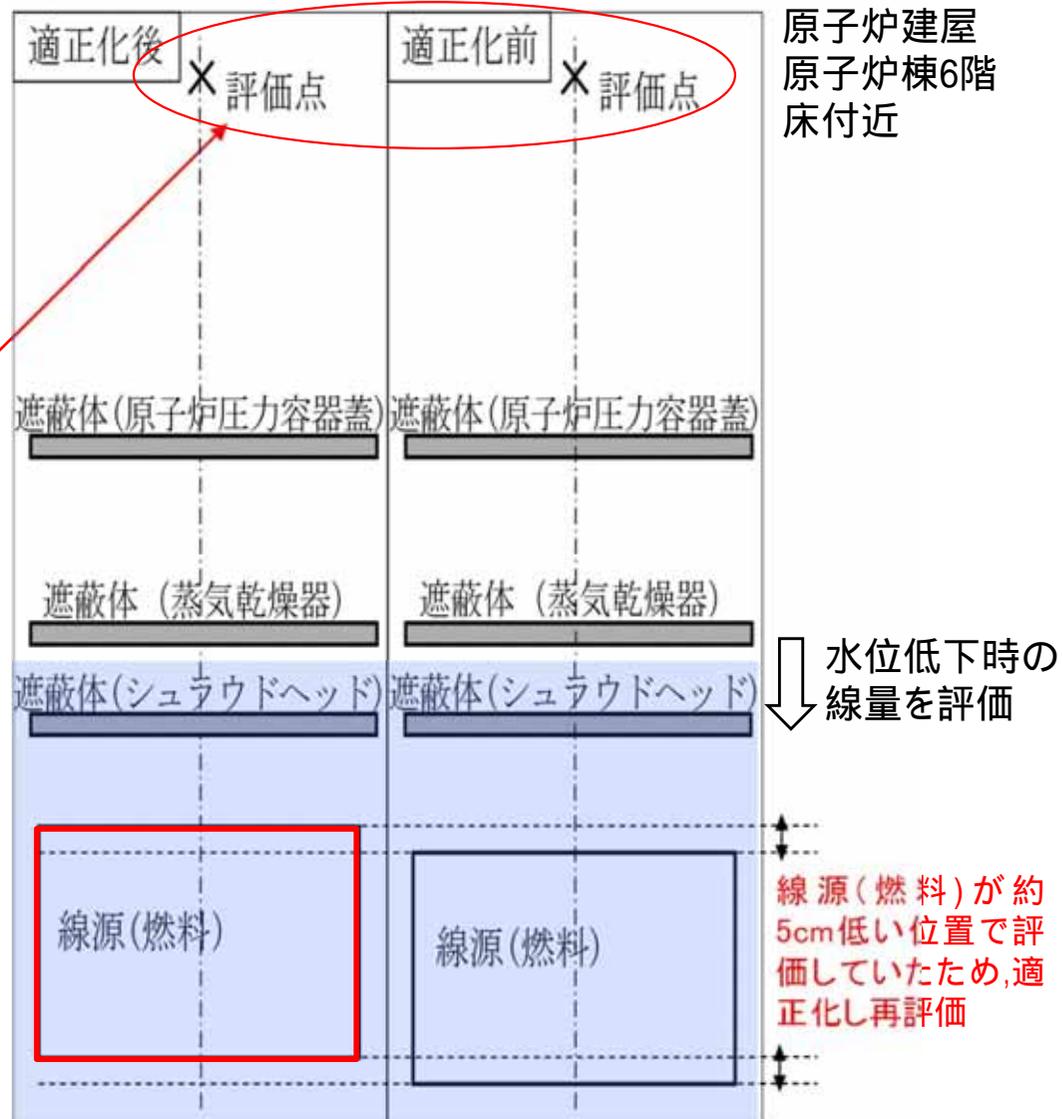
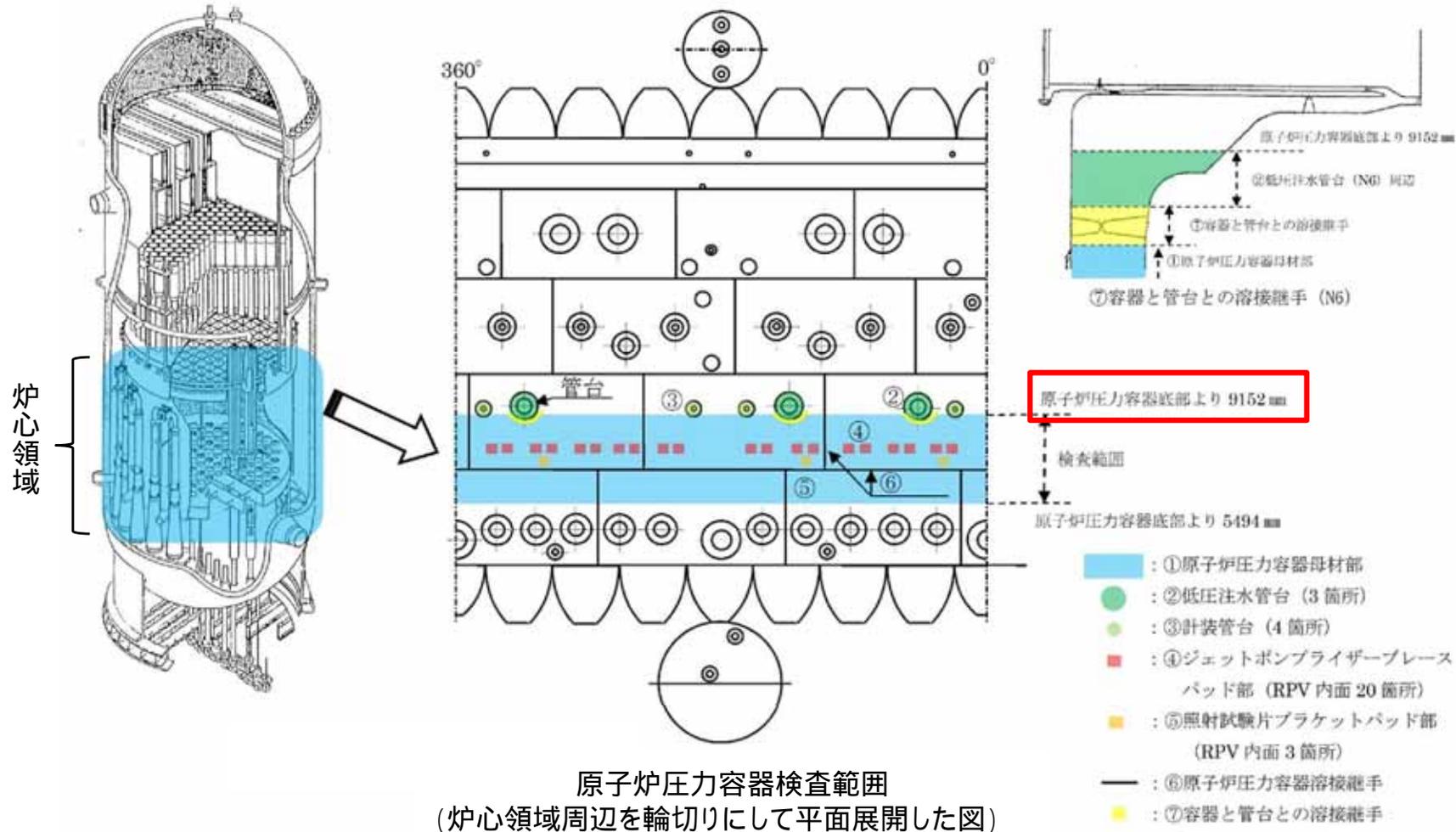


図 燃料の線量率計算モデル

< これまでに実施した原子炉压力容器炉心領域の超音波探傷試験範囲 >



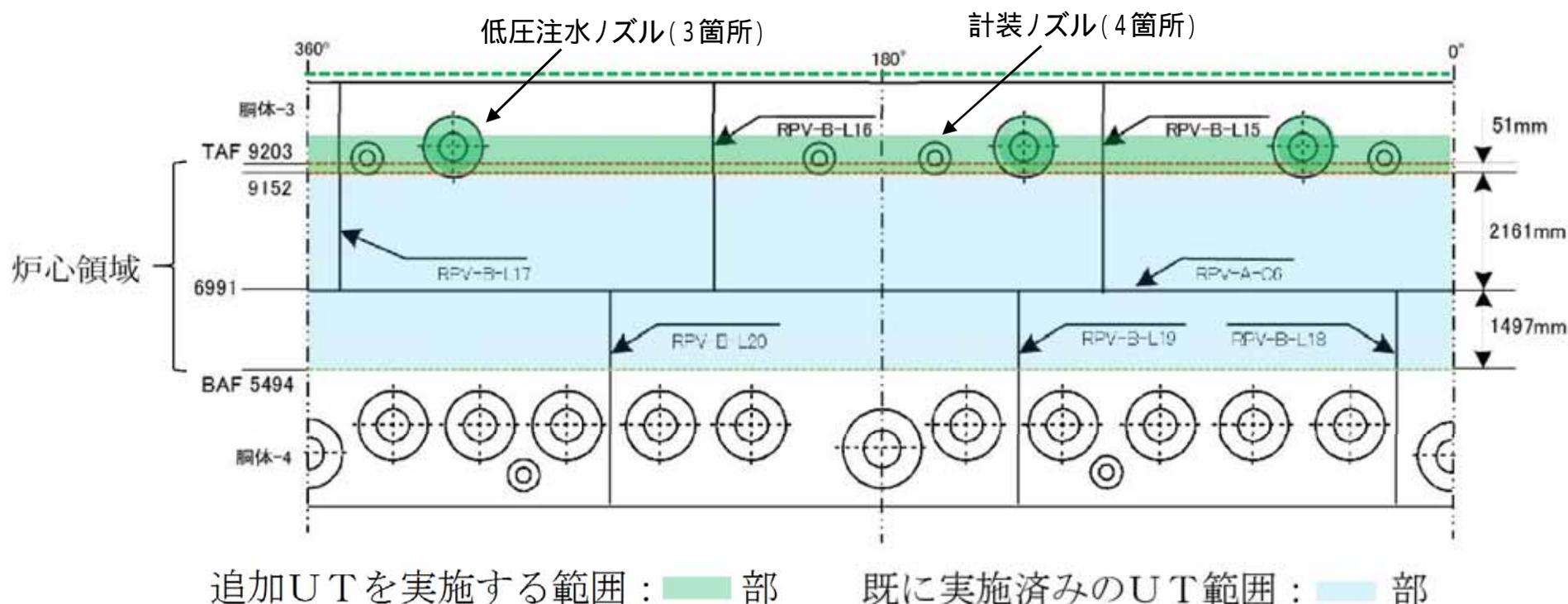
原子炉压力容器検査範囲
(炉心領域周辺を輪切りにして平面展開した図)

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



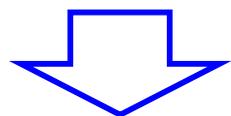
上記について、約1ヵ月間かけて点検を実施。結果、有意な欠陥は確認されなかった。点検結果を反映した運転期間延長認可申請の補正を実施した。

○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
抽出した。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

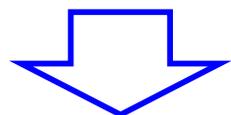
「業務のレビューに当たっては,過去から使用している同じ内容で
あってもその内容について検証や妥当性を確認すること」をルール化

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. 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

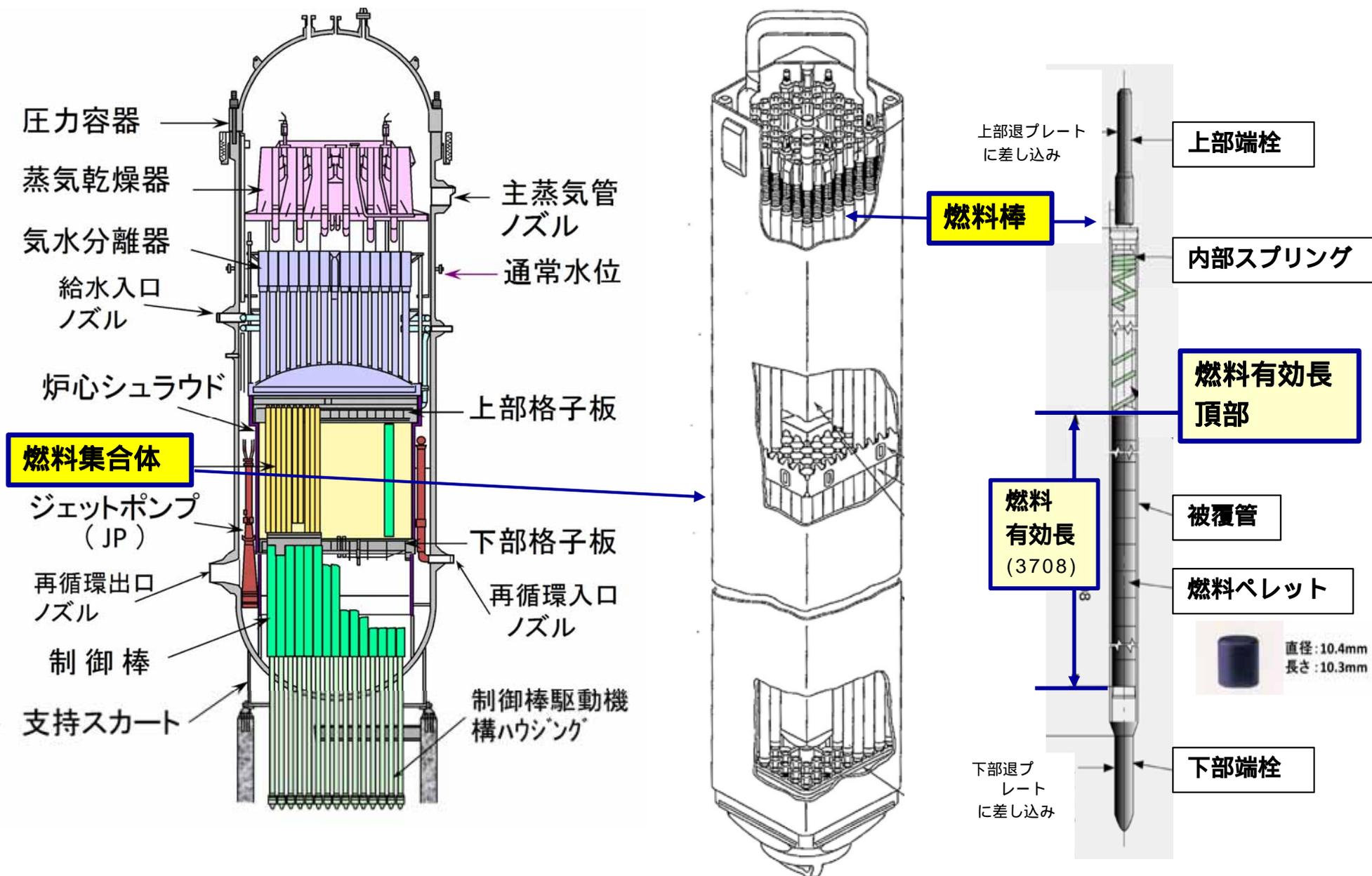
平成30年1月15日の原子力規制庁からの問い合わせにおいて、原子炉設置変更許可申請の補正書(以下「設置許可」という。)に係る有効性評価の審査資料に記載している原子炉水位(L1及びL8)について、燃料有効長頂部(以下「TAF」という。)位置からの高さが審査資料間で異なるとの指摘を受けた。

(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。

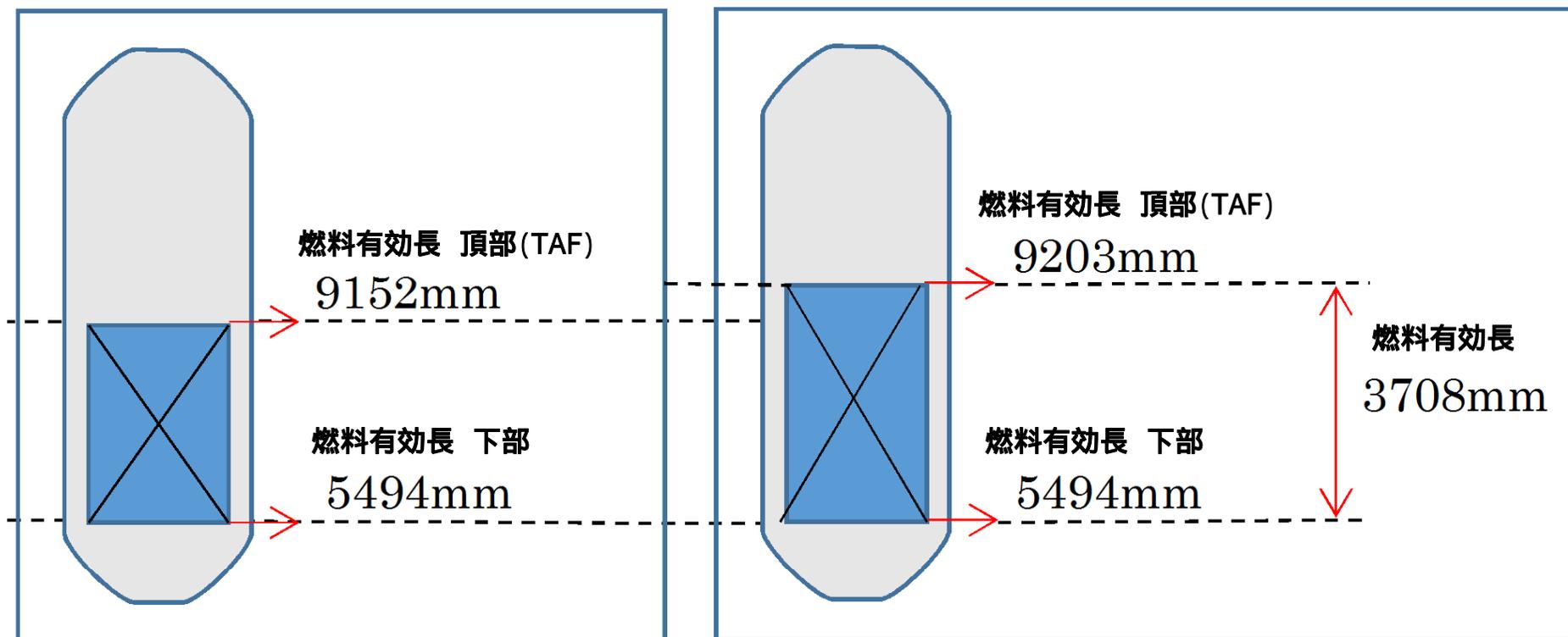
1: 試験探傷部位5494mm～9152mmの範囲は3658mmとなり、工認記載の炉心有効高さ3708mmより短い。

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(7×7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,
原子炉压力容器底から 9152 mm

51mm
不整合

設計メーカ図面 (8×8燃料)

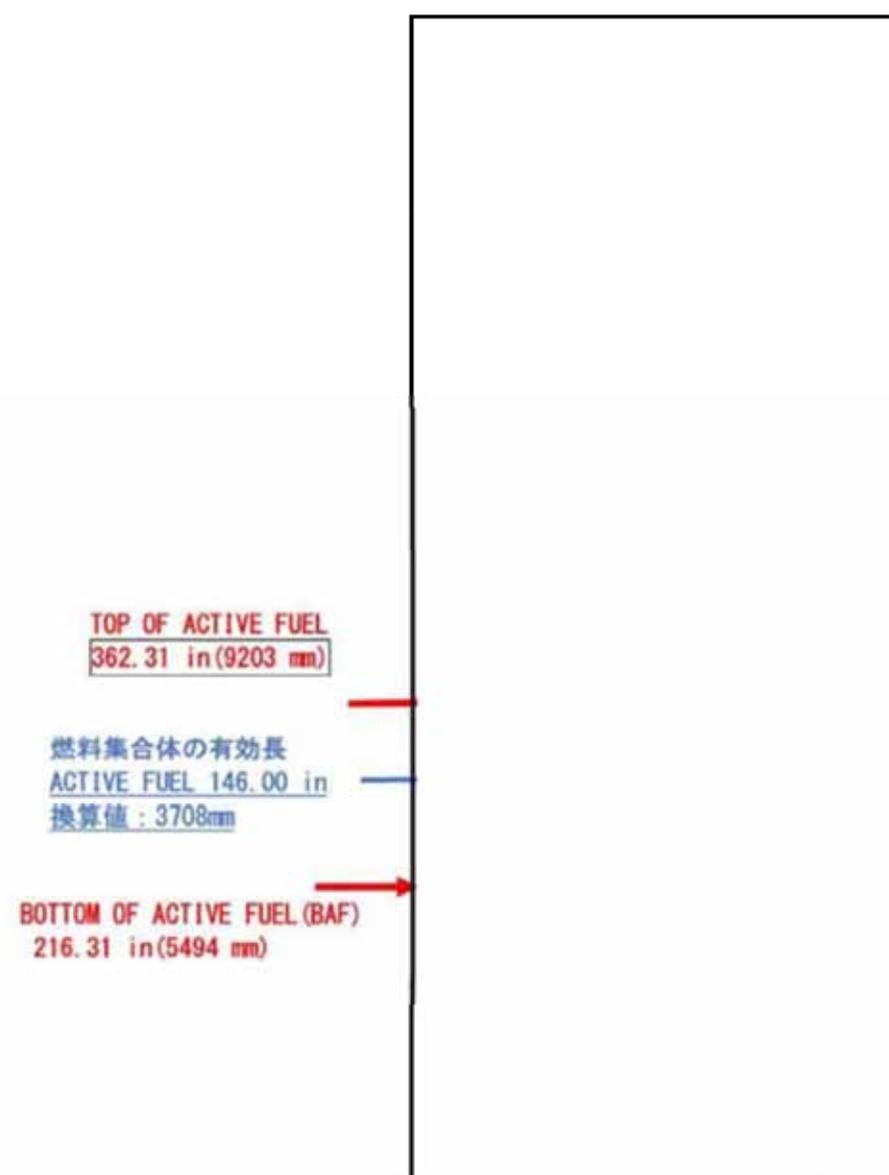
燃料有効長 頂部(TAF)位置は,
原子炉压力容器底から 9203 mm

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

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

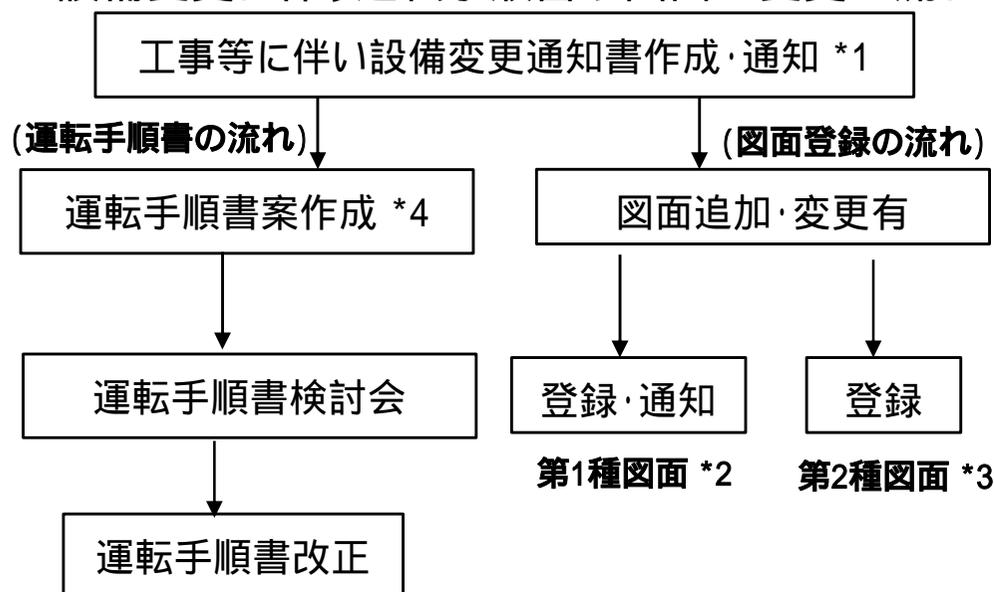
原因

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。

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
 - 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)

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 (制作メーカー図面)
	非常時運転手順書

申請書等に記載されたTAFの値の適正化 (再評価を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ● 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 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 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)

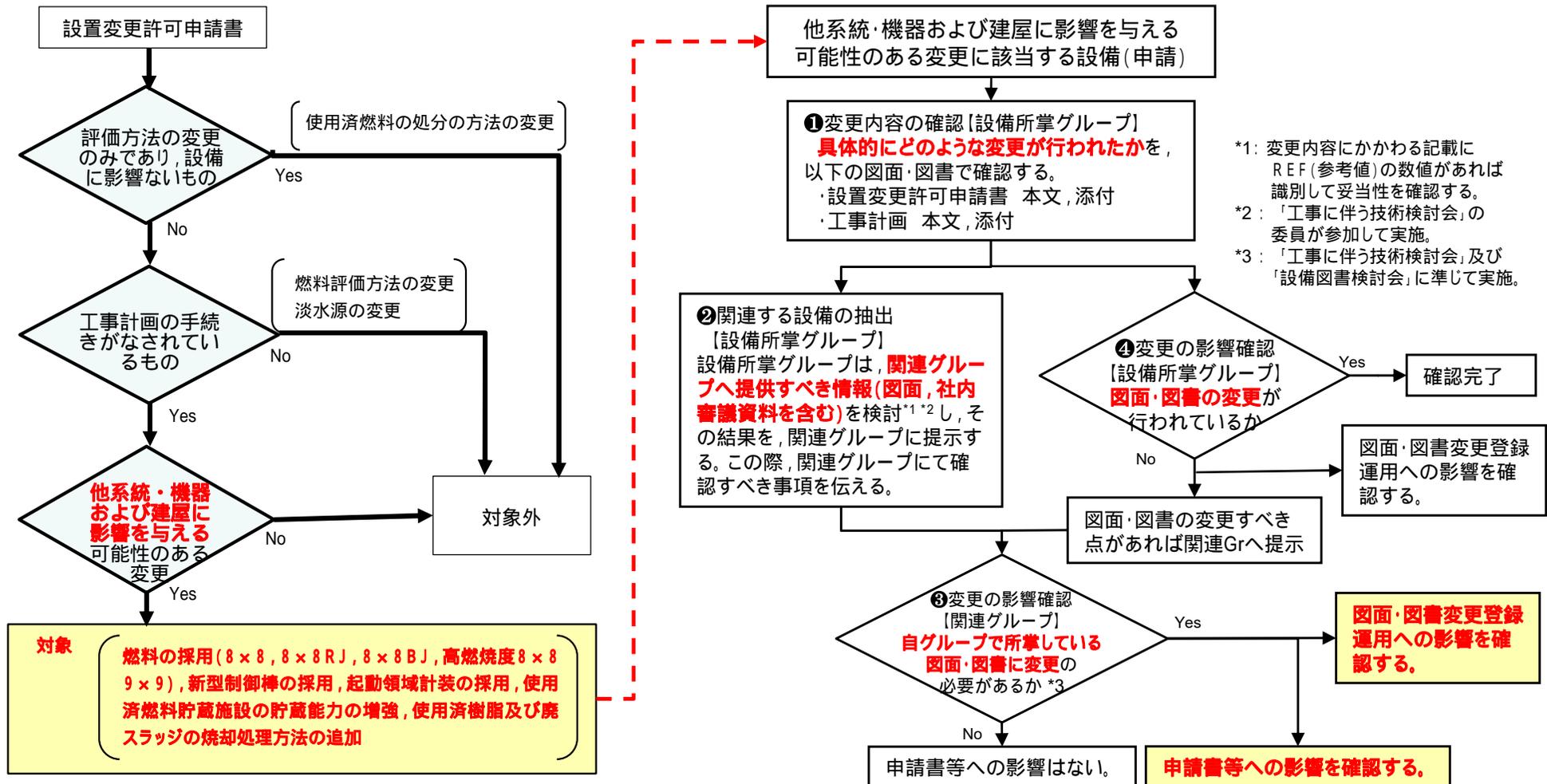
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価における遮蔽計算について適正化した条件で再評価した結果、必要な遮蔽を維持できる水位までの時間余裕等への影響は小さく、**対策の有効性に影響がないことを確認した。**

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



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)

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。

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

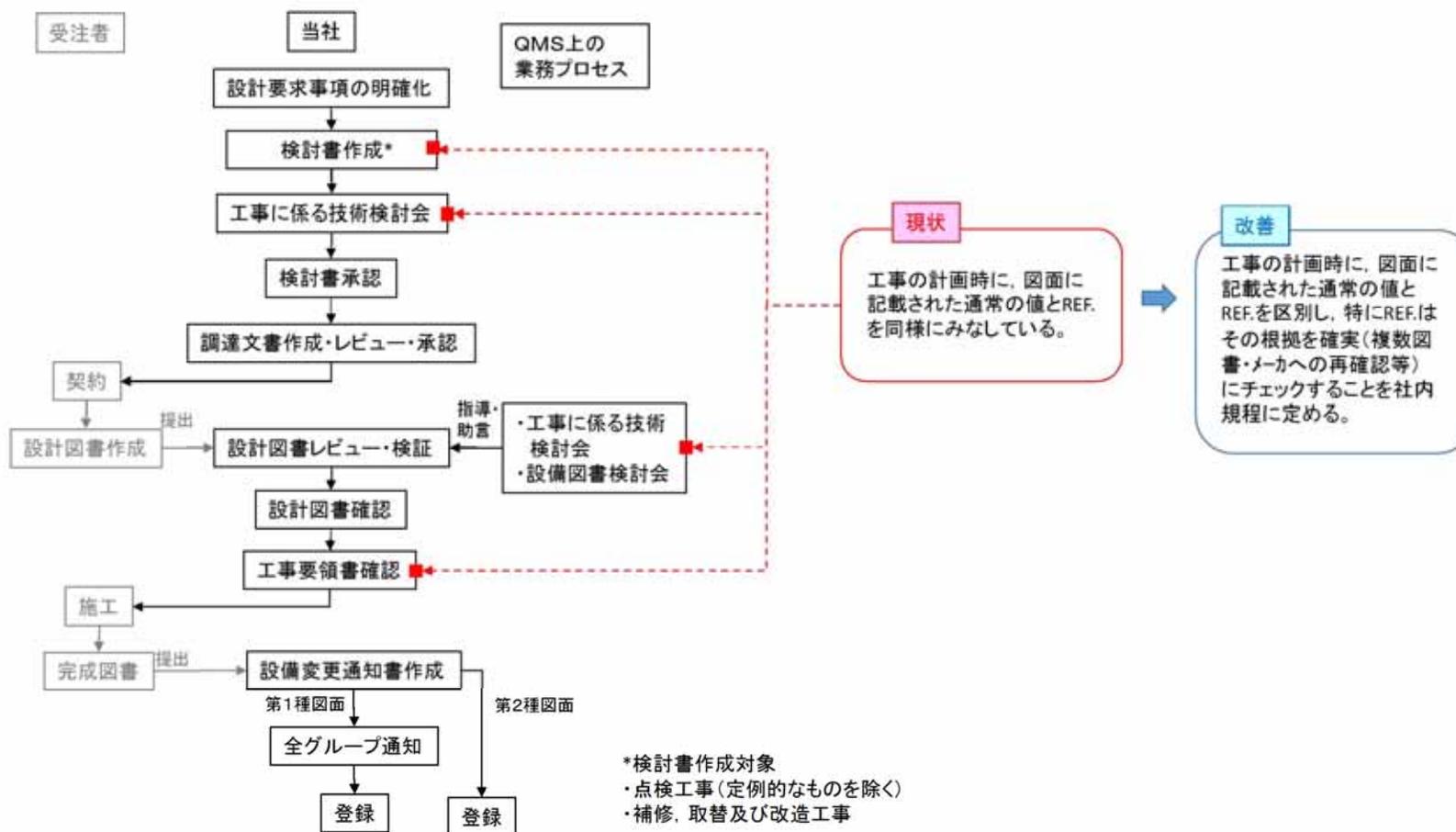
(二つのTAFの値があることが現在まで見逃されてきたこと) (3 / 6)



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)

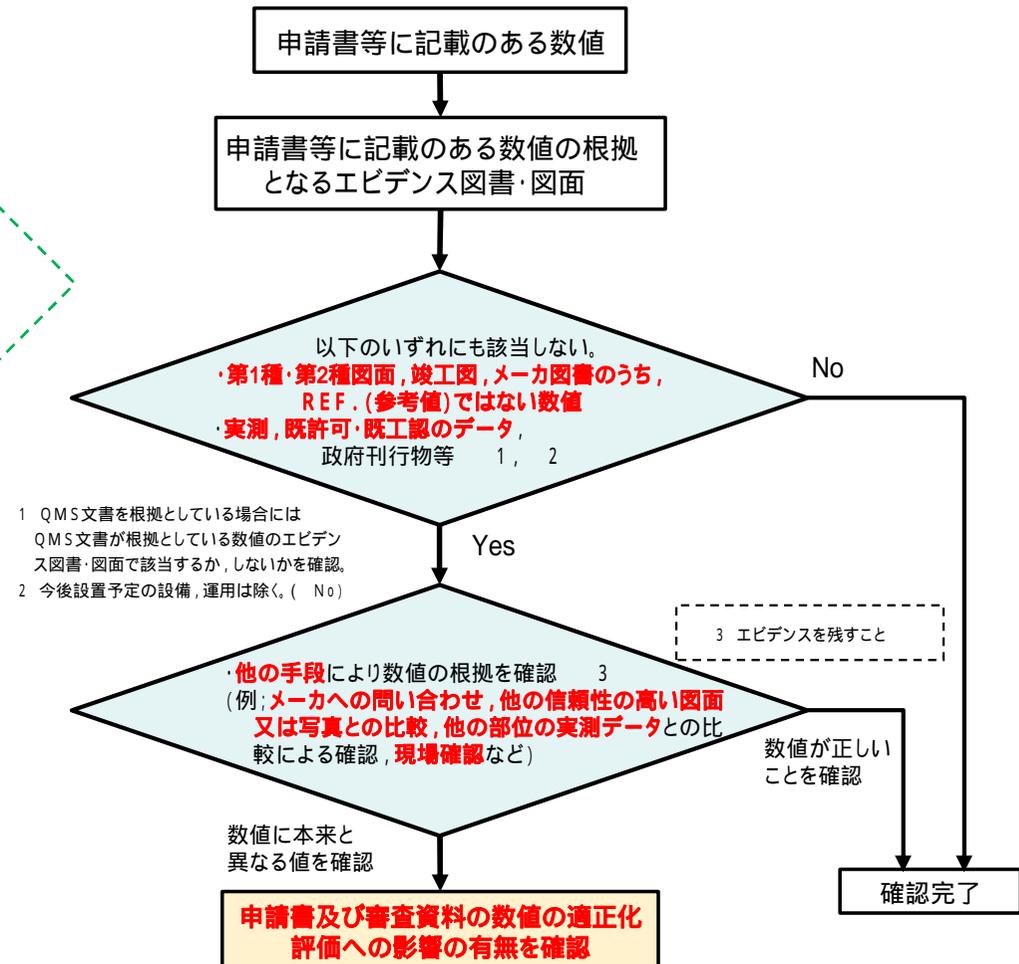
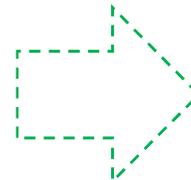
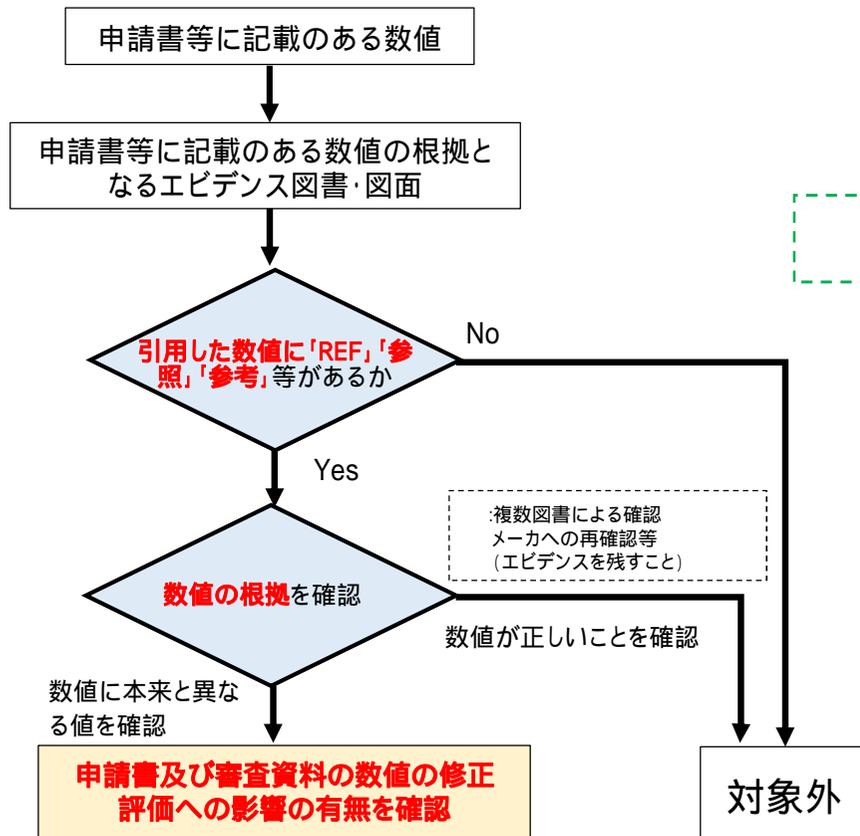


水平展開 実施要領

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)



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。 T.P.+11m等とすべきところをT.P.+8mと入力 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 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。 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。

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) (6 / 6)



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。
		原因	<ul style="list-style-type: none">▶ 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	<ul style="list-style-type: none">▶ 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」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ご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ご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。**

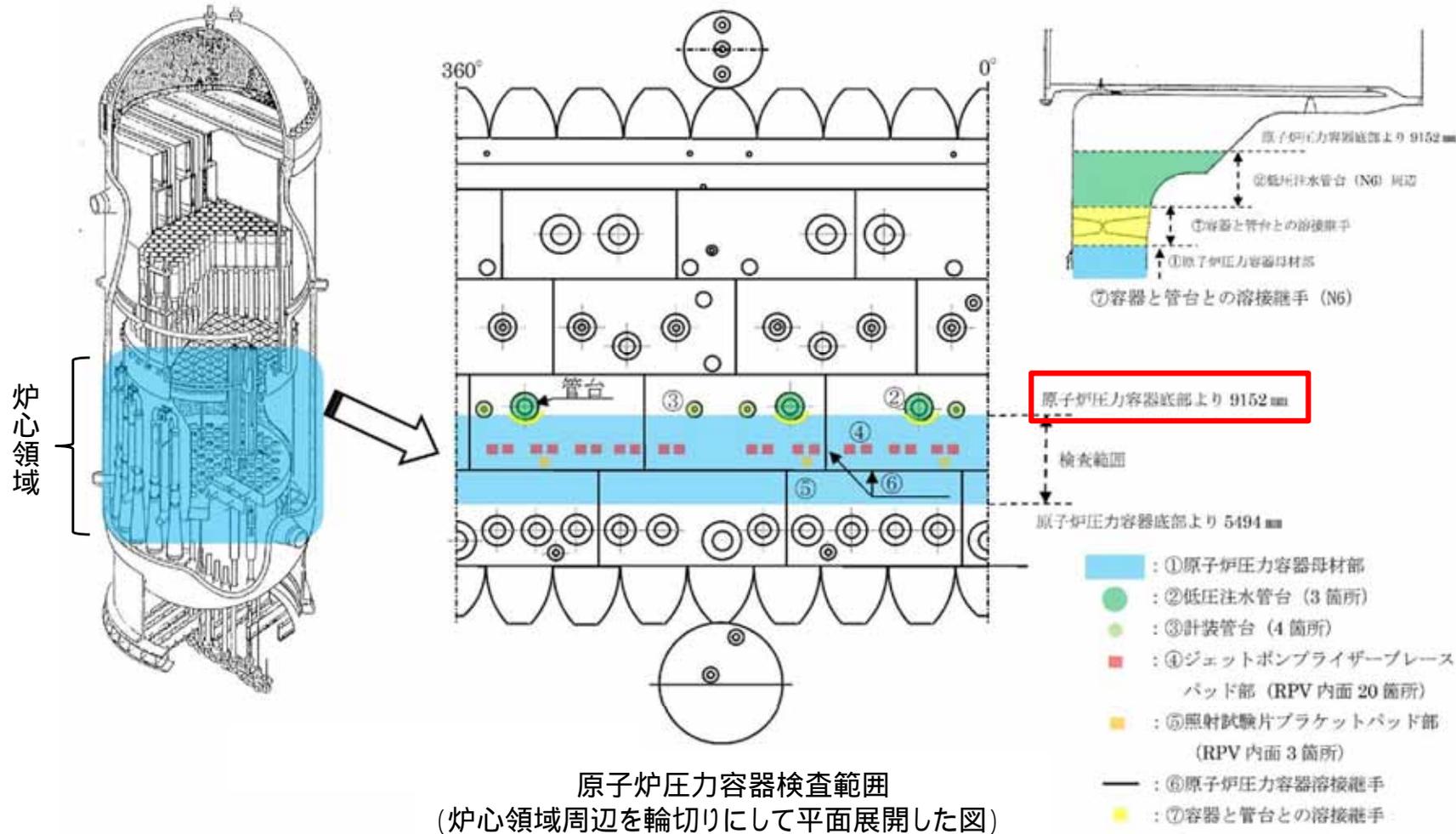
3.1 対応方針

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。

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。

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。

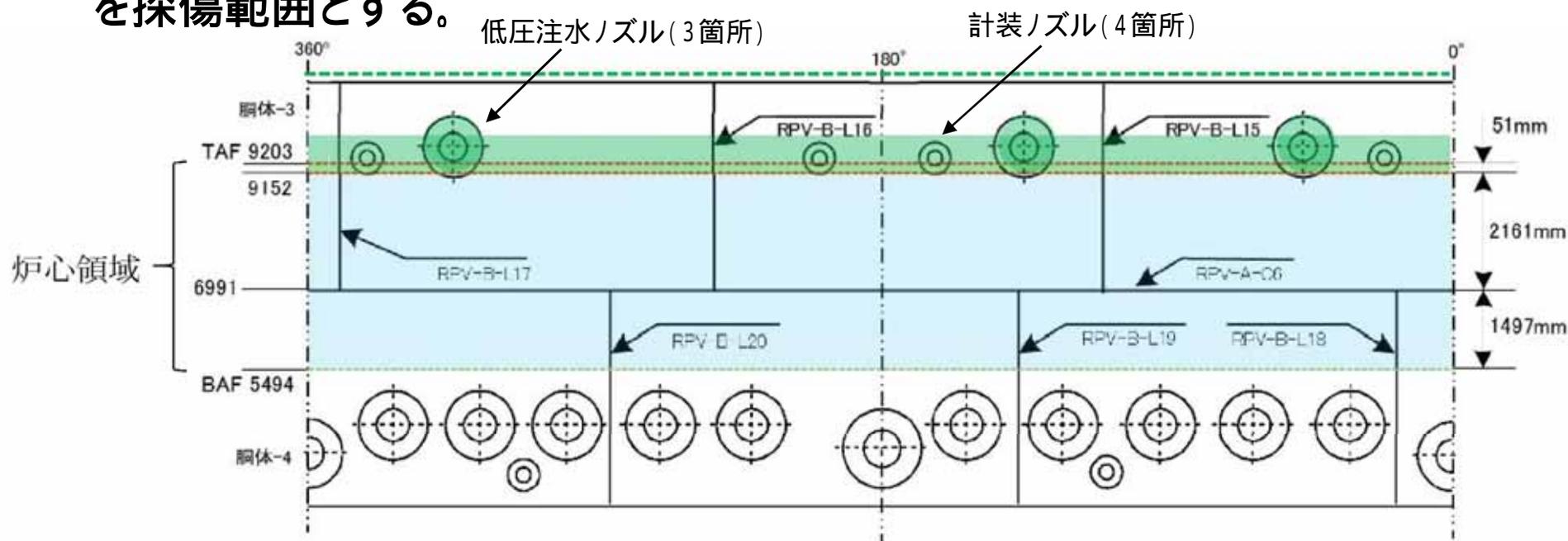
< これまでに実施した原子炉压力容器炉心領域の超音波探傷試験範囲 >



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。

(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。

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。

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

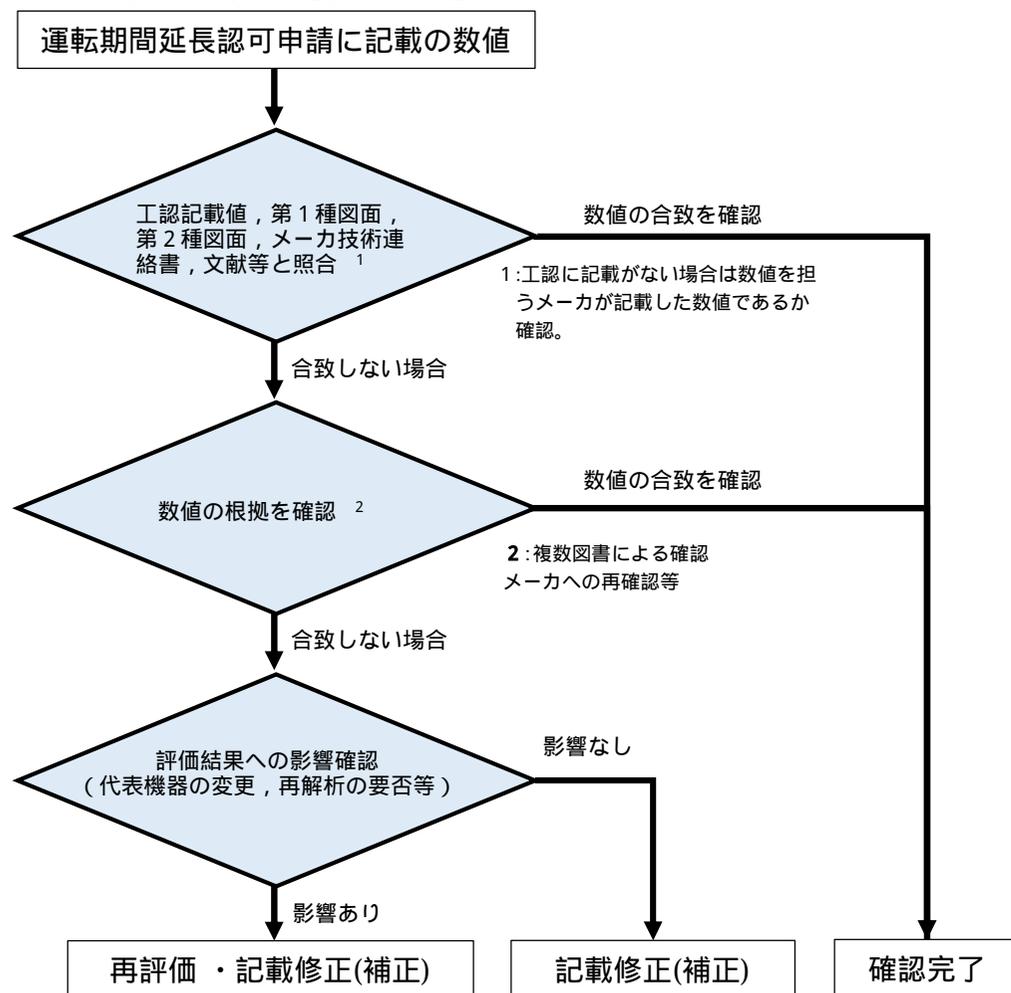
・寸法に関するもの 製作メーカー

(次頁のフロー図参照)

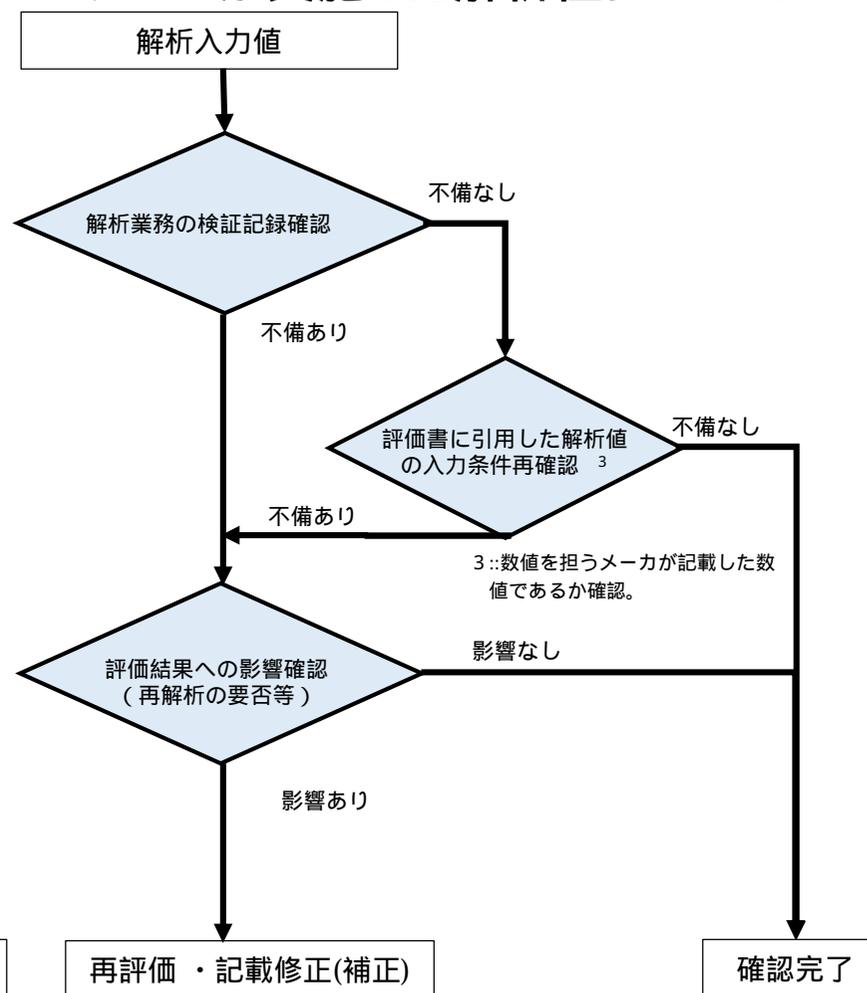
3.3 報告書の数値の妥当性確認 (2 / 2)



数値の根拠再確認



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

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。

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)

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

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。

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、数値の妥当性を確認している。

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」は担保する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)

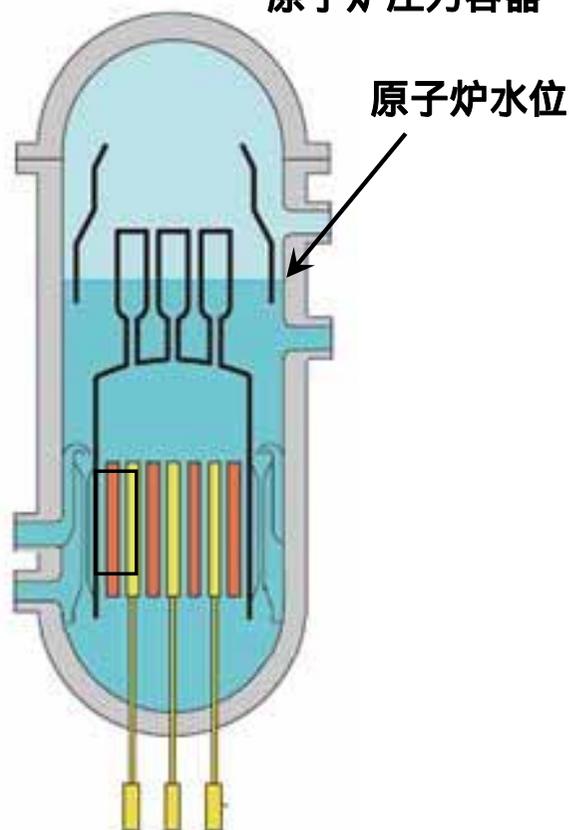
・ 新規制基準適合性に係る設置変更許可申請 関係

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

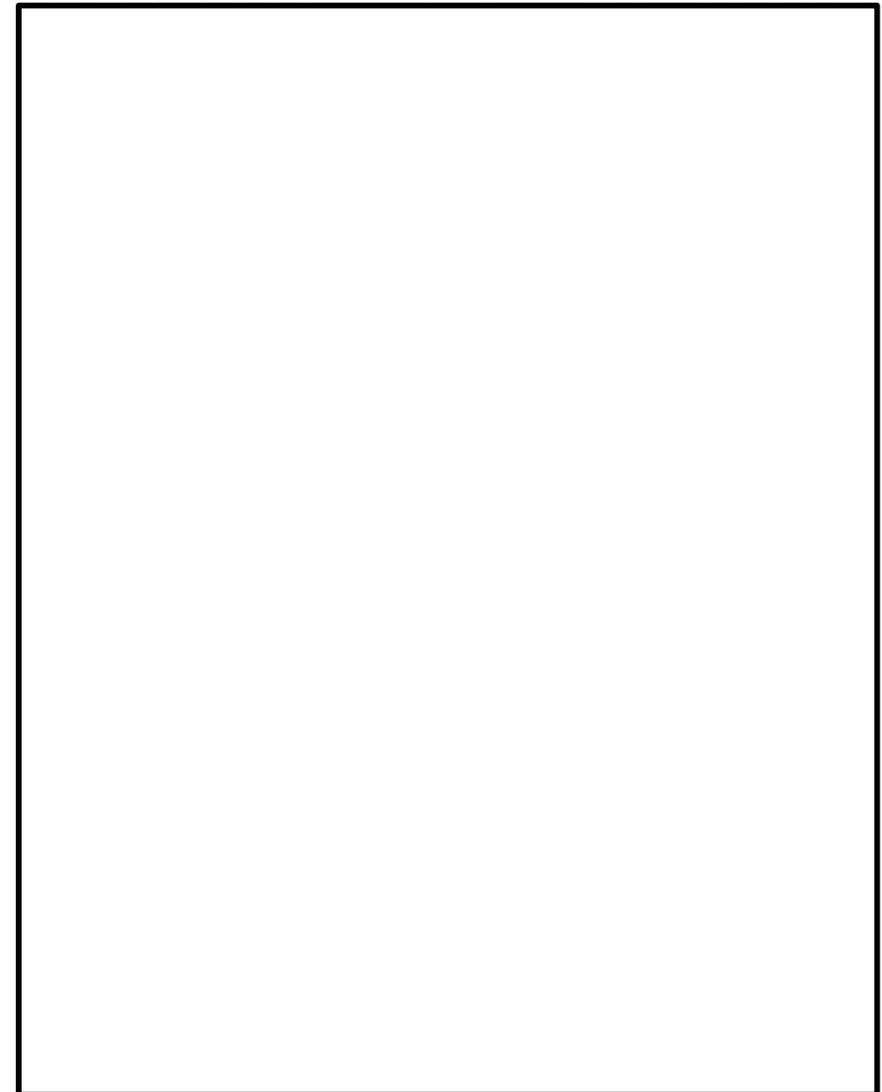
(燃料有効長頂部から+561cm)

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。

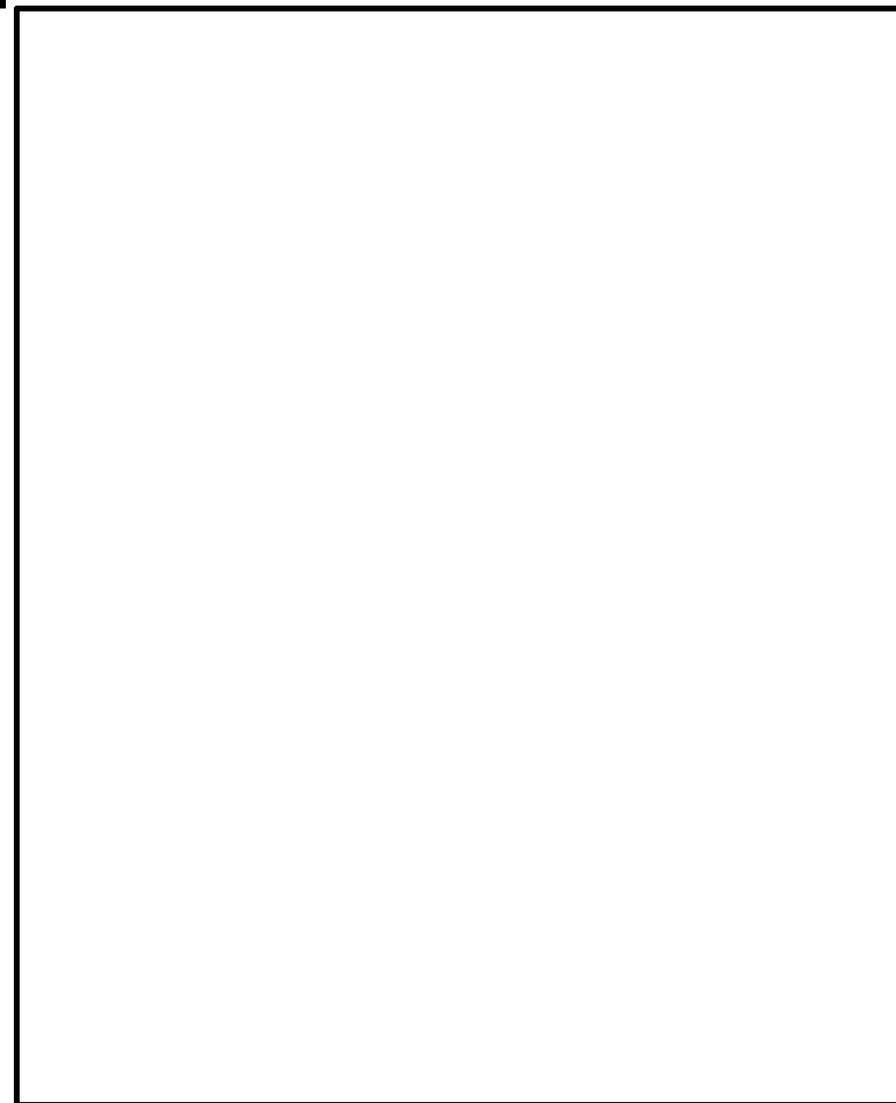


← 不一致 →

- ・ 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

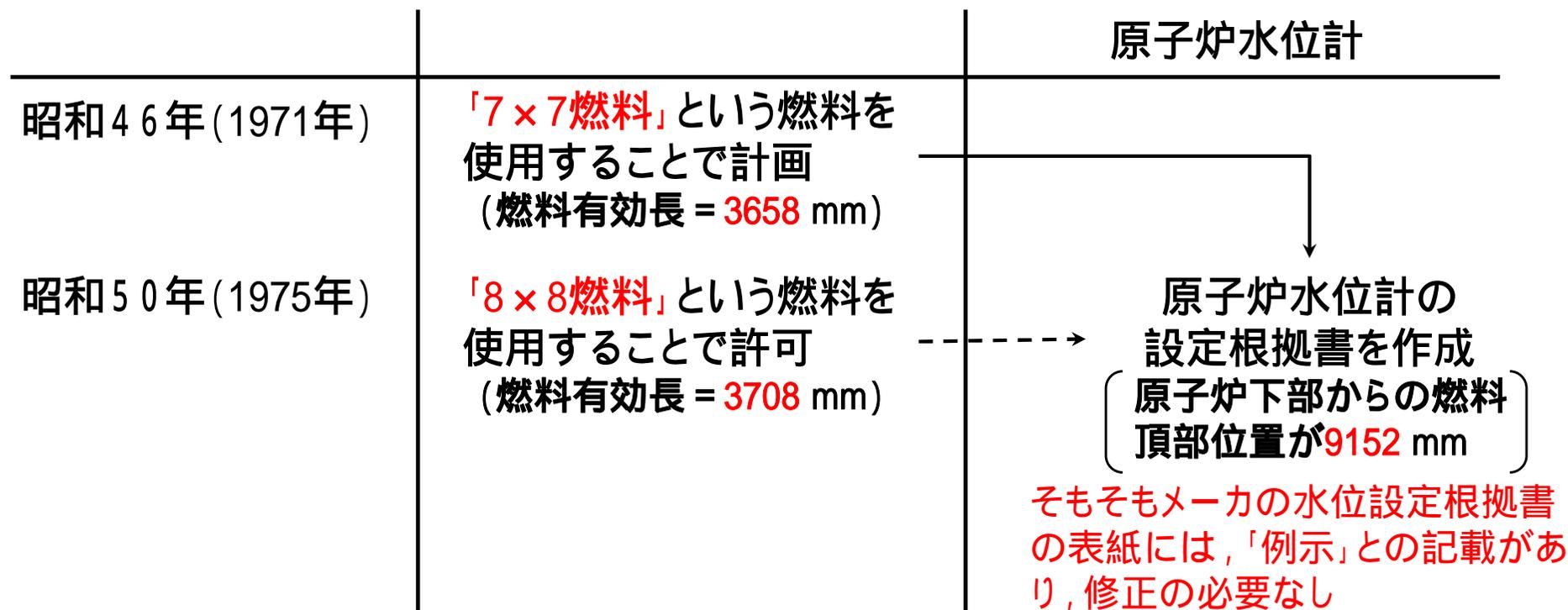
補足説明資料は、非常時運転手順書をもとに作成された。

- ・ 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

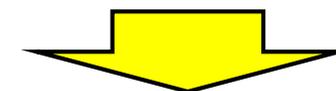
設計メーカーの原子炉水位計 (燃料域) の設定根拠書に, 9152mm の値がある理由



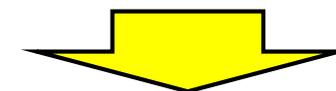
設計メーカーの原子炉水位計の設定根拠書に9152mmの値が記載されていることは, 例示である故に間違ってはいないが, 当社は最新の値で修正を行うべきであった。

(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。

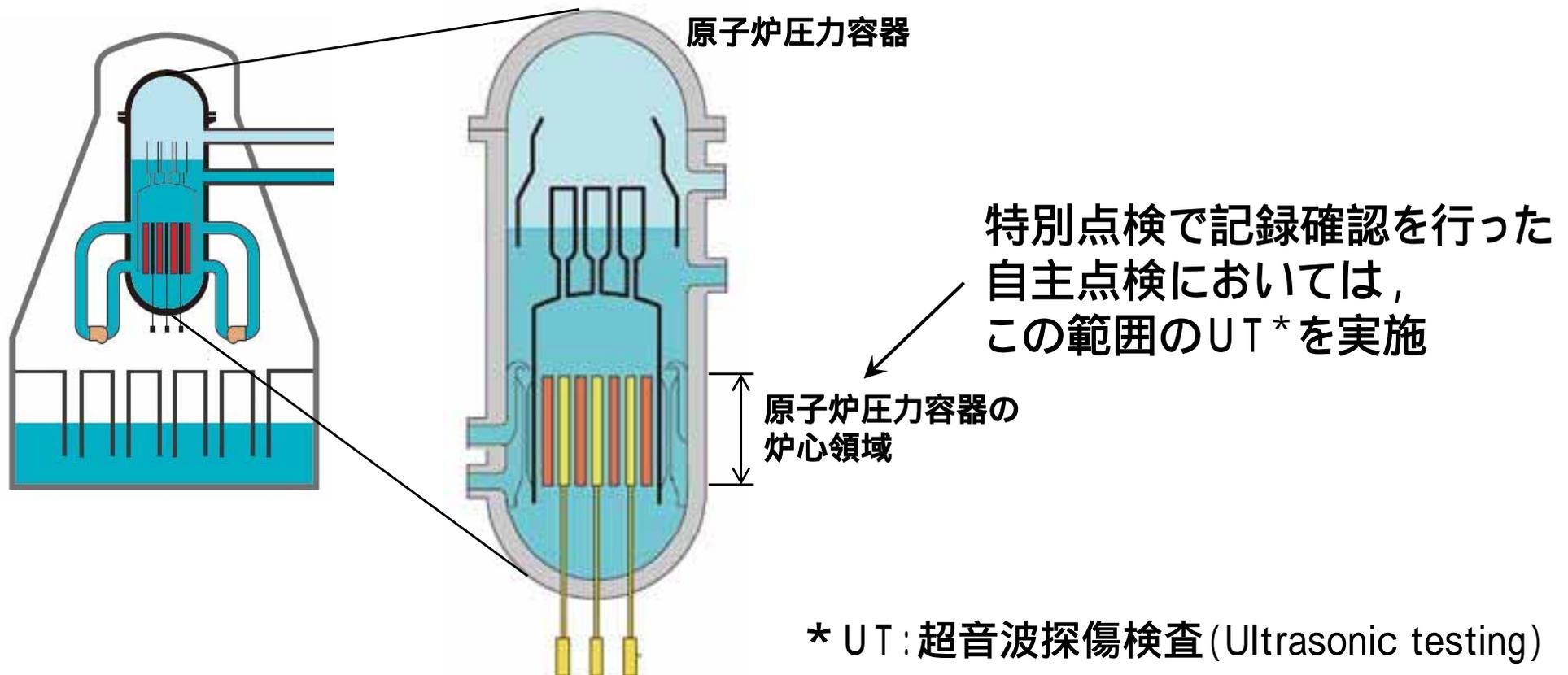


工事等がなければ、定期的に行う校正作業では、前回の校正に使用した差圧信号の値を**使用してきたため**、誤りに気づかなかった。

・ 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

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

表 4. 1. 5-1 屈折角

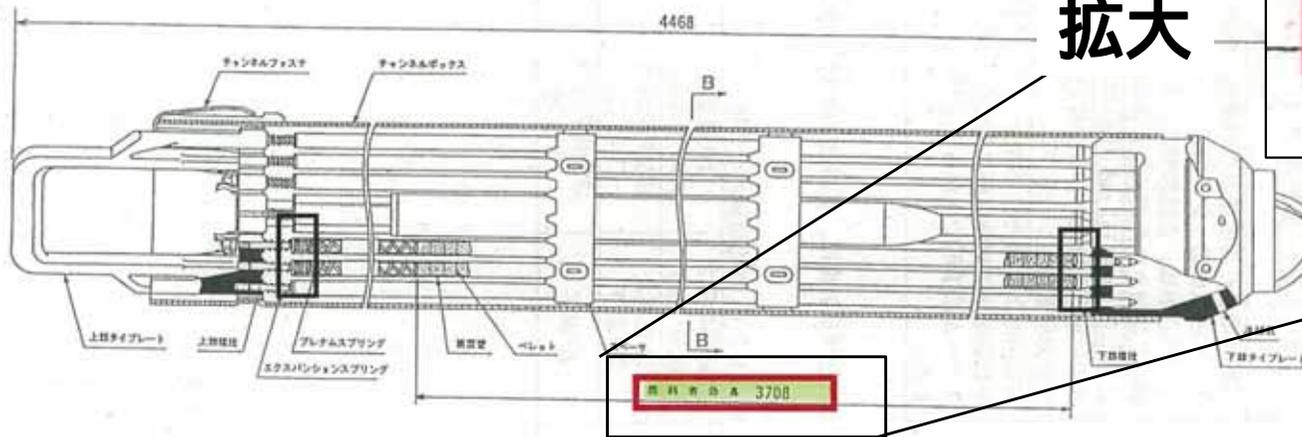
試験対象部位	屈折角
炉心領域 (溶接部及び母材部)	容器外面より垂直法及び斜角法 (横波: 45°、60°)、フェーズドアレイ法 (縦波: 0°、20°、±35°、±45°) ※「炉心領域」を試験対象とすることから、軸方向の試験範囲は炉心に装荷された燃料集合体の有効長とし、原子炉圧力容器底部より 5494 mm~9152 mm (燃料棒有効長さ) とする。また、板厚方向の試験範囲は原子炉圧力容器本体母材及び溶接部に加え、原子炉圧力容器内面クラディング及びパッドを含める。
ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部	容器内面より斜角法 (横波: 45°、70°) ※試験範囲は維持規格に基づき、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



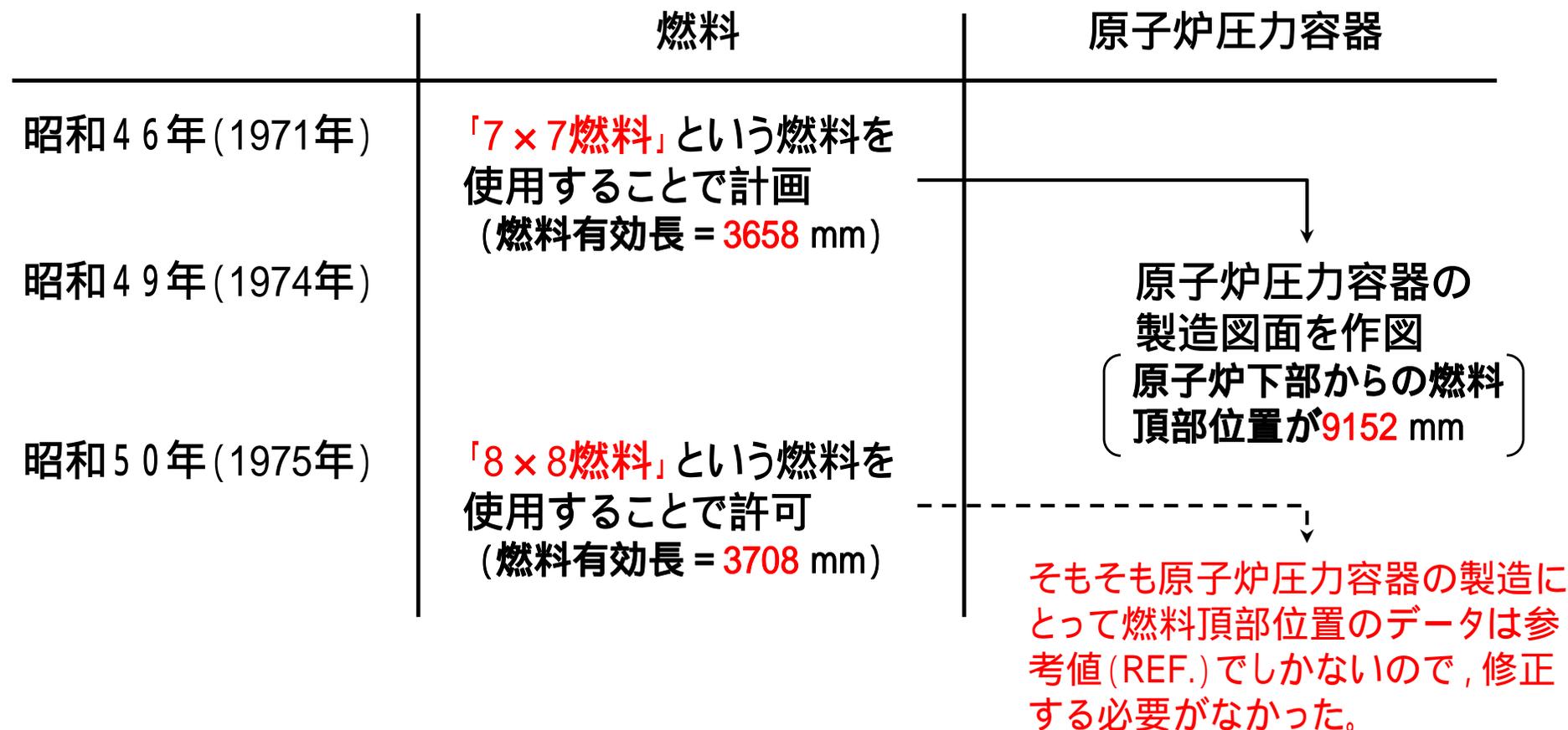
最新の値
(燃料有効長頂部に換算して9203mmに相当)

- ・ 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。

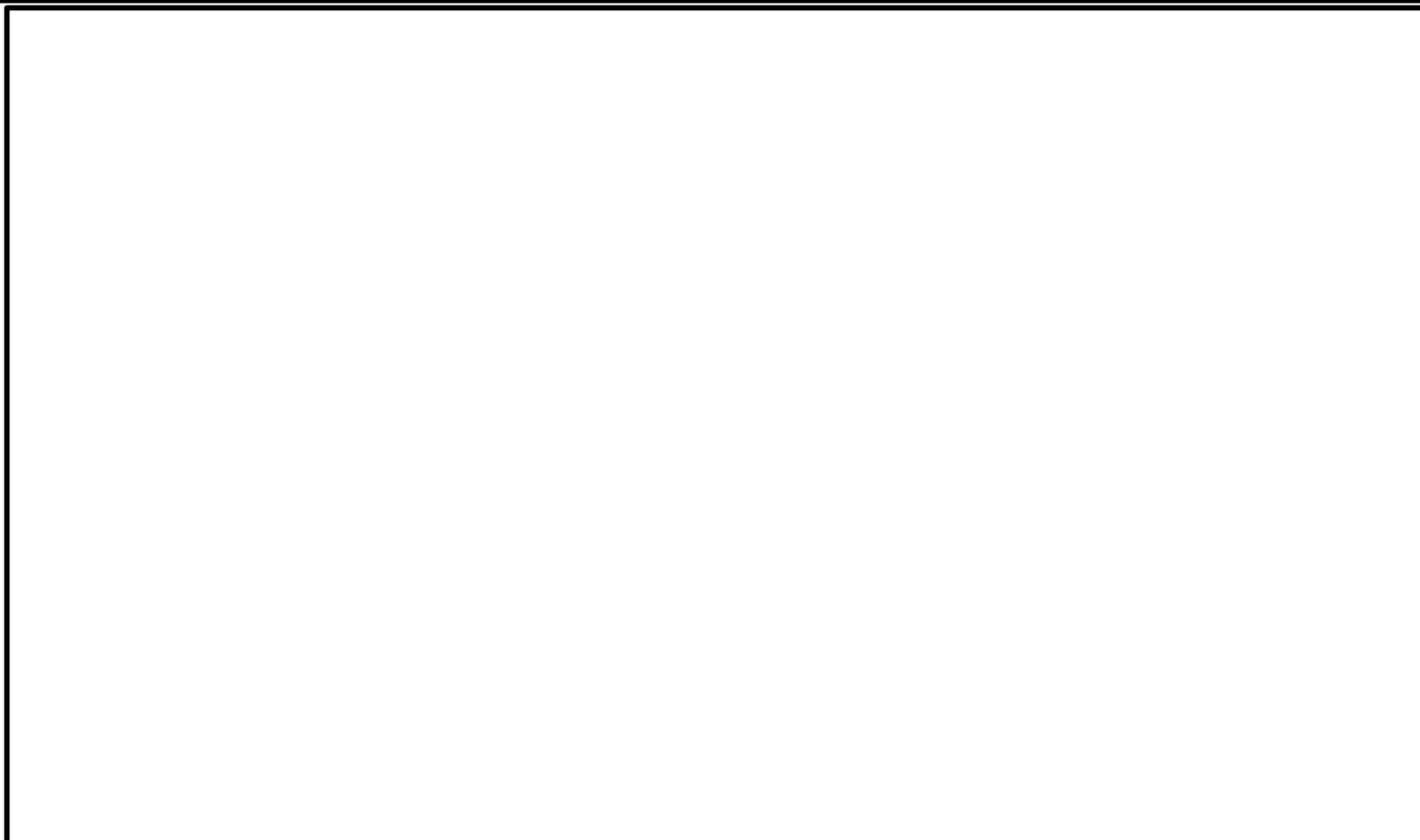
原子炉圧力容器の製造図面

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



このことから、原子炉压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。

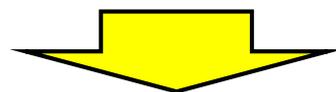
特別点検のUT範囲を、原子炉压力容器の製造図面(第2種図面)のREF.(参考値)と記載のある燃料有効長頂部の値に基づき設定した理由



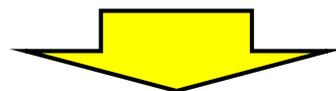
第1種図面の
基本図面

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関わらず、**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実施メーカー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, 原子炉压力容器の製造図面(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压力容器の製造図面(第2種図面)の使用を継続したこと

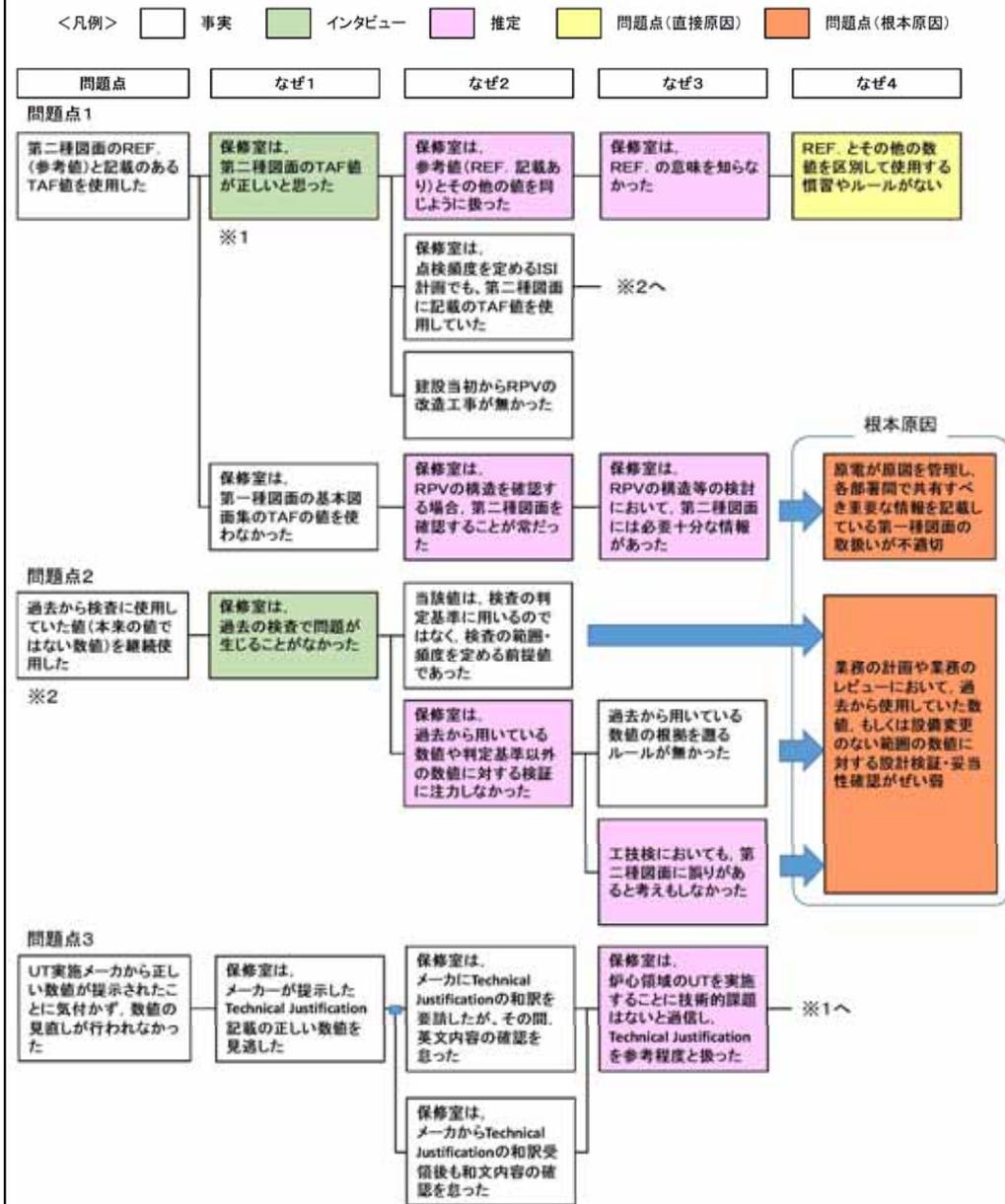
問題点3: UT実施メーカーから正しい数値が提示されたことに気づかず数値の見直しが行われなかったこと

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

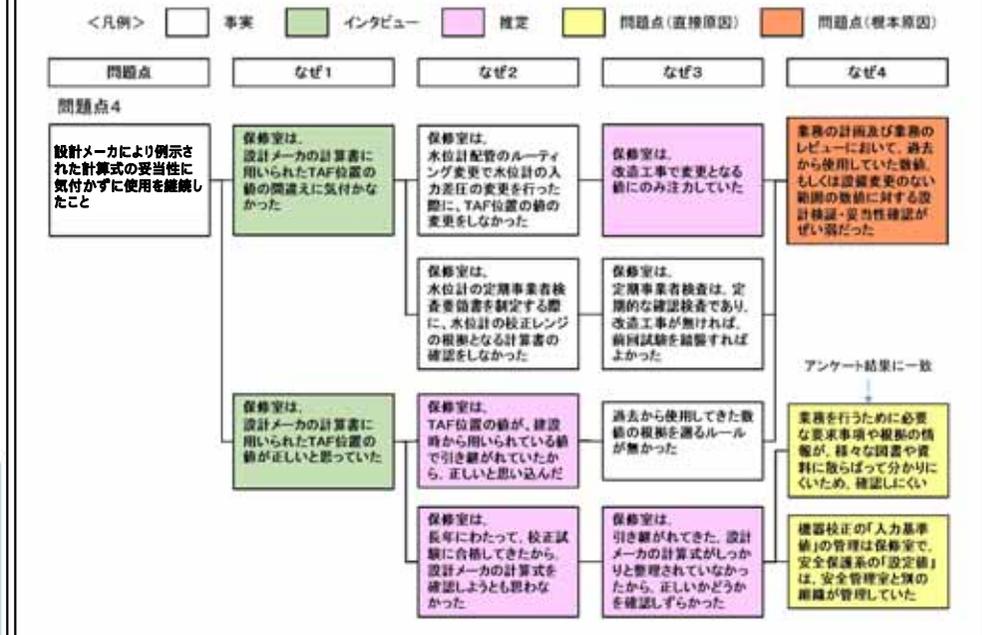
5. 問題点の背後要因と根本原因 (1 / 2)



背後要因分析図 ①



背後要因図 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。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・妥当性確認がぜい弱

QA3 前提を質す姿勢

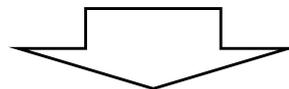
各人が、前提条件を鵜呑みにせず妥当性を確かめてみる。何かおかしいと思った時は懐疑的な意見を出している。



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

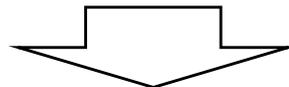
リーダが、変更に関する評価と実施において、原子力安全が継続的に最優先されるように、系統だった手続きを用いている。



水位計に関する設計メーカー計算式を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**」が抽出された。
- (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。

東海第二発電所

格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について (改訂版)

2024年2月14日

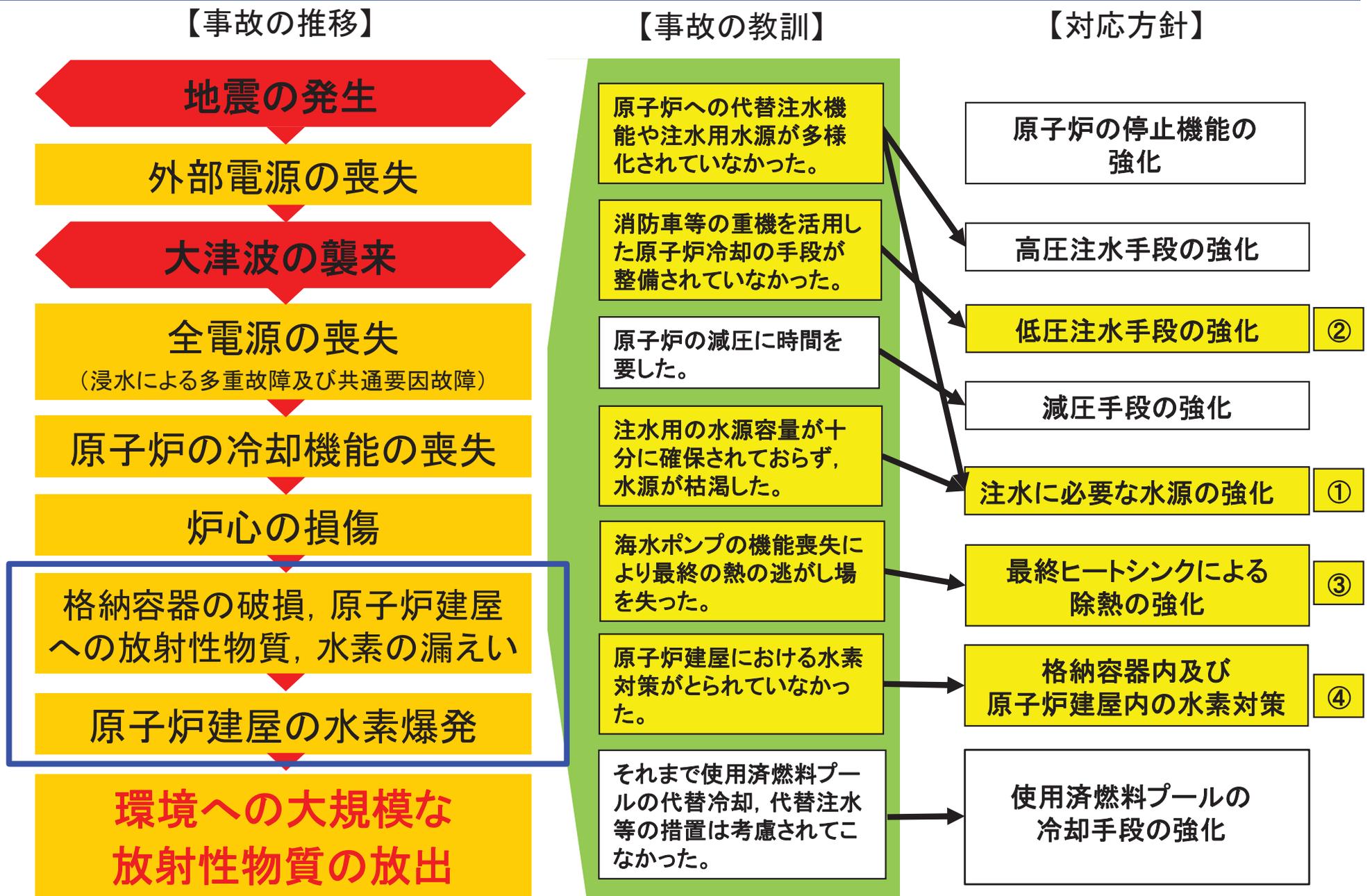
日本原子力発電株式会社

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。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の主要な変更	4
3. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	19
補足説明資料 格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について	

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



2. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の主要な変更



対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	原子炉の停止機能の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能 (低速度運転有) 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替再循環ポンプ停止機能 (低速度運転電源停止) 	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却 ・格納容器内の冷却・除熱	① 注水に必要な水源の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット 	新規
	高圧注水手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 	新規
	減圧手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能 	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ 	強化
	② 低圧注水手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系) ・格納容器下部注水(消火系) 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイ系(常設, 可搬型) ・格納容器下部注水系(常設, 可搬型) 	新規
	③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系 ・耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備 	新規
使用済燃料プールの冷却手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系 ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化 	新規	
(閉じ込める) ・格納容器破損防止 ・水素低減対策 ・原子炉建屋の閉じ込め機能	(冷やす)①～③と同様	・(冷やす)①～③の対策と同様	・(冷やす)①～③の対策と同様	新規
	④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内の不活性化 ・可燃性ガス濃度制御系 (格納容器内の水素濃度の低減) 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置 (格納容器内の水素濃度の抑制) ・静的触媒式水素再結合器 (原子炉建屋内の水素濃度の低減) ・ブローアウトパネル閉止装置 	新規

3. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の概要



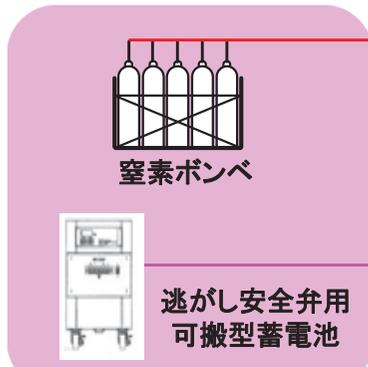
③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化



原子炉の停止機能の強化

再循環ポンプ停止回路追加

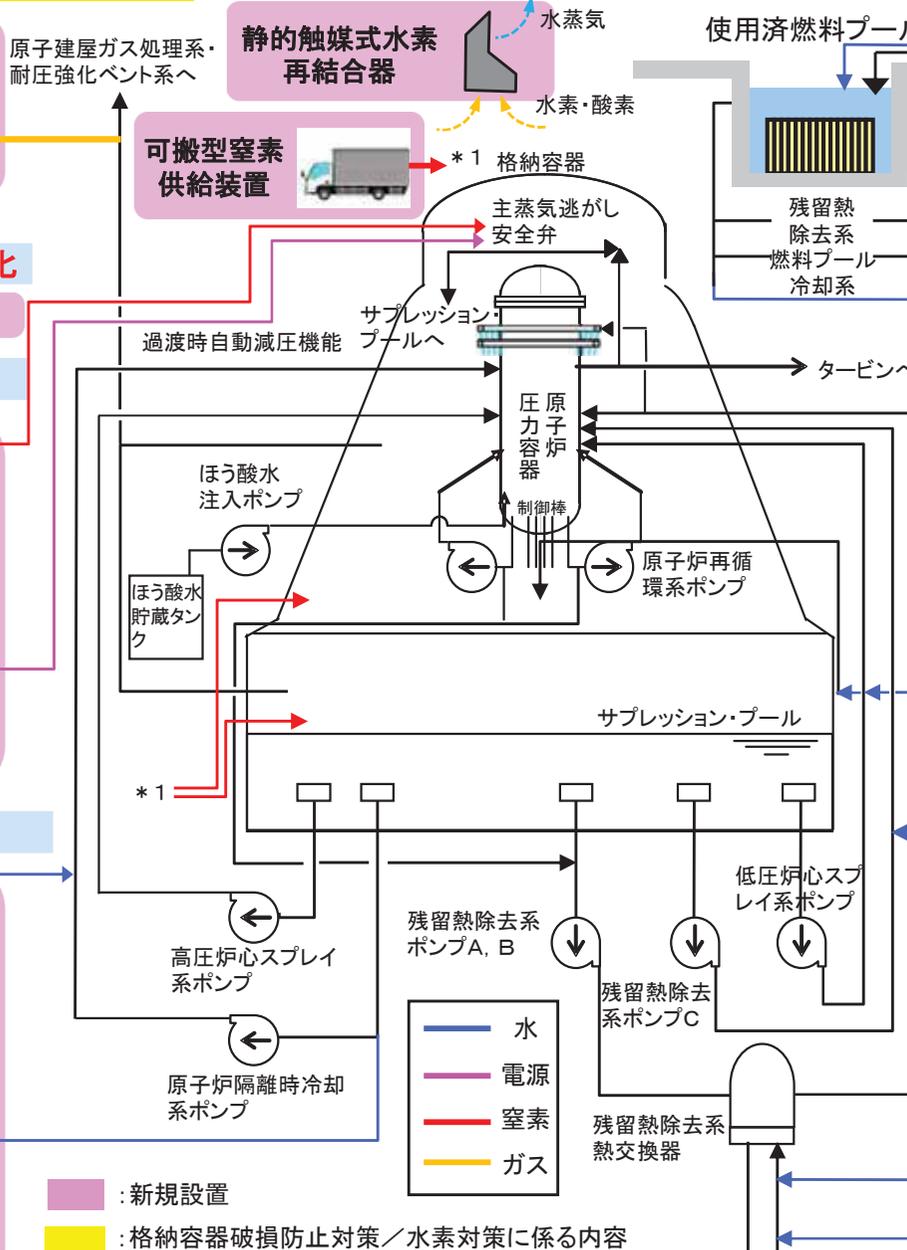
減圧手段の強化



高圧注水手段の強化



④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策



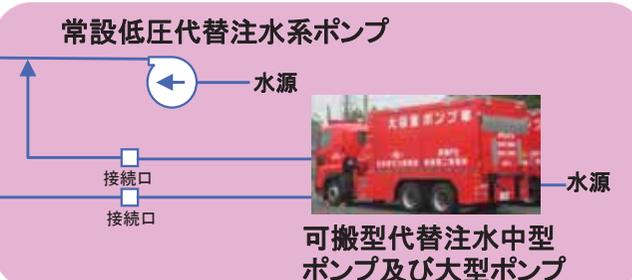
使用済燃料プール冷却手段の強化



① 注水に必要な水源の強化



② 低圧注水手段の強化



③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化

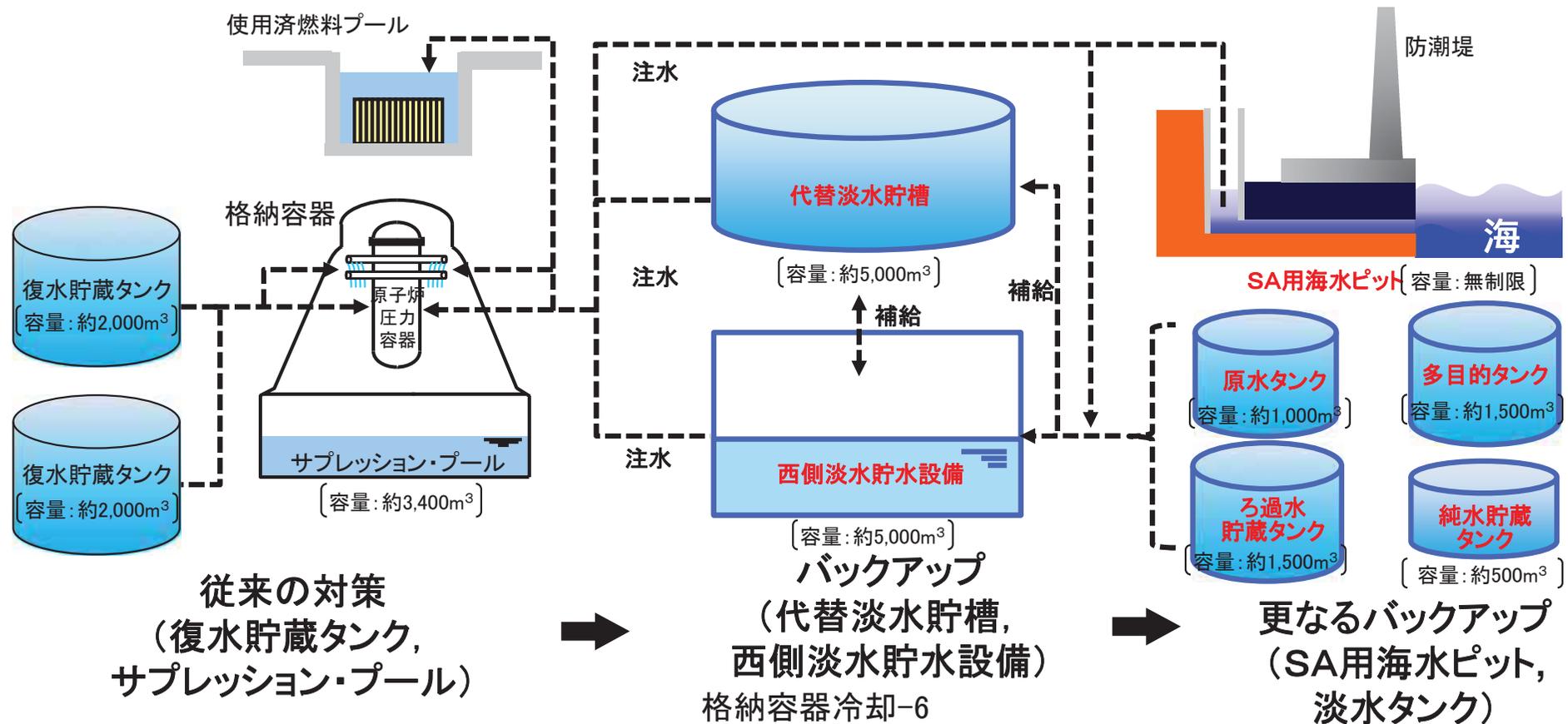


4. 事故の教訓に基づく安全対策

① 注水に必要な水源の強化

【代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットの新設】

- 格納容器内を冷却し，破損を防ぐためには，原子炉や格納容器への注水により，原子炉や格納容器内の圧力・温度の低下を継続的に図ることが重要。このため注水用の水源を増強する。
- 地下式の堅牢な代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置することで，地震・竜巻や，敷地に遡上する津波等の外部事象に対しても，確実に水源を確保可能。また，既設の各種淡水タンクも利用可能な場合には活用
- 代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備には，原子炉，格納容器及び使用済燃料プールへ7日間の注水が可能なる量を確保する。



4. 事故の教訓に基づく安全対策

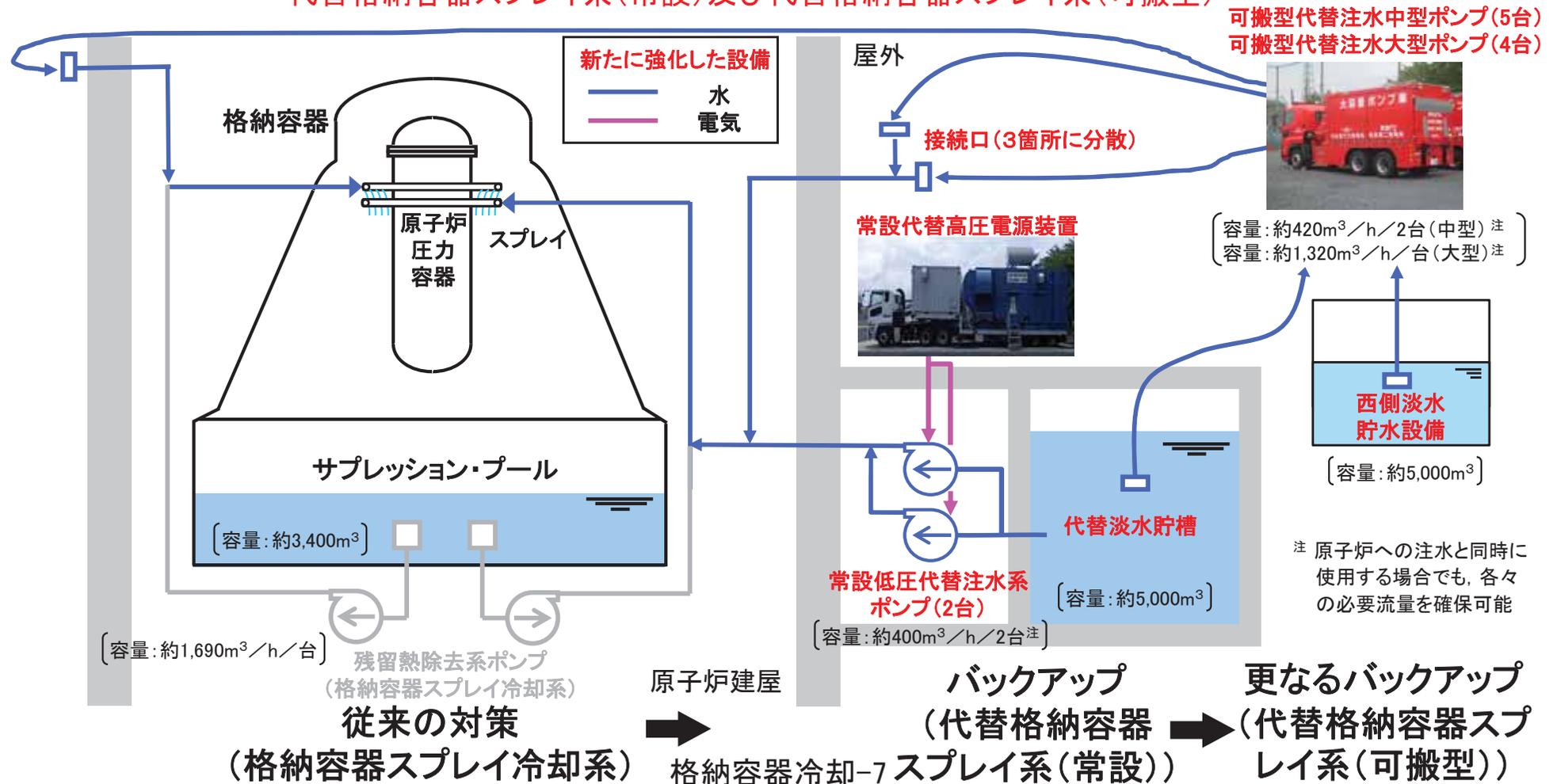


② 低圧注水手段の強化(1/4)

【代替格納容器スプレイ系の設置】

- 格納容器内の温度及び圧力を低下させる手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、既存の残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)が機能喪失した場合でも、**代替格納容器スプレイ系(常設)**及び**代替格納容器スプレイ系(可搬型)**により、**代替淡水貯槽**等から格納容器内へスプレイ水の供給を継続し、格納容器内の蒸気凝縮を図ることで、**格納容器内の圧力・温度の上昇抑制を行うことが可能**

代替格納容器スプレイ系(常設)及び代替格納容器スプレイ系(可搬型)



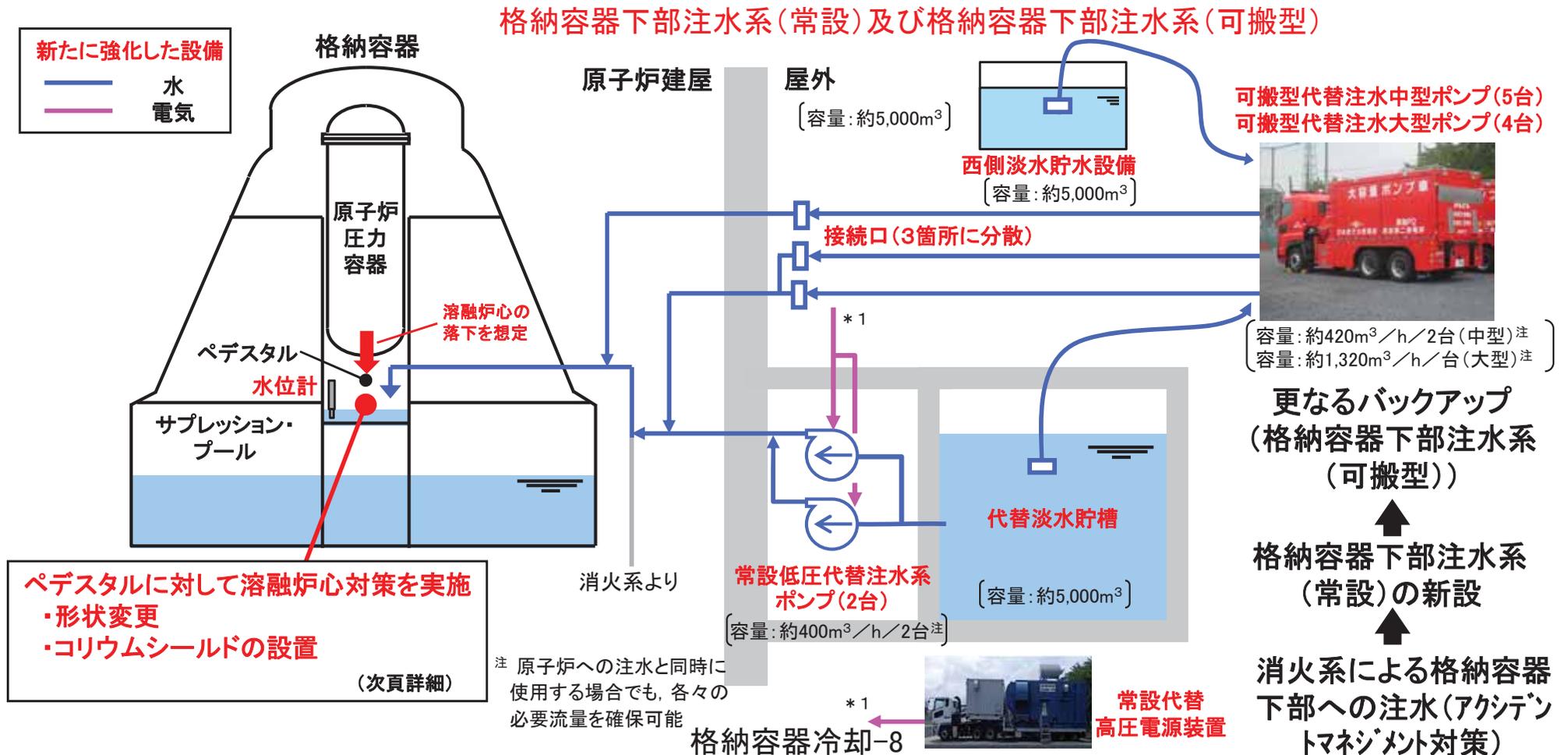
4. 事故の教訓に基づく安全対策



② 低圧注水手段の強化(2/4)

【溶融炉心を冷却する設備の設置】

- 炉心損傷が発生し、原子炉圧力容器を貫通して格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する設備を新設する。
- 常設低圧代替注水系ポンプを使用し、代替淡水貯槽の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(常設)を設置する。本設備は常設代替高圧電源装置からの給電が可能である。
- 更に可搬型代替注水大型ポンプを使用し、代替淡水貯槽等の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(可搬型)も設置する。
- 落下した溶融炉心を保持するため、原子炉圧力容器直下のペDESTAL形状を変更しコリウムシールドを設置



4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(3/4)

【溶融炉心対策のためのペDESTALの形状変更(コリウムシールドの設置等)】

① コリウムシールド設置

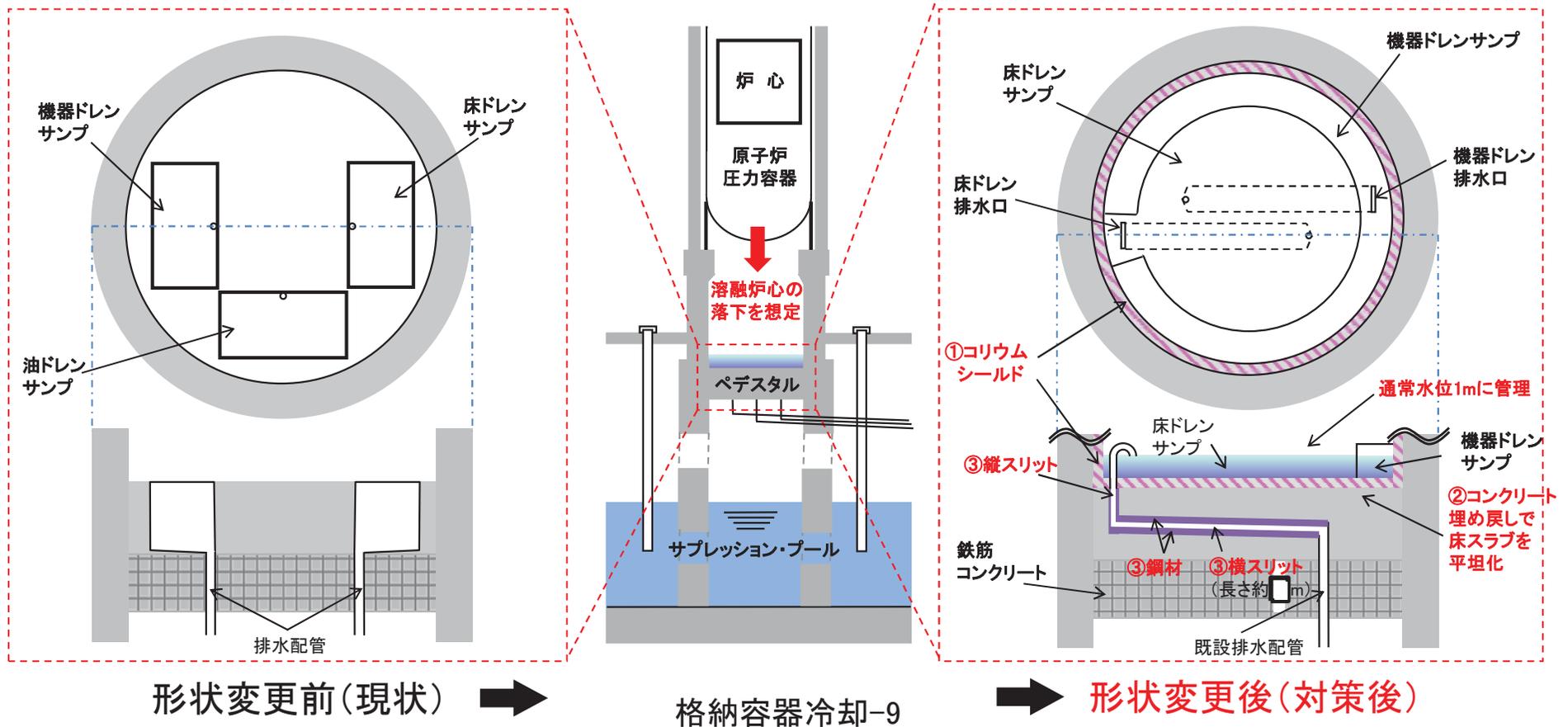
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れたジルコニア(ZrO_2)製コリウムシールドを設置

② 床スラブ平坦化

溶融炉心の熱負荷を平準化させるため、すべてのサンプをコンクリートで埋め戻して床スラブを平坦化し、その上部に鋼製の床・機器ドレンサンプを設置

③ 溶融炉心凝固のための排水流路形状変更

溶融炉心のサプレッション・プールへの流下防止のため、サンプの排水流路を熱容量の大きい鋼材でスリット形状に変更し、溶融炉心を流路の途中で冷却・凝固させる。



4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(4/4)

【水蒸気爆発影響抑制のためのペDESTAL水位管理対策】

①スワンネックの設置

溶融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び溶融炉心冷却性確保のため、ペDESTALからの排水経路に高さ1mの**スワンネック**を設置し、**通常時のペDESTAL水位を1mで管理**

* ペDESTAL水位がより高いと水蒸気爆発の影響が増大し、水位がより低いと溶融炉心の冷却性が低下することから、両者が成立する水位1mに設定

②異物防止柵の設置, スワンネックの多重化

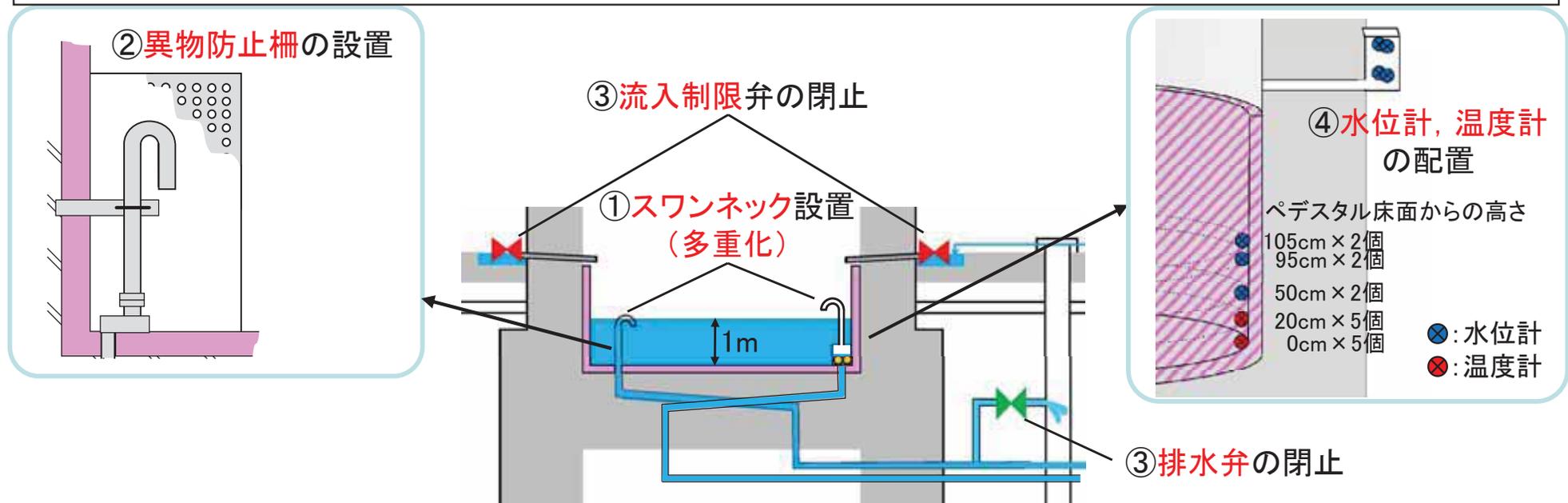
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

③ペDESTALへの流入制限弁, ペDESTALからの排水弁の設置

- ・事故発生時、早期に**流入制限弁**を閉止し、**意図せぬペDESTAL水位上昇を防止**
- ・ペDESTAL水位を1mに調整後、**排水弁**を閉止し、溶融炉心落下時には**確実に1mの水位を確保**

④水位計, 温度計を設置

- ・ペDESTAL内に複数の**水位計**を設置し、ペDESTALの**水位監視**や**水位調整**に利用
- ・ペDESTAL内に複数の**温度計**を設置し、溶融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**

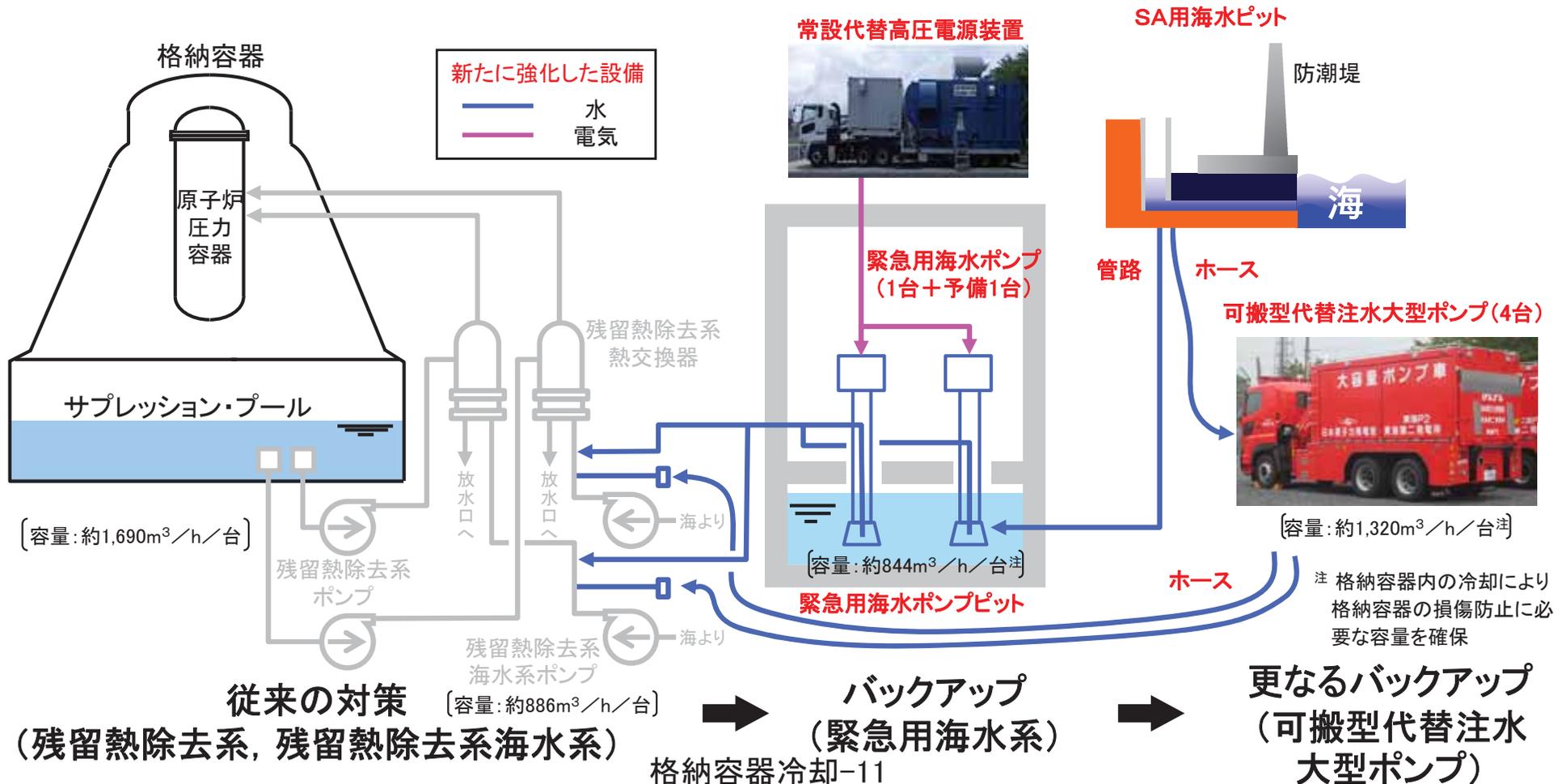


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1/4)

【緊急用海水系の設置】

- 炉心から発生し、圧力容器や格納容器内に溜まっていく熱を最終的に外部(海)に逃がすための手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、津波により残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した場合でも、**緊急用海水系**により熱交換器に海水を送水し、原子炉圧力容器や格納容器内に蓄積していく熱の除去を行うことが可能
- 緊急用海水系は、**常設代替高圧電源装置**からの給電により、**7日間の運転が可能**
- 更に、**可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し、熱交換器に海水を送水して熱の除去を行うことも可能

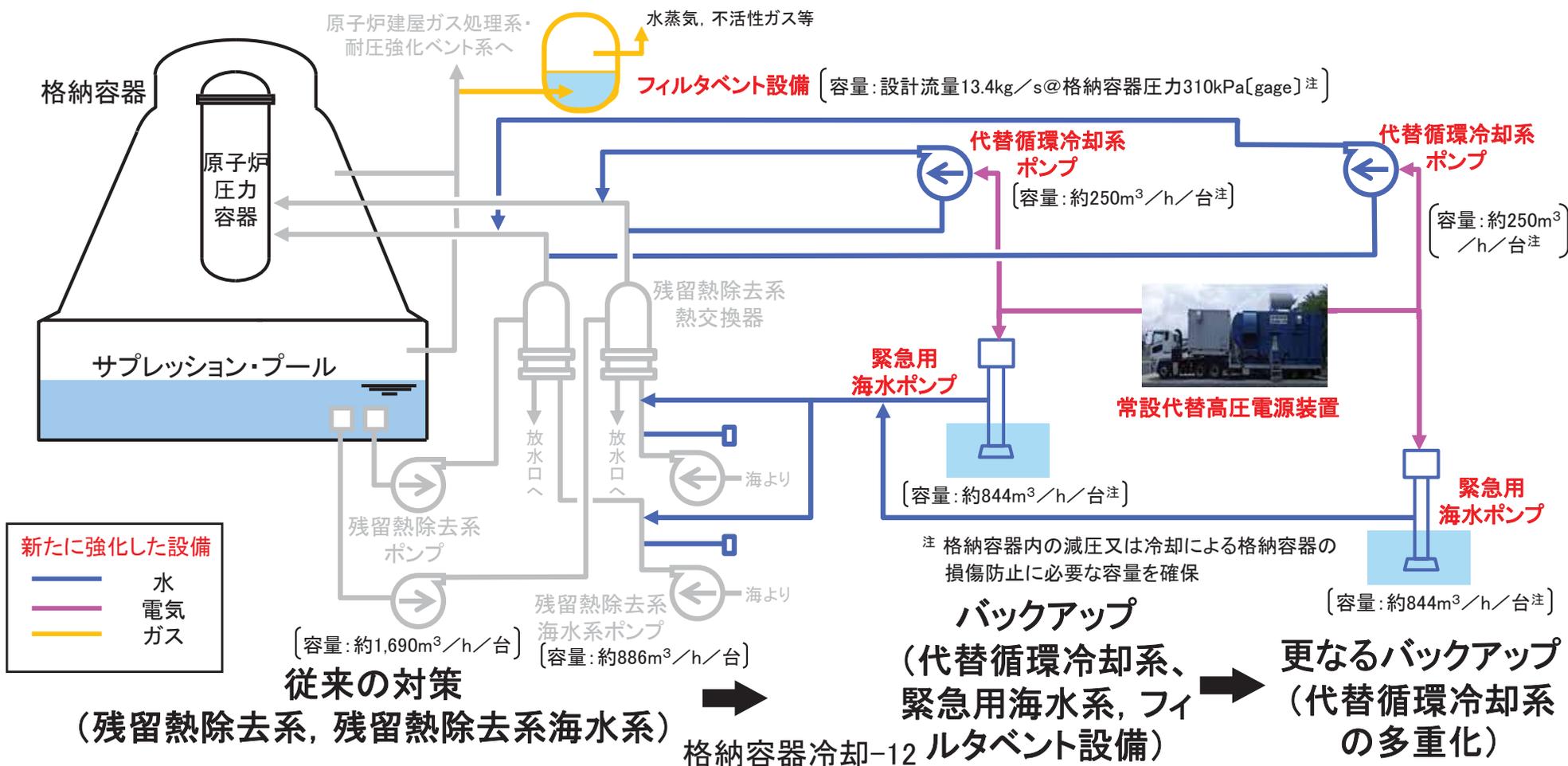


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2/4)

【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、**フィルタベント設備**及び**代替循環冷却系**を新設し、最終ヒートシンク(大気又は海)による除熱機能を強化する。
- **フィルタベント設備**を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- **代替循環冷却系**は、システムを**多重化**することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能**

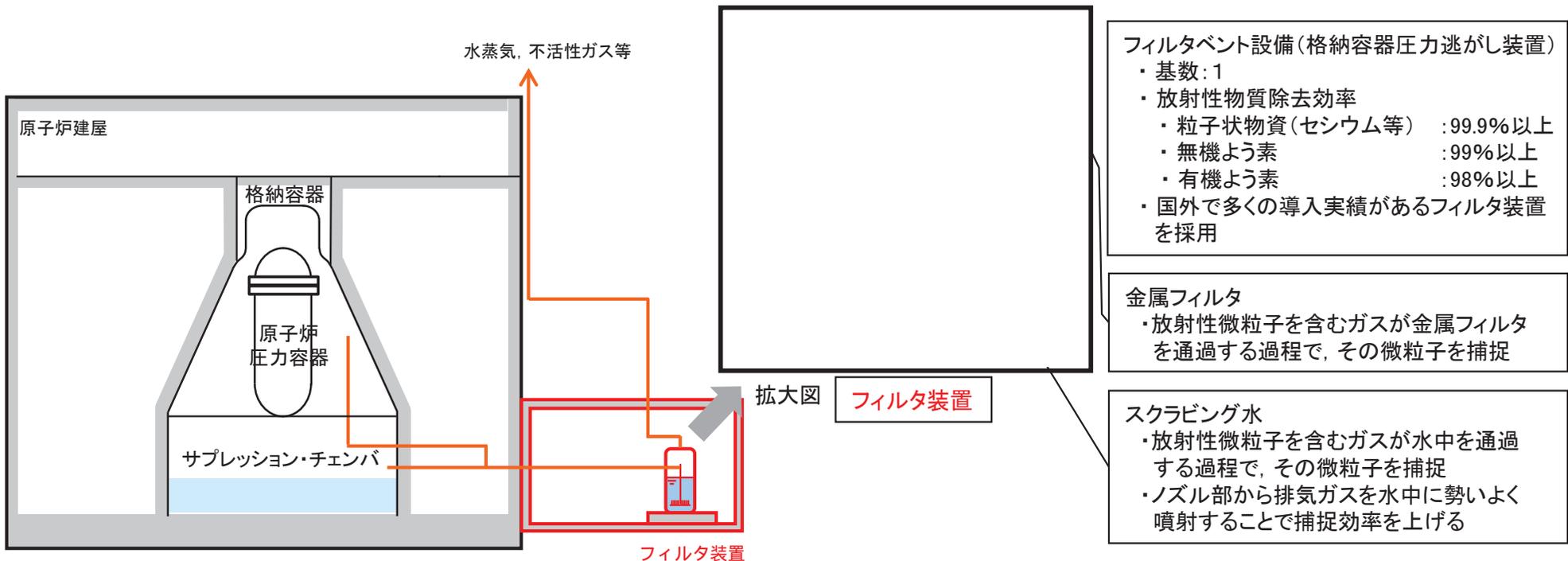


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(3/4)

【フィルタベント設備の設置効果】

- 原子炉・格納容器への注水・除熱機能は強化されるが、万が一それらの機能が十分発揮できない場合でも、放射性物質放出を可能な限り低減させ、セシウム等による**大規模な土壌汚染を防止**する。
- ベント操作を行い水蒸気を格納容器外へ放出することで、**格納容器の過圧破損を防止**でき、**原子炉への注水の信頼性を高める**ことができる。(ベント操作は中央制御室から遠隔操作可能。また現場で人力でも操作が可能)
- 炉心から放出されるよう素を除去しつつベントを実施することで、**公衆被ばくを抑制**できる。また、セシウム除去効率の高いフィルタ装置を介しベントすることで、**発電所敷地外の土壌汚染を抑制**できる。

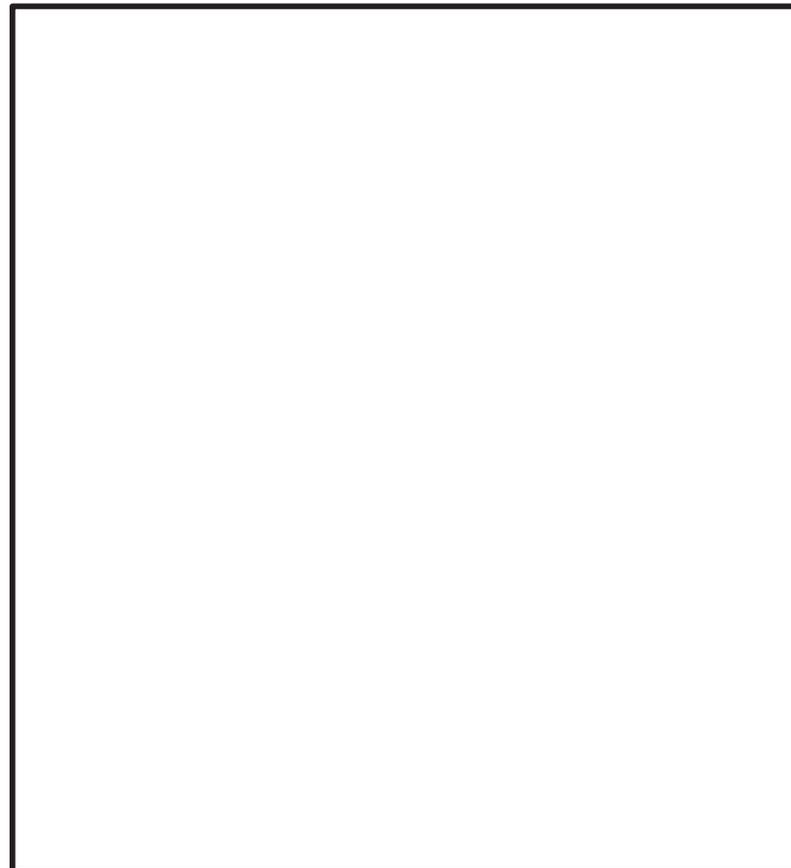


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(4/4)

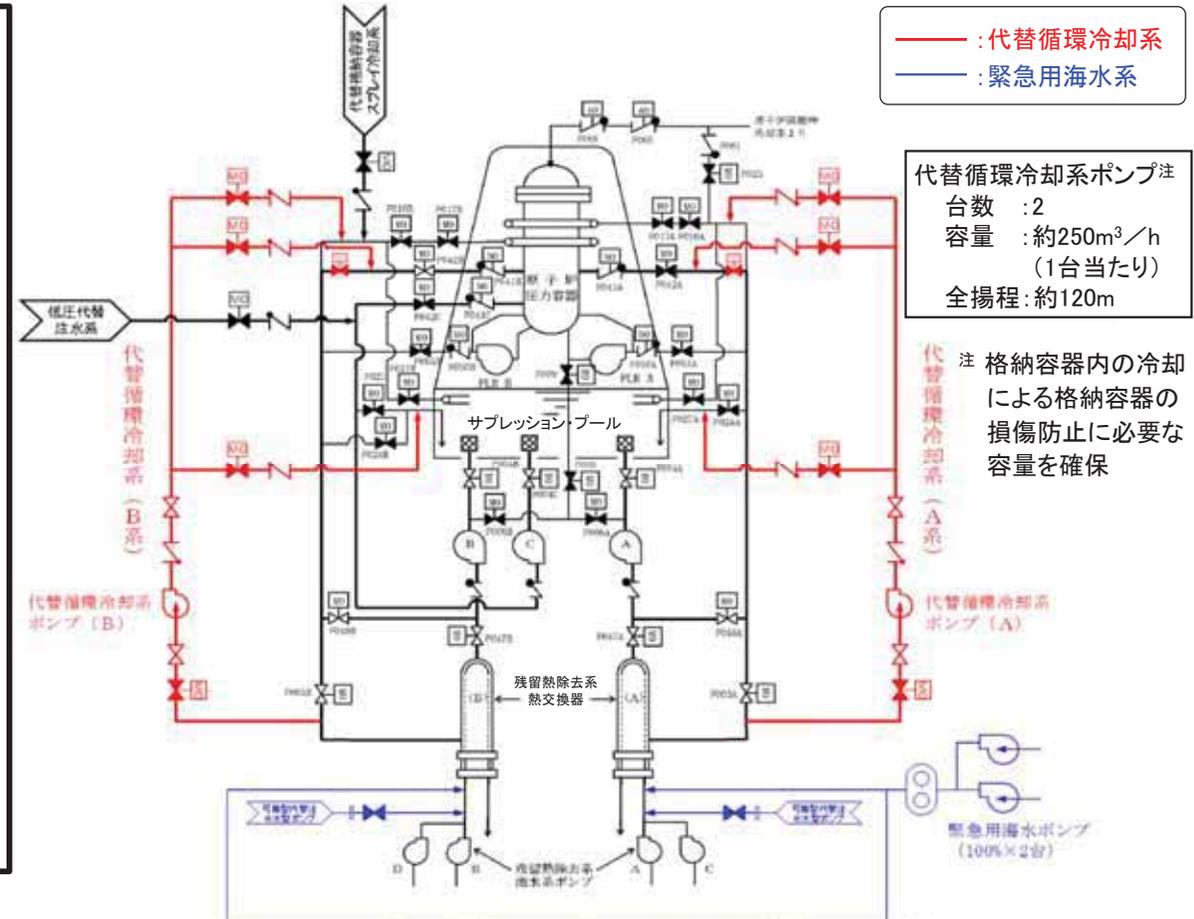
【代替循環冷却系による格納容器からの除熱】

- **代替循環冷却系**はサプレッション・プールを水源として、残留熱除去系(A)及び(B)の一部を流路として活用
- **代替循環冷却系ポンプ**により送水されたサプレッション・プール水は、残留熱除去系熱交換器(A)及び(B)で海水との熱交換により冷却され、原子炉圧力容器への注水や格納容器内にスプレイし、格納容器からの除熱を行う。
- **代替循環冷却系の作動により格納容器内の温度及び圧力を低下させ、また格納容器ベントに至るまでの時間を遅延させることで、放射性物質放出開始の遅延・放出量の低減を図る。また、代替循環冷却系はシステムを多重化して隔離して設置することで高い信頼性を確保する。**



原子炉建屋原子炉棟地下2階

【代替循環冷却系ポンプ 配置図】



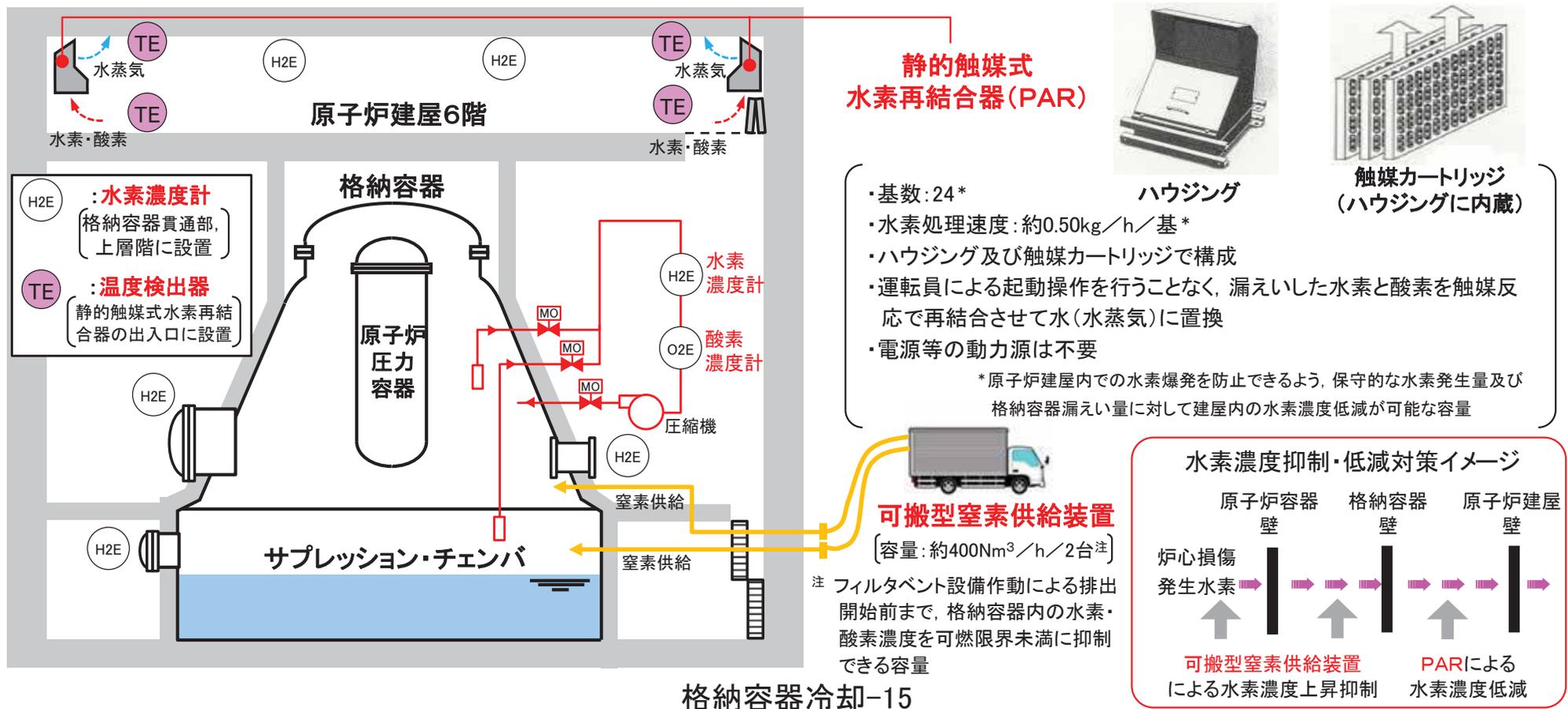
格納容器冷却-14 【代替循環冷却系 系統概要図】

4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(1/4)

【水素爆発防止設備の設置】

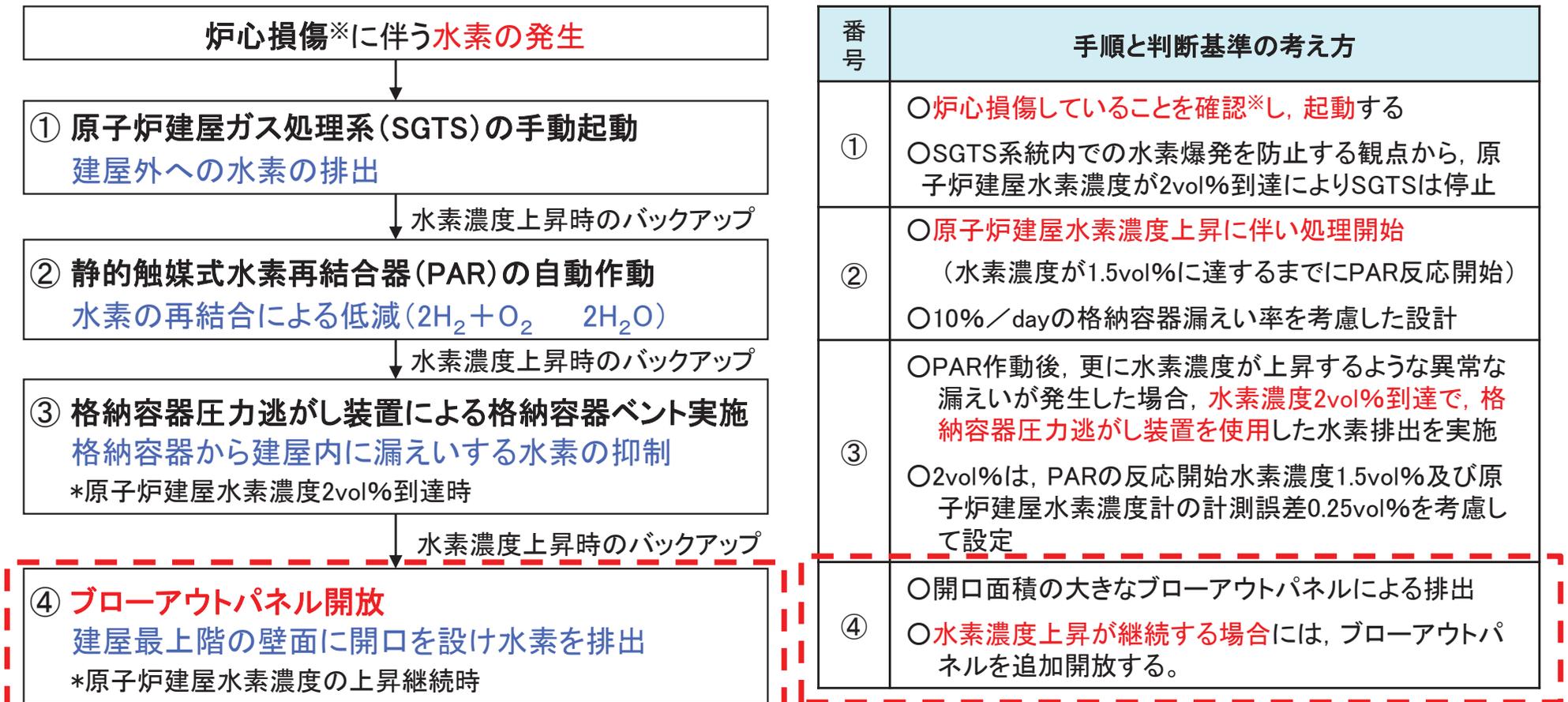
- 炉心に著しい損傷が発生した場合、燃料被覆管(ジルコニウム合金)と水蒸気の化学反応で水素が発生する。
格納容器内での水素爆発、格納容器から漏えいして原子炉建屋内での水素爆発の恐れがある。
- 可搬型窒素供給装置より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制する。
- 格納容器内の水素・酸素濃度を計測する水素濃度計及び酸素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器(PAR)を原子炉建屋6階に設置し、原子炉建屋内の水素濃度の低減を図る。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器の動作確認を行う監視設備として温度検出器を設置(代替電源設備から給電可能)



4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(2/4)

- 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応等で発生する水素が原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいするおそれがある。このため、原子炉建屋内に滞留した水素による爆発を防止する対策を以下のように複数設けている。
- 原子炉建屋外側ブローアウトパネル(以下「ブローアウトパネル」という。)開放による水素排出は、後段の対策として、その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する手順となる。

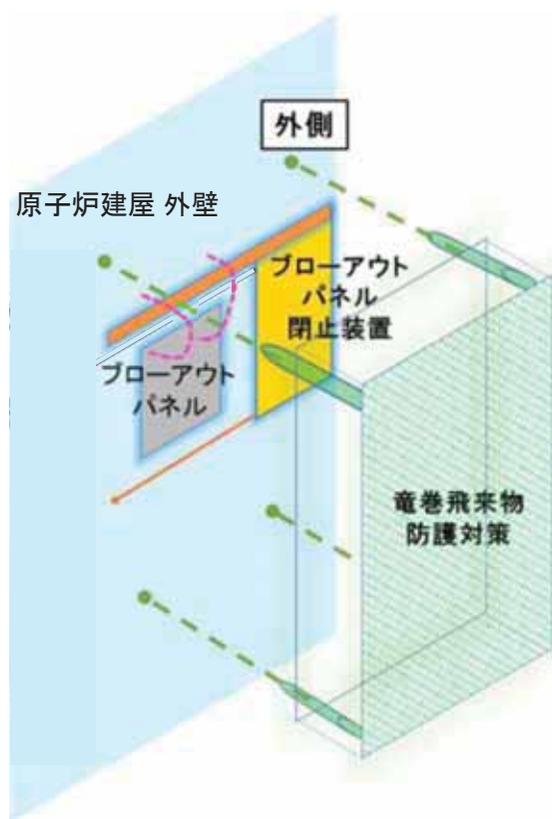


※ 炉心損傷の判断: 格納容器雰囲気放射線モニタによるガンマ線線量率の確認又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合は原子炉圧力容器温度で確認

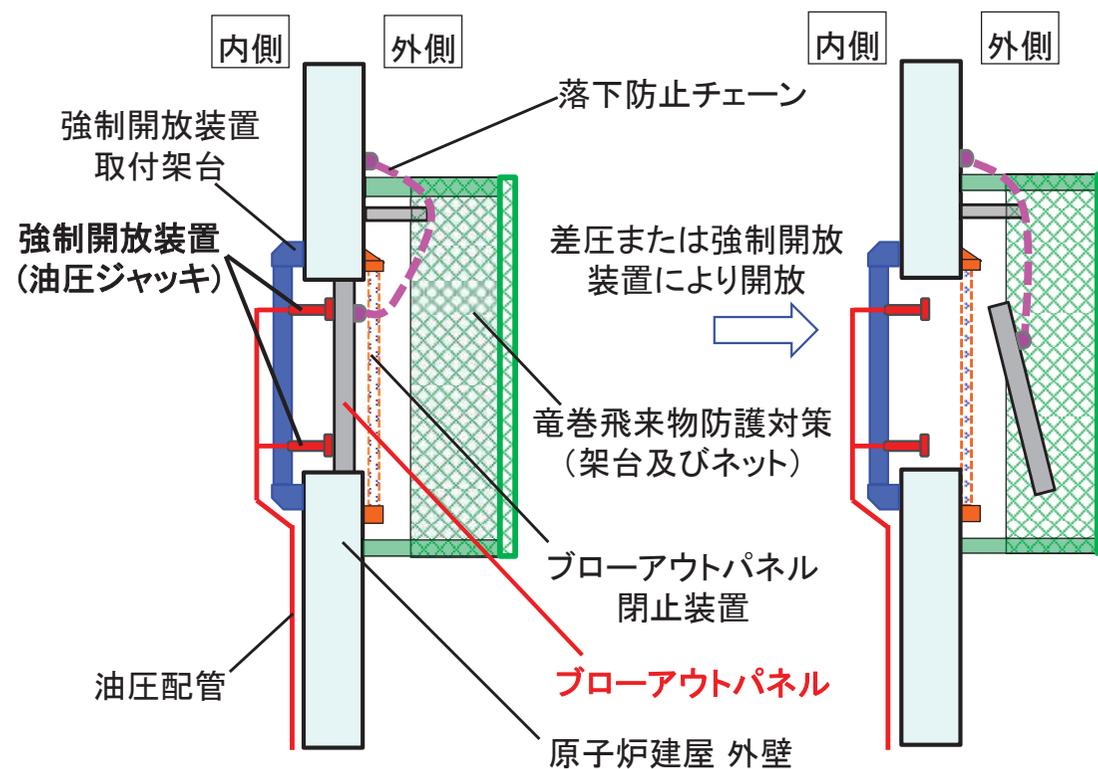
4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(3/4)

- 原子炉建屋内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋の最上階(6階)まで上昇し、滞留することが予想されるため、同階層に設置されているブローアウトパネルを開放することにより、建屋外に水素が排出される。
- 原子炉建屋6階には、開口面積の大きいブローアウトパネル(約4m×4m)が計8枚設置されているため、ブローアウトパネルを開放することにより、滞留した水素を放出することが可能である。
- ブローアウトパネルは差圧での開放の他、建屋内側から強制開放装置(油圧ジャッキ)による開放も可能である。



ブローアウトパネルイメージ図



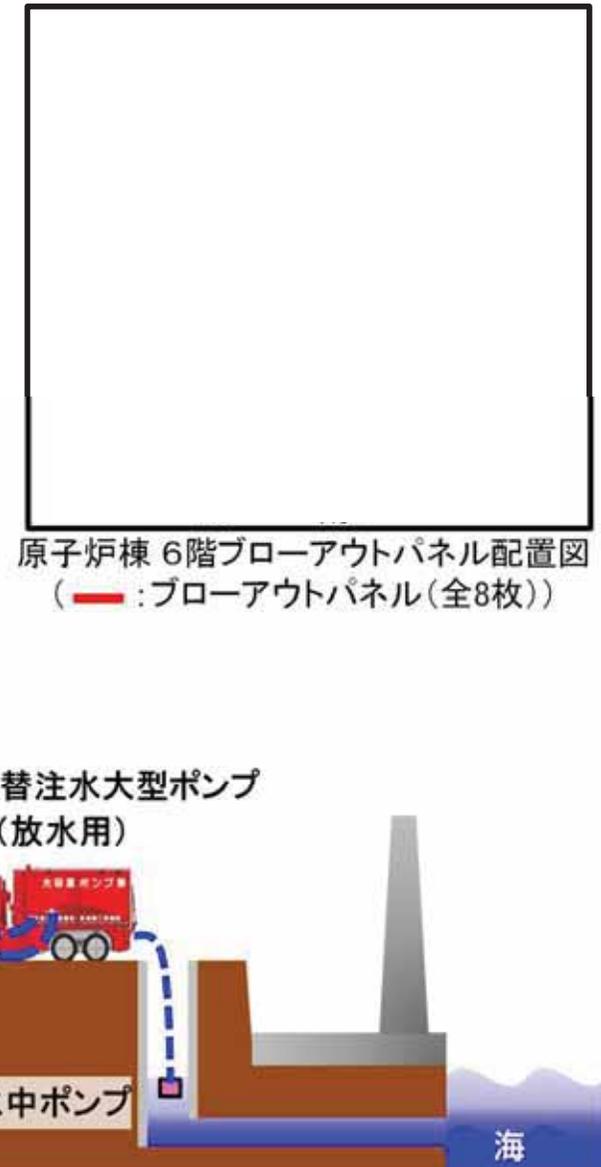
格納容器冷却-17 ブローアウトパネル断面図

4. 事故の教訓に基づく安全対策

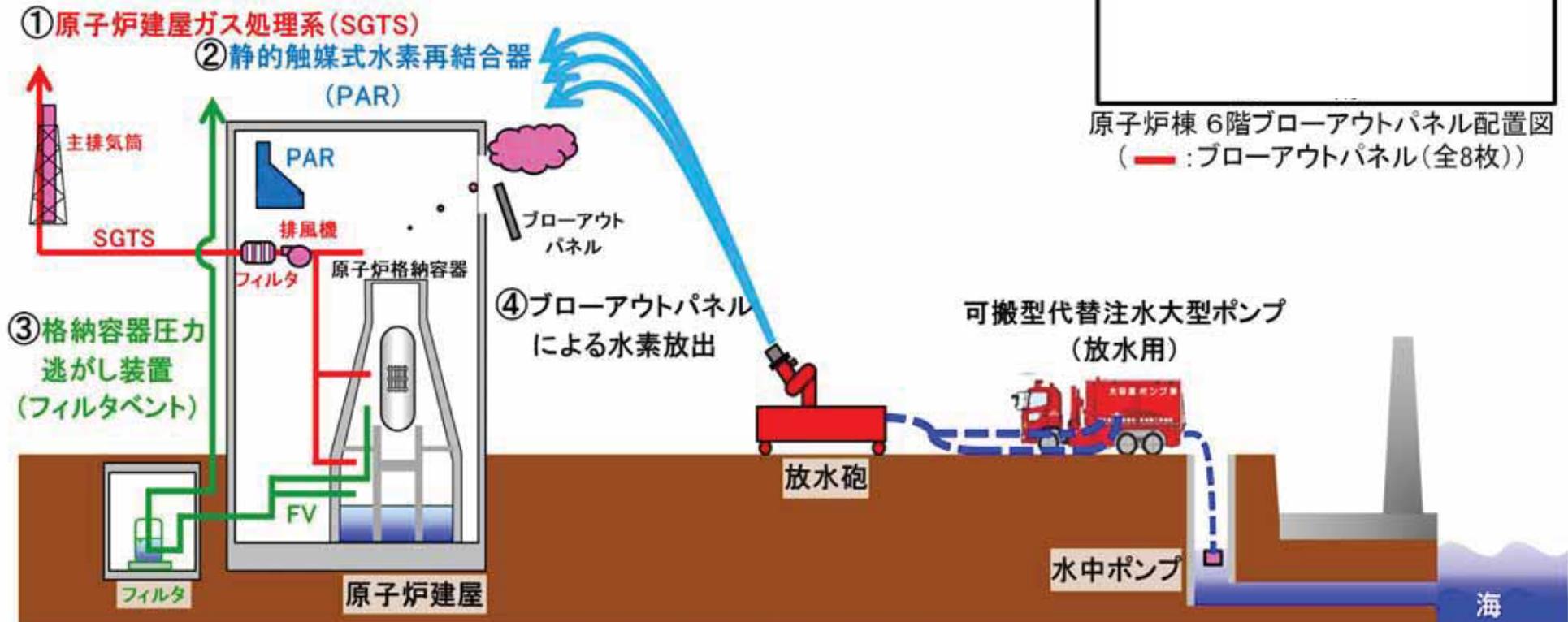
④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(4/4)

- 炉心損傷時に発生した水素による原子炉建屋内での水素爆発防止対策を下図①～④に示す。
- ④のブローアウトパネルの開放による原子炉建屋からの水素排出時、同時に建屋内の放射性物質も放出される可能性がある。
- ブローアウトパネル開放時の**大気への放射性物質放出低減方策については、速やかな水素排出に対して悪影響を及ぼさない方策として、開口箇所に向けた放水砲による放水を行う。***

※ 放水砲による原子炉建屋からの放射性物質の放出低減対策効果の詳細については、拡散抑制対策の説明資料参照



原子炉棟 6階ブローアウトパネル配置図
(—:ブローアウトパネル(全8枚))



水素排出時の放射性物質低減イメージ図
格納容器冷却-18

5. まとめ

○格納容器内の冷却・除熱，破損防止の信頼性向上

- ・格納容器注水に必要な水源の強化として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及びSA用海水ピットを設置。また，既設の各種淡水タンクを利用
- ・格納容器への低圧の注水手段の強化として，常設低圧代替注水系を設置。
- ・格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため，代替淡水貯槽の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系を設置
- ・溶融炉心落下時の格納容器健全性維持のため，原子炉圧力容器の直下のペDESTALを形状変更し，溶融炉心を保持できるコリウムシールドを設置
- ・格納容器内の冷却及び破損防止の更なる信頼性向上対策として，常設の代替設備に加えて，可搬型の代替設備（可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ）を配備
- ・最終ヒートシンクによる格納容器からの除熱手段の強化として，緊急用海水系，フィルタベント設備及び代替循環冷却系を設置

○水素対策の信頼性向上

- ・炉心損傷時の格納容器内の水素濃度上昇を抑制するため，可搬型窒素供給装置を配備。また，格納容器から漏れ出した場合の原子炉建屋内の水素濃度を低減するため，静的触媒式水素再結合器を設置
- ・原子炉建屋水素濃度の上昇が継続する場合等を想定し，ブローアウトパネル手動開放装置を設ける。また，ブローアウトパネル開放状態で炉心損傷が発生した場合に速やかに閉止できるように，ブローアウトパネル閉止装置を設置

以下参考

(補足説明資料 格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について)

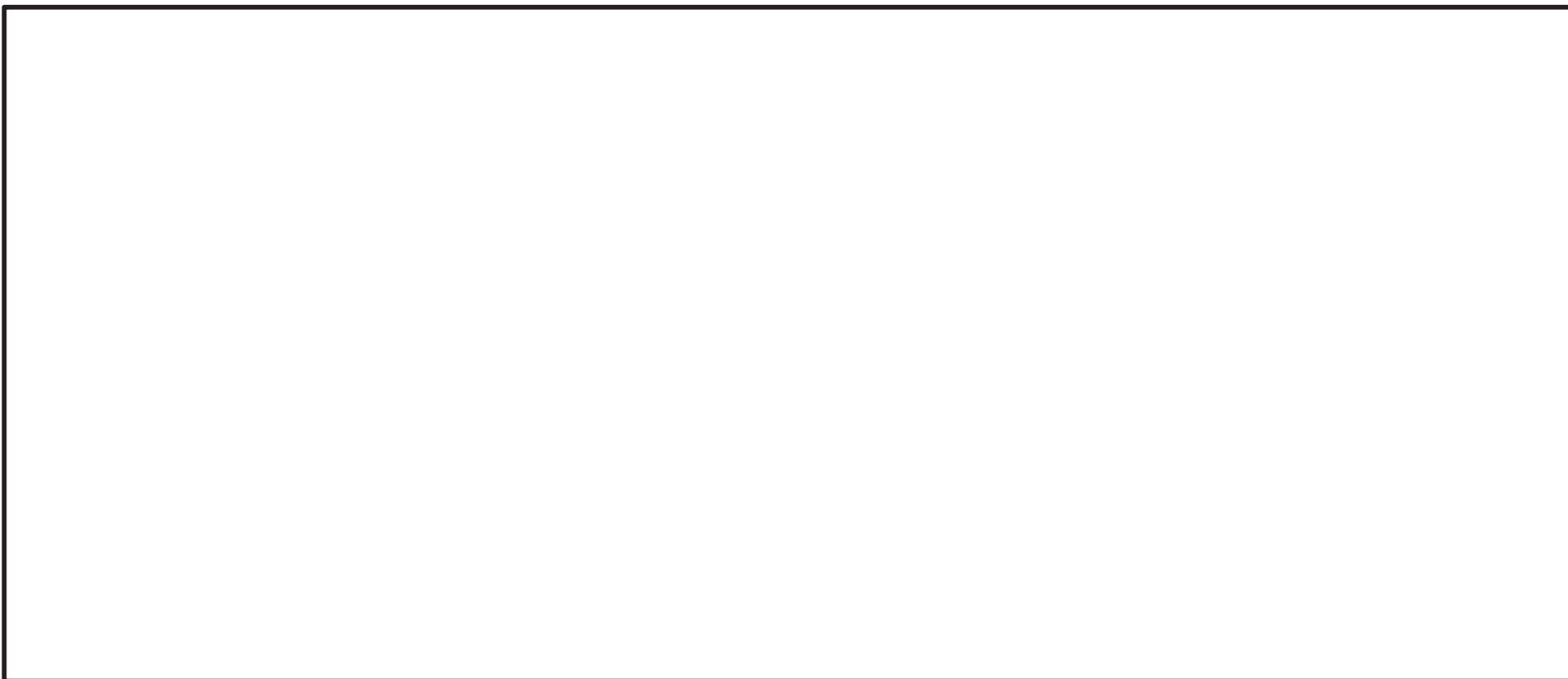
補足説明資料 目 次

1. ブローアウトパネル閉止装置について.....	23
2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた 格納容器破損防止対策の有効性	38
3. 格納容器内の水素濃度計の設置位置及び測定精度について.....	42
4. 静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の 劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応 について.....	43
5. 格納容器下部(ペDESTAL)の水位管理方法	44
6. 緊急用海水系の信頼性の評価について.....	50
7. 安全対策工事の設計の仕様や思想を反映した施工, 検査等について ..	53

1. ブローアウトパネル閉止装置について(1/8)



- ◆ 東海第二発電所では、原子炉建屋原子炉棟の外壁に合計12枚のブローアウトパネル（大きさ 約4m×4m, 重さ 約1.5t）が設置されている。
 - ・原子炉建屋6階(オペレーティングフロアー)： 東西南北の壁面に各2か所の合計8か所
 - ・原子炉建屋5階： 東西南北の壁面に各1箇所の合計4か所
- ◆ ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。

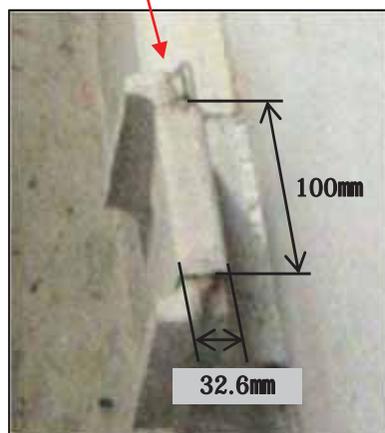


原子炉棟 6階
(— :パネル(全8枚))

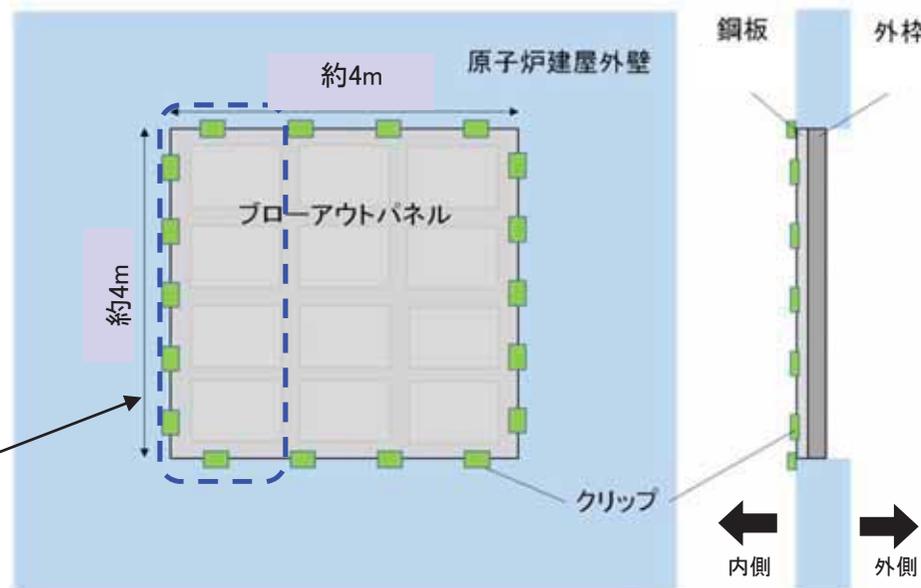
原子炉棟 5階
(— :パネル(全4枚))

1. ブローアウトパネル閉止装置について(2/8)

- ◆ 東海第二発電所のブローアウトパネルは、厚さ2.3mmのクリップと呼ばれる装置18個で原子炉建屋外壁に設置されており、格納容器の設計上の最高使用外圧2psiに対し、1psiで開放するように設計されている。

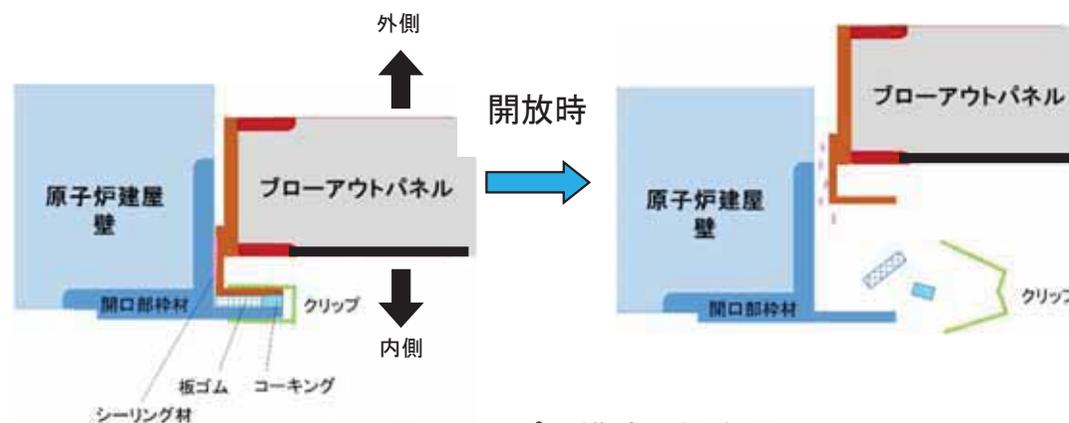


A-A 矢視 (クリップ部拡大)



a) 正面図

b) 側面図



c) 断面図(クリップ式構造の概念図)

- ◆ 設計差圧1psi(6.9kPa)によりクリップが壊れ、差圧によりパネルが外側に押し出され外れる仕組み
格納容器冷却-24

【要求事項】

- ◆ 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として、ブローアウトパネルに関連し要求される事項と対応方針を以下に整理した。

No	DB/SA	要求事項	具体的な検討内容
①	DB	主蒸気管破断事故(MSLBA)時には開放し、建屋内環境を維持すること	必要枚数が内圧により開くこと
②	DB	基準竜巻で開放した場合、建屋内防護対象設備を防護できること	設計竜巻の差圧で開かないこと、もしくは、建屋内機器を竜巻の風速等から防護できること
③	SA	開放状態で炉心損傷した場合には、速やかに閉止できること	開放した場合は、速やかに閉止(遠隔及び手動)できること
④	SA (大規模損壊)	放水砲による使用済燃料プールへの放水のため、必要な箇所を開放できること	必要箇所が手動で開放できること

【対応の基本方針】

- ◆ 建設時の設計※を極力踏襲し、可能な限りブローアウトパネル枚数を多く確保した上で、3次元流体解析により、主蒸気管破断事故(MSLBA)時の建屋内温度、圧力が設計条件内にあることを確認し、この結果を踏まえ、竜巻に対する対応、重大事故等発生時の要求を考慮し、ブローアウトパネル枚数の最適化を図る。
- ◆ 上記対策を実施することで、従来の評価に影響を与える場合は、再評価を行い影響の無いことを確認するとともに、対策が必要な場合は、必要な対策を実施する。
 - ・添付十(安全解析)のMSLBA時の被ばく評価は、全量の地上放出を仮定しており、ブローアウトパネル枚数に影響しないため、ブローアウトパネル枚数変更の影響なし
 - ・内部溢水の蒸気影響評価(環境温度の影響確認と必要な場合の防護対策)
 - ・IS-LOCA時の環境条件(同上)

※ 建設時設計の12枚設置については、建屋内圧力の上限值に対して裕度を持った枚数としており、必要と評価された面積(約90m²)の約2倍(約185m²)の開口面積を有している。

1. ブローアウトパネル閉止装置について(4/8)



【原子炉棟 6階面 のブローアウトパネル 全8枚】

設置 エリア	要求事項				左記条件を 包絡する 対策案		
	①MSLBA	②竜巻		③再閉止		④放水砲	
		気圧低下	飛来物				
東面 (2枚)	全8枚中4枚 以上開放で、 MSLBA時の 設計条件(温 度、圧力)を 満足するため、 各壁面で1枚 以上を確保 根拠： GOTHICによ る解析結果 (内部火災で の隔壁等を反 映)	開放を許容	飛来物の衝突、 貫通によるパネ ルの損傷、建屋 内への飛来物 侵入の防止	開放を想定する パネルは、速や かに再閉止(遠 隔及び手動)	何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放	・ブローアウト機能維持 +再閉止装置の設置 ・竜巻飛来物防止対策 ・強制開放装置の設置 (万ーパネルが完全に開放せず、再 閉止できない状態の対応を含む)	
南面 (2枚)					何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放		同 上
西面 (2枚)					何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放		同上
北面 (2枚)					— (放水砲の設置 が想定されない ため)		同上

1. ブローアウトパネル閉止装置について(5/8)



【原子炉棟 5階面 のブローアウトパネル 全4枚】

設置 エリア	要求事項				左記条件を 包絡する 対策案	
	①MSLBA	②竜巻		③再閉止		④放水砲
		気圧低下	飛来物			
東面 (1枚)	GOTHIC解析 結果によれば、 開放は必須で はない	5階東側には安全 機能を有する SGTS/FRVSが設置 されており、風荷重 から防護	飛来物の衝突、 貫通によるパネ ルの損傷、建屋 内への飛来物 侵入の防止	開放を想定す るパネルは、速 やかに再閉止 (遠隔及び手 動)	— (5階面への放水 の必要性なし)	・竜巻対策を優先し、 ブローアウトパネルは 閉鎖
南面 (1枚)						
西面 (1枚)		5階西側には安全 機能を有するほう酸 水注入ポンプ等が 設置されているが、 パネルの配置から 風の影響なし				同 上
北面 (1枚)						



1. ブローアウトパネル閉止装置について(6/8)



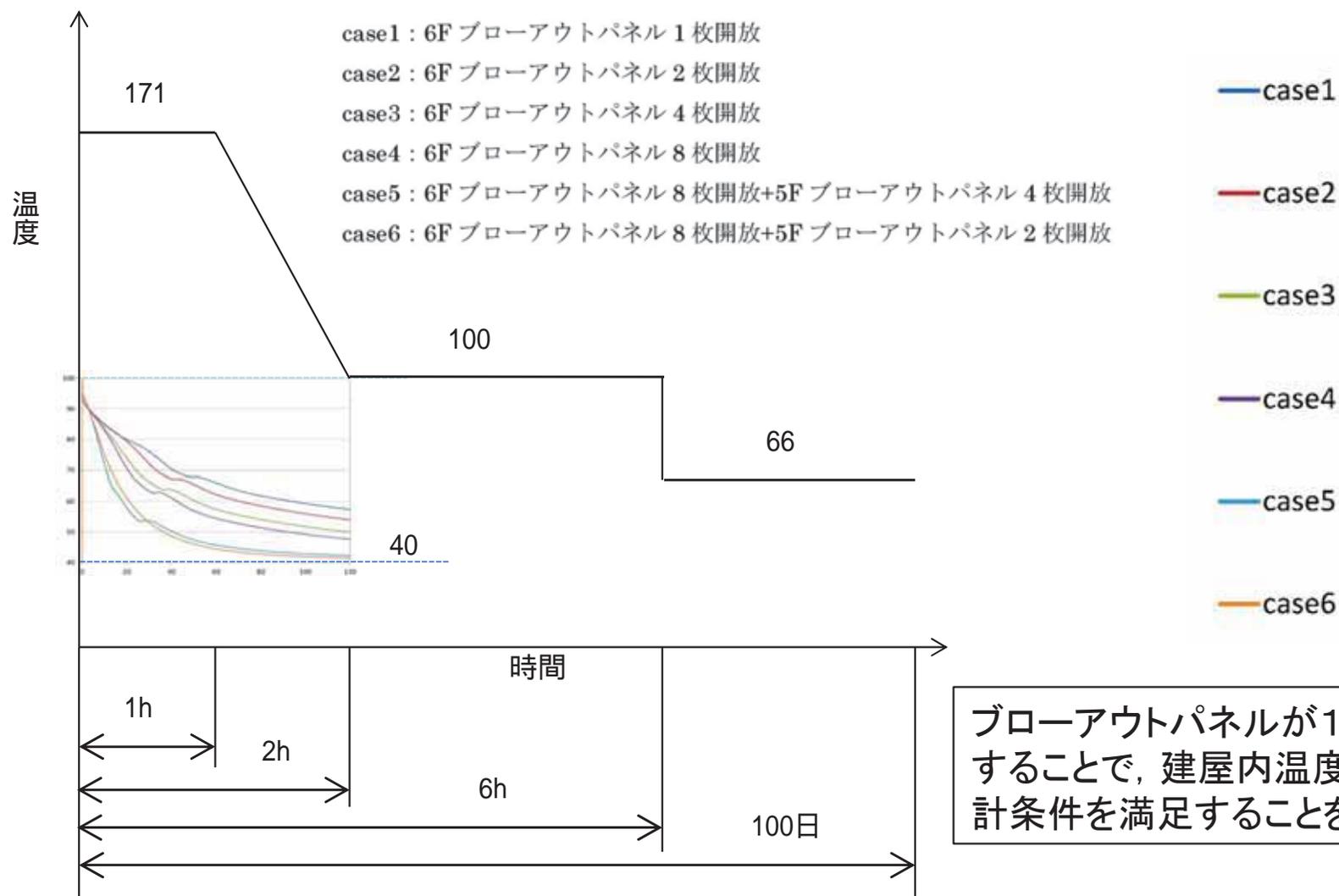
- ◆ ブローアウトパネル毎に要求事項を満足させるための対応方針を以下にまとめる。
 - ① ブローアウトパネルの機能(設計温度, 圧力)を確保するため, 4枚以上のブローアウトパネル機能を確保する
 - ② 竜巻対策として, 開放可能性があるブローアウトパネル部には, 竜巻防護対策(防護ネット)を設置する
 - ③ 開放状態で炉心損傷した場合を想定し, 速やかに閉止できる機能(遠隔及び手動)を設置する
 - ④ 開放させる全てのブローアウトパネルに, 万一パネルが完全に開放せず, 再閉止できない状態を考慮して, 強制開放装置を設置する
 - ⑤ 原子炉棟6階のブローアウトパネルのうち, 東西南の各1箇所(合計3か所)は, 放水砲による使用済燃料プールへの注水のため手動による開放機能を設置(④と兼用)を設置する

設置エリア		対策方針					備考
		①差圧開放機能	②竜巻飛来物防護機能	③閉止機能(SA時)	④強制開放機能	⑤手動開放機能(大規模損壊)	
6階	北1	開	有	閉	開	—	
	北2	開	有	閉	開	—	
	東1	開	有	閉	開	—	
	東2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
	西1	開	有	閉	開	—	
	西2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
	南1	開	有	閉	開	—	
	南2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
5階	東	閉止	—	—	—	—	竜巻による風荷重からのSGTS等の防護
	南	閉止	—	—	—	—	
	西	開	有	閉	開	—	
	北	開	有	閉	開	—	

1. ブローアウトパネル閉止装置について(7/8)



- ◆ 建設時設計で想定する主蒸気管破断事故時の原子炉棟内の環境条件に対し、3次元流体解析により検証を行い以下を確認



第1図 MSLBA時の原子炉棟内温度状態と解析結果の比較

1. ブローアウトパネル閉止装置について(8/8)

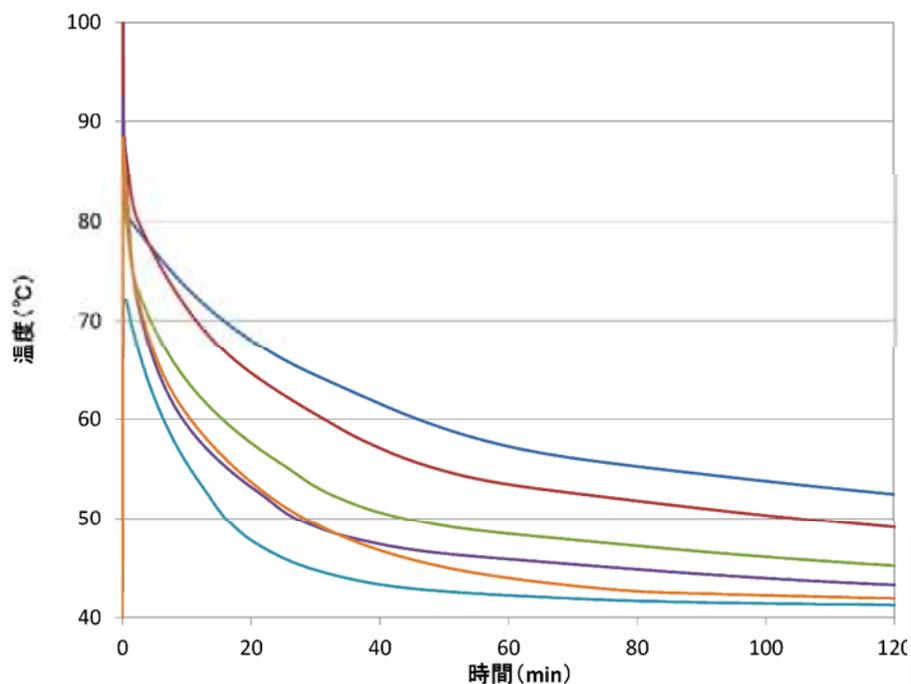


原子炉棟6階の温度及び圧力評価結果を示す。

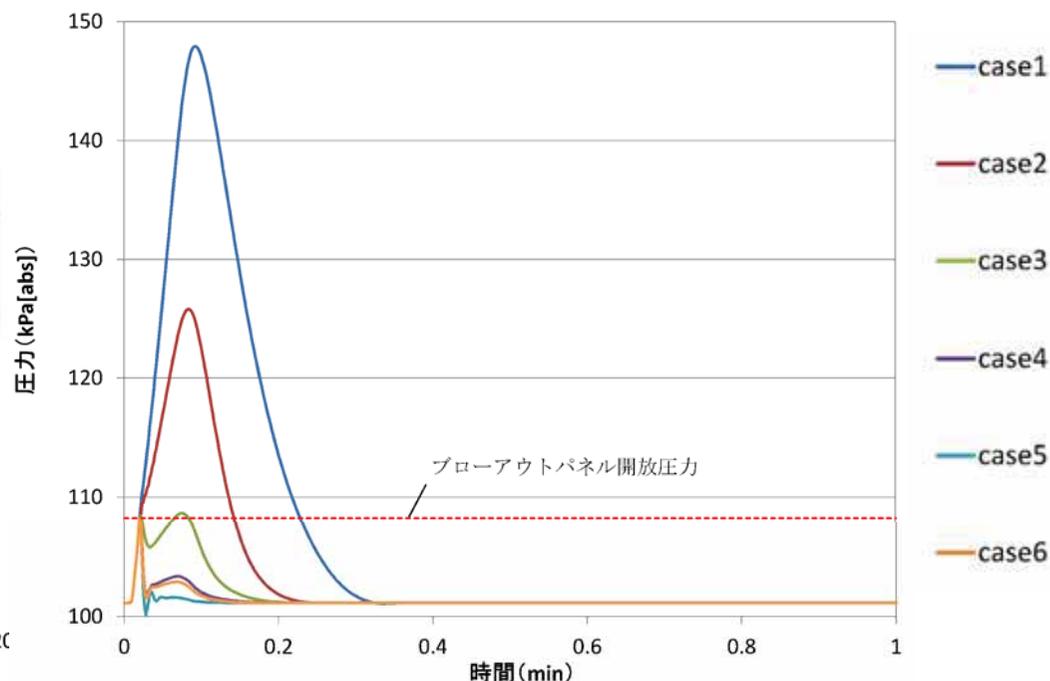
- case1 : 6F ブローアウトパネル 1 枚開放
- case2 : 6F ブローアウトパネル 2 枚開放
- case3 : 6F ブローアウトパネル 4 枚開放
- case4 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放
- case5 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
- case6 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放

圧力解析結果より以下を確認した

- ・MSLBA時には、ブローアウトパネル開放に必要な設定圧力に達すること
- ・6階に設置された4枚が開放することで、格納容器の設計外圧を越えないこと



温度状況比較



圧力状況比較

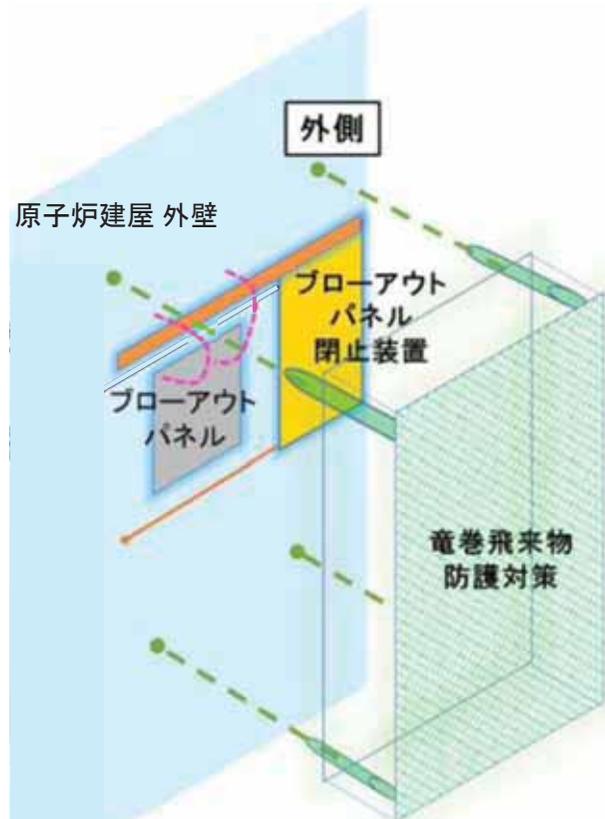
(原子炉棟 6階)

第2図 ブローアウトパネル作動枚数による温度及び圧力状況比較

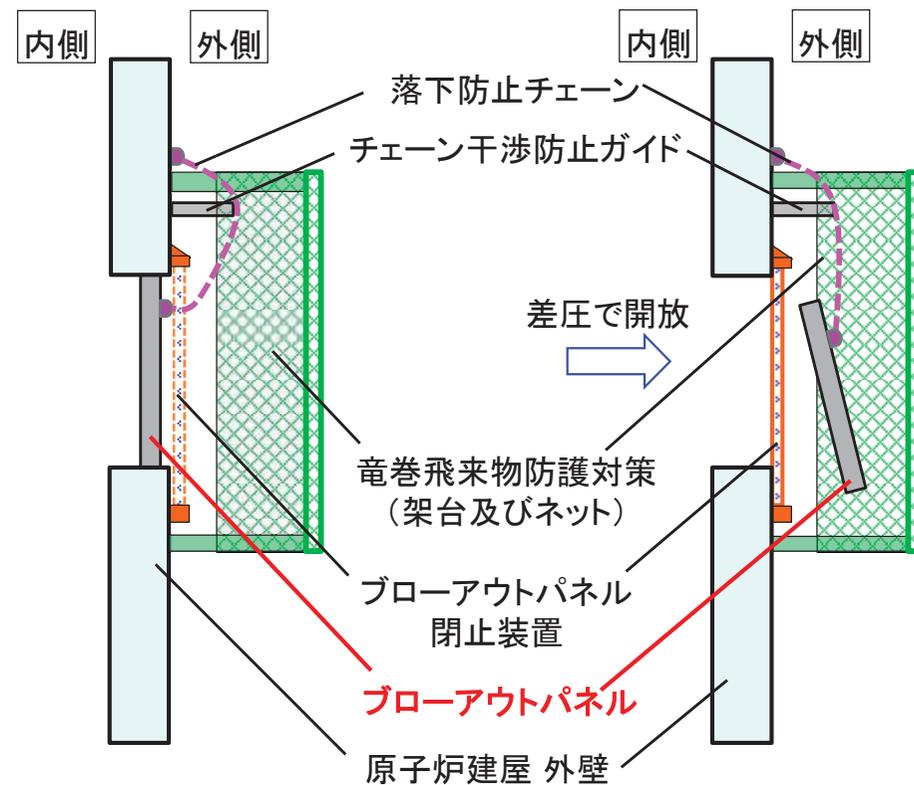
1. (参考)ブローアウトパネル閉止装置の構造, 設計方針及び運用(1/5)



- ブローアウトパネルは, 主蒸気管破断事故時等において, 原子炉建屋内外の**差圧により自動的に開放**し, 放出蒸気による**圧力等から原子炉建屋等を防護**する**目的**で設置している。
- ブローアウトパネルは, 開放時に他設備へ影響を与えないよう, **落下防止チェーンにてブローアウトパネル開放時の動きを制限**させ**干渉を回避**する設計としている。
- 通常運転時にブローアウトパネルが**開放した場合には, 保安規定に従い原子炉を停止**する運用としている。なお, 開放することを考慮し, ブローアウトパネル付近の外部事象防護対象施設のうち**設計竜巻荷重の影響を受ける設備は安全機能を損なわない**設計としている。



ブローアウトパネル関連設備配置概略図



ブローアウトパネル開放前
格納容器冷却-31

ブローアウトパネル開放後

●ブローアウトパネル閉止装置(以下「閉止装置」という。)の設置目的

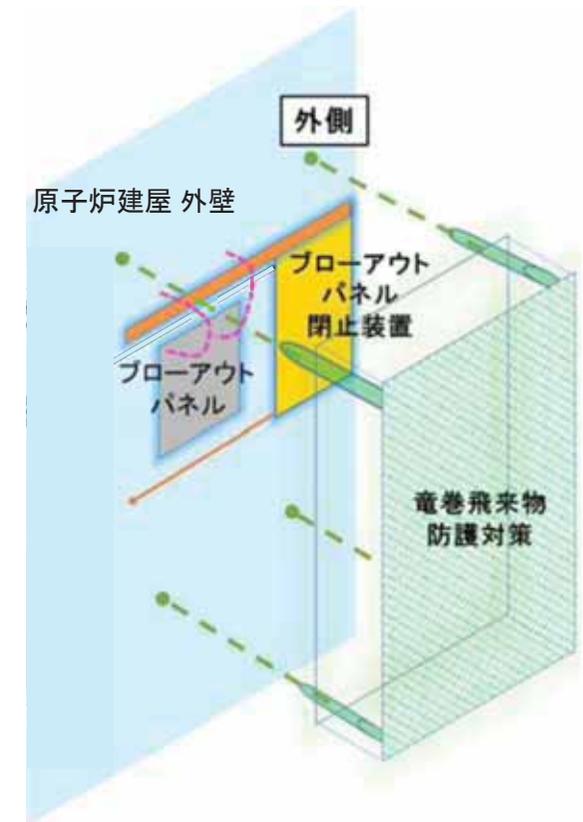
- 閉止装置は, 重大事故等後において, 原子炉建屋制御室の居住性を確保するためブローアウトパネル開放による開口部を閉止する必要がある場合, この**開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的**に設置する。

(実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及び規則の解釈の第74条で要求される設備)

●閉止装置の設計方針

- 中央制御室から操作し, 容易かつ確実に**開口部を閉止(再開放)**できる。
- 閉止後においては, 原子炉建屋の放射性物質の閉じ込め機能を維持できる**気密性を保持**できる。
- 閉止装置の開閉動作が他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- 全交流動力電源喪失時においても, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備**(SA設備の電源)からの給電が可能**とする。
また, 電源供給ができない場合は, 現場で人力により操作できる。
- 閉止装置の**開閉状態を中央制御室で監視可能**とする。(ブローアウトパネルの開閉状態も監視可能)
- 自然現象(基準地震動 S_s *等)及び人為事象を考慮しても必要な機能を損なわない**設計とする。

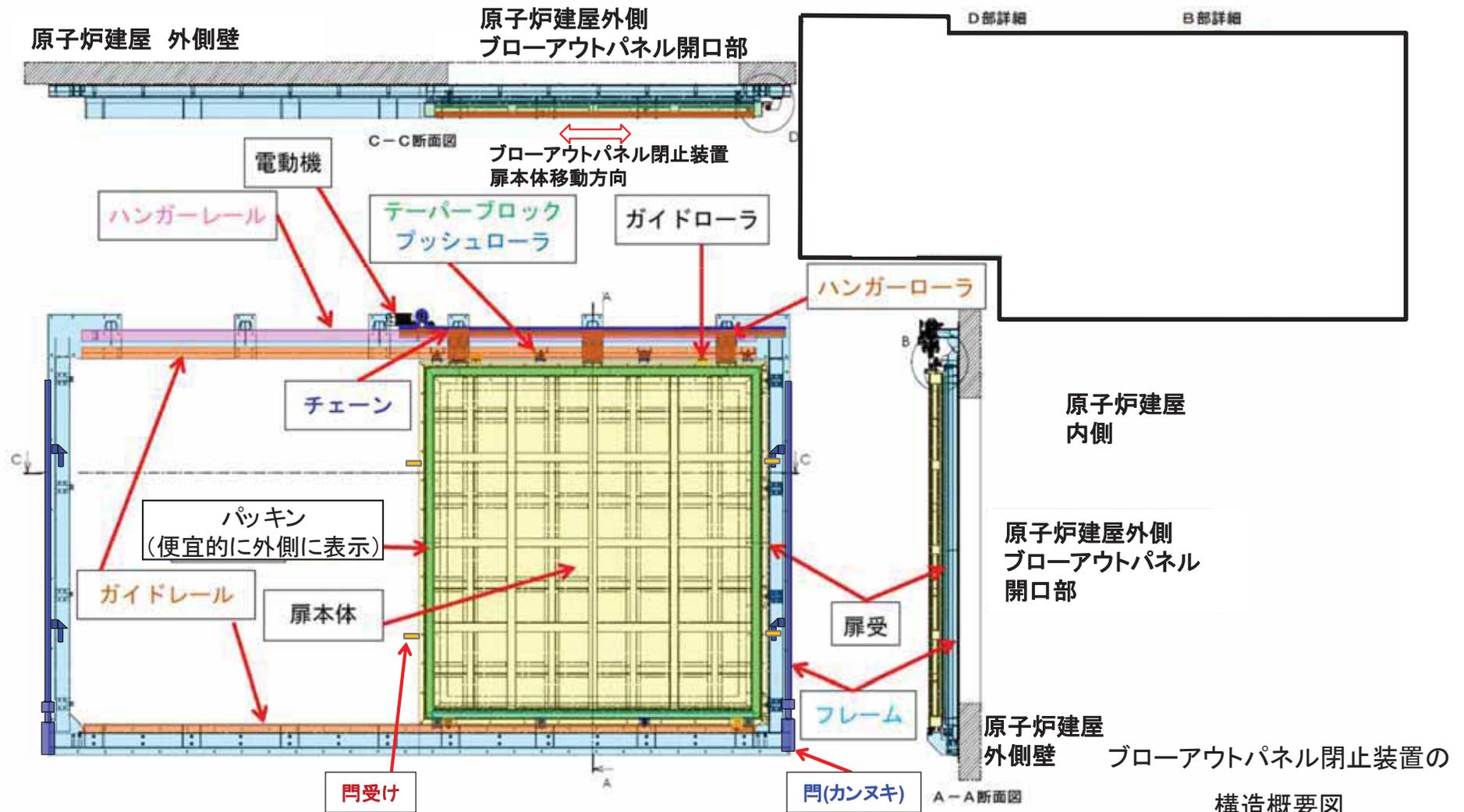
※閉止後の設計要求は S_d 。ただし, 実力は S_s 機能維持



ブローアウトパネル関連設備配置概略図

●ブローアウトパネル閉止装置の構造(1/2)

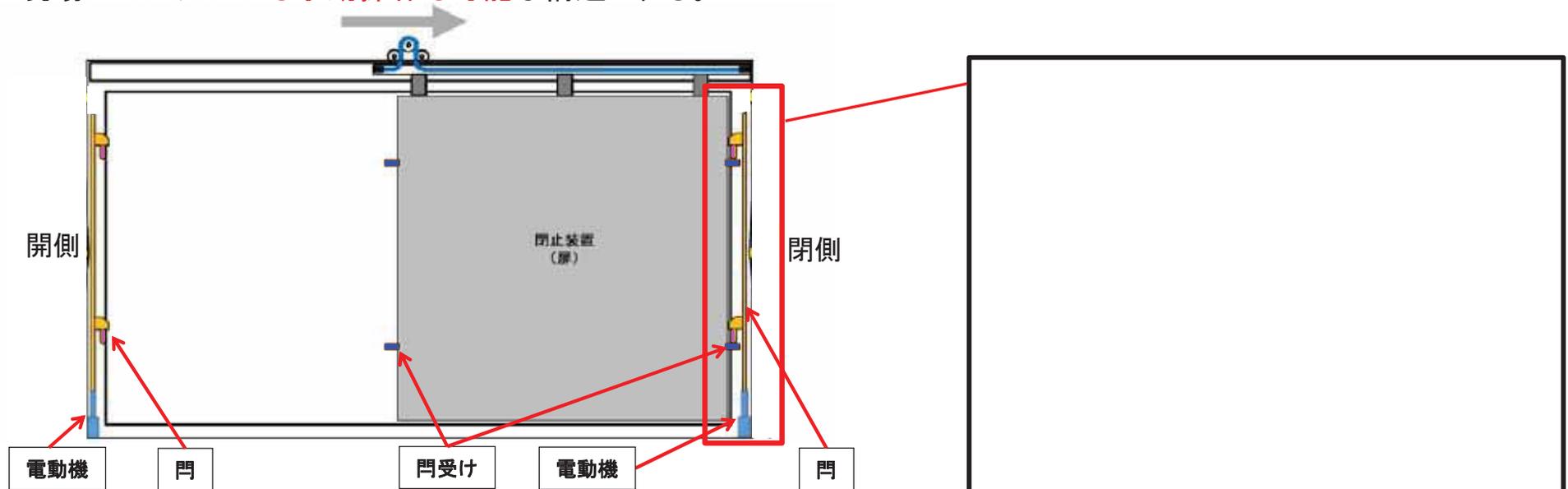
- 原子炉建屋に据付し, 扉本体はハンガーローラによりハンガーレールに支持される構造
- 扉本体は上部の電動機の回転をチェーンにより開閉方向(横方向)の動作に変換を行い開閉する構造
- 扉は, 開状態又は閉状態での扉の面内方向の動きを拘束する門(カンヌキ)により扉を固定する構造
- テーパブロックとプッシュローラにより扉本体をパッキンに押し付けることにより高い気密性を確保する構造



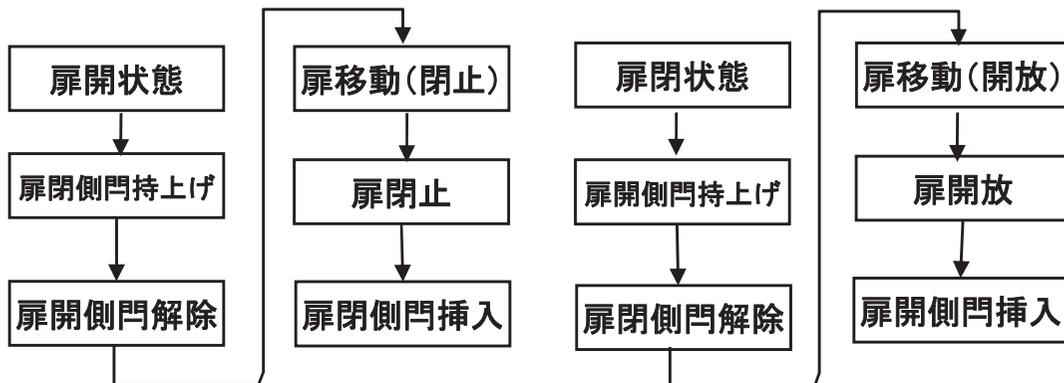
構造概要図

●ブローアウトパネル閉止装置の構造(2/2)

- 電動機により両側の門(カンヌキ)を持ち上げ, 扉が所定位置まで移動し, その後, 電動機により閉側の門を下げる
ことにより, 扉側の**門受けに門を差し込む構造**とする。
- 現場にて**人力による手動操作も可能な構造**とする。



閉止装置による開口部閉止状態



扉閉止時の動作フロー

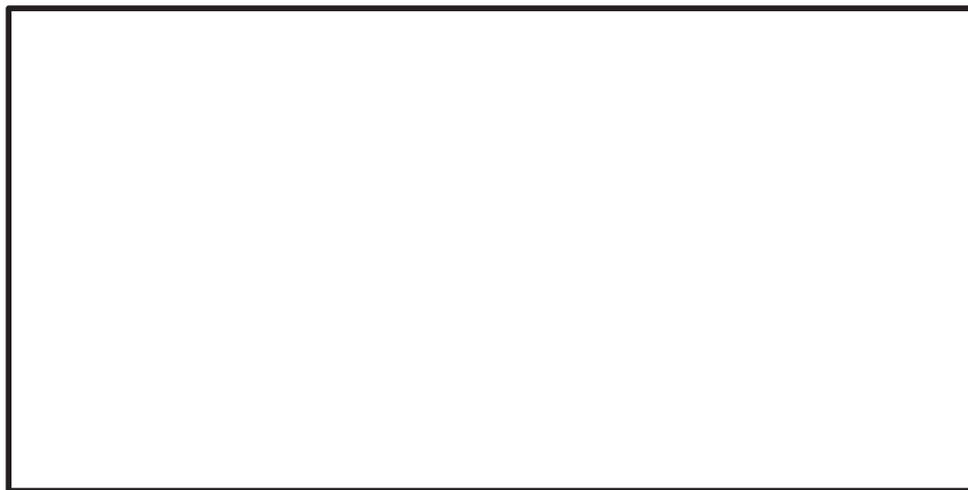
扉開放時の動作フロー

門(カンヌキ)
作動前

門(カンヌキ)
作動後

●ブローアウトパネル閉止装置の運用

- 通常運転中は, 閉止装置は開状態とし**ブローアウトパネルの開放に干渉しない**。
- ブローアウトパネルが開放された状態で炉心損傷した場合において, ブローアウトパネルの開口部を閉止する必要がある場合には, 閉止装置の門(カンヌキ)及び扉を電動機又は手動により動作させ, ブローアウトパネルの**開口部を閉止**する。
- 閉止装置による閉止後において, ブローアウトパネルを復旧する場合等により閉止装置を開放する必要がある場合には, **閉止装置を動作させ開放**する。
- 閉止装置は, 原子炉の運転中又は停止中に**外観検査が可能**とし, 停止中においては機能・性能検査として**動作状態の確認**を行う。



原子炉建屋6階

原子炉建屋5階

ブローアウトパネルの配置図



【参考】閉止装置加振試験装置

1. (参考)ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量(1/2)



- 水素排出のためのブローアウトパネル開放に伴い、原子炉建屋から漏洩される放射性物質の量は表1のとおり。
- これは表2に示す **東京電力福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比べて1%程度**である。本評価には放水砲による拡散抑制効果は見込んでおらず、**実際の放出量はさらに少なくなる。**

表1 漏洩される放射性物質の評価

放射性物質の種類	放出量(評価条件は表3の通り)
希ガス類(Xe-133等)	約 5.5×10^{15} Bq
よう素類(I-131等)	約 2.5×10^{14} Bq
CsOH類(Cs-137等)	約 3.5×10^{11} Bq
Sb類(Sb-127等)	約 1.2×10^{10} Bq
TeO ₂ 類(Te-132等)	約 2.2×10^{11} Bq
SrO類(Sr-90等)	約 9.7×10^{10} Bq
BaO類(Ba-140等)	約 1.3×10^{11} Bq
MoO ₂ 類(Ru-103等)	約 4.6×10^{10} Bq
CeO ₂ 類(Ce-144等)	約 2.8×10^{10} Bq
La ₂ O ₂ 類(Nb-95等)	約 7.4×10^9 Bq

表2 福島第一原子力発電所事故時の実績放出量

放射性物質の種類	放出量
希ガス類	約 5.0×10^{17} Bq
I-131	約 5.0×10^{17} Bq
Cs-134	約 1.0×10^{16} Bq
Cs-137	約 1.0×10^{16} Bq
(備考) 「福島原子力事故調査報告書(H24.6.20東京電力(株)」中に記載の3/12~3/31の全号機からの放出量推定値。このうち、2号機はブローアウトパネルが1号機爆発により脱落開放した。	

表3 放出量の評価に用いた評価条件

項目	条件
シナリオ	「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日 原子力規制委員会決定)に基づく運転員の中央制御室の居住性評価において、ベント実施後に原子炉建屋からSGTSを通して放出されるとしていた放射性物質が、全てブローアウトパネル開口部から大気に漏洩されると仮定した。
期間	ベント実施後から事故後7日間経過するまで仮にブローアウトパネルを開放し続けた場合の合計値
その他の条件	第11回WT「事故対応基盤について(中央制御室への対応)」にてご説明した、中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件(次ページ参照)を用いた。

その他の評価条件

項目		評価条件	選定理由
放出量評価	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定
	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器ベント: 事象発生から約19時間後	MAAP解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
	事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価	放出源及び放出源高さ	放出源: 原子炉建屋からの放出(地上高0m) 格納容器圧力逃がし装置排気口放出(地上高57m) 非常用ガス処理系出口(地上高140m)	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高0mで設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高57mに設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上140mに設定

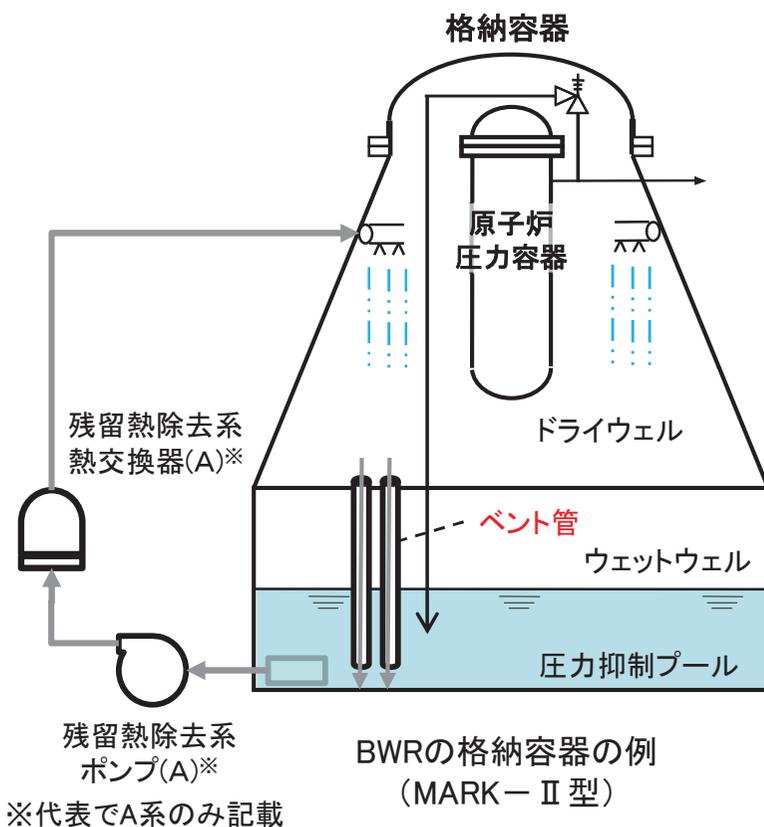
第11回WT資料「事故対応基盤について(中央制御室への対応)」の中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件から抜粋

2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器の設計



OPWR/BWRプラントにおいては、冷却材喪失事故を代表事象として、格納容器が最高使用圧力を超えないよう、格納容器及び格納容器除熱系を設計している。

一般的に、BWRの格納容器は圧力抑制プールを有する圧力抑制方式を採用しており、下記のように圧力抑制プールで格納容器内の蒸気を凝縮して圧力を抑制することができるため、PWRプラントの格納容器よりも自由体積が小さくなっている。



＜格納容器の設計(自由体積等)について＞

- ・冷却材喪失事故時は、ドライウエル内に放出された蒸気と水の混合物がベント管を通して圧力抑制プール水中に導かれ、蒸気が冷却されて凝縮する(格納容器内の圧力上昇は抑制される)。
- ・その後、残留熱除去系などの格納容器除熱機能により格納容器内の圧力は安定な状態に導かれる。
- ・格納容器の設計(自由体積, 耐圧等)は、格納容器除熱機能が動作するまでの荷重(圧力等)に耐えるものとしている。

ドライウエル圧力13.7kPa[gage]到達以降に格納容器除熱機能を動作させるのに対し、格納容器最高使用圧力は310kPa[gage]

○東海第二発電所のMARK-II型格納容器の特徴として、他の国内BWRプラントよりも原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく、従来からの格納容器除熱機能が喪失した場合に格納容器ベントまでの時間が短いという点があり、次ページ以降に示す対策を行っている。

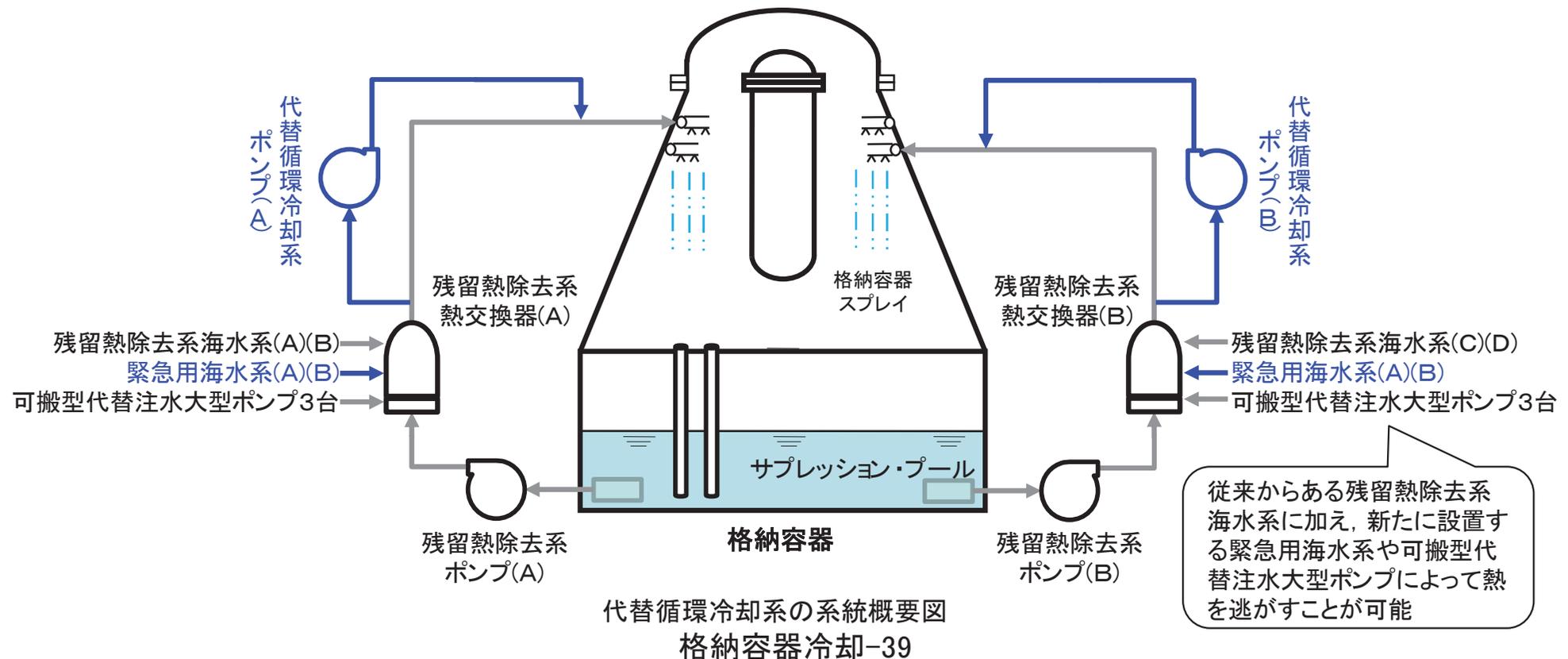
2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器破損防止対策



○東海第二発電所の重大事故等対策では、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないように、代替循環冷却系※を設置し、格納容器ベントよりも優先的に使用することとしている。また、設置許可基準規則の要求以上の対応として以下を実施することとしている。

- ・代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化
- ・格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するため、代替窒素封入系(可搬型窒素供給装置)を設置(37ページ参照)

代替循環冷却系: 格納容器内(サブレーション・プール)の水を熱交換器で冷却した上で、再び格納容器内に戻す系統



2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性



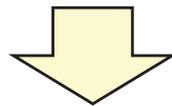
東海第二発電所の格納容器破損防止対策

- ・ 従来からある残留熱除去系(A系・B系)を使用できない場合、同等の機能を有する代替循環冷却系によって格納容器の除熱を行う(下図・左)。
- ・ 上記に加え、代替循環冷却系を使用できない場合、格納容器ベントによって格納容器の除熱を行う(下図・右)。

※東海第二発電所では、代替循環冷却系を使用できずに**事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないように**、自主的に**代替循環冷却系を多重化し信頼性の向上を図っている**。

代替循環冷却系を使用する場合

- ・ 代替循環冷却系により格納容器の減圧・除熱が可能のため、**格納容器の減圧・除熱のための格納容器ベントは不要**
- ・ 放射線水分解等により発生する水素及び酸素の蓄積により、いずれは**格納容器内での水素爆発の恐れあり**
⇒水素爆発を防止するため、可燃限界(水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%)到達前に**格納容器ベントを実施し、格納容器内の水素及び酸素を排出**



炉心損傷後の条件での実験に基づく放射線水分解速度の場合

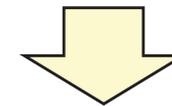
⇒**格納容器ベントの実施は約40日後**

水の放射線分解現象の不確かさを考慮し、この速度が早い想定をした場合

⇒**格納容器ベントの実施は約5日後**

代替循環冷却系を使用できない場合

- ・ **格納容器の減圧・除熱のために格納容器ベントが必要**



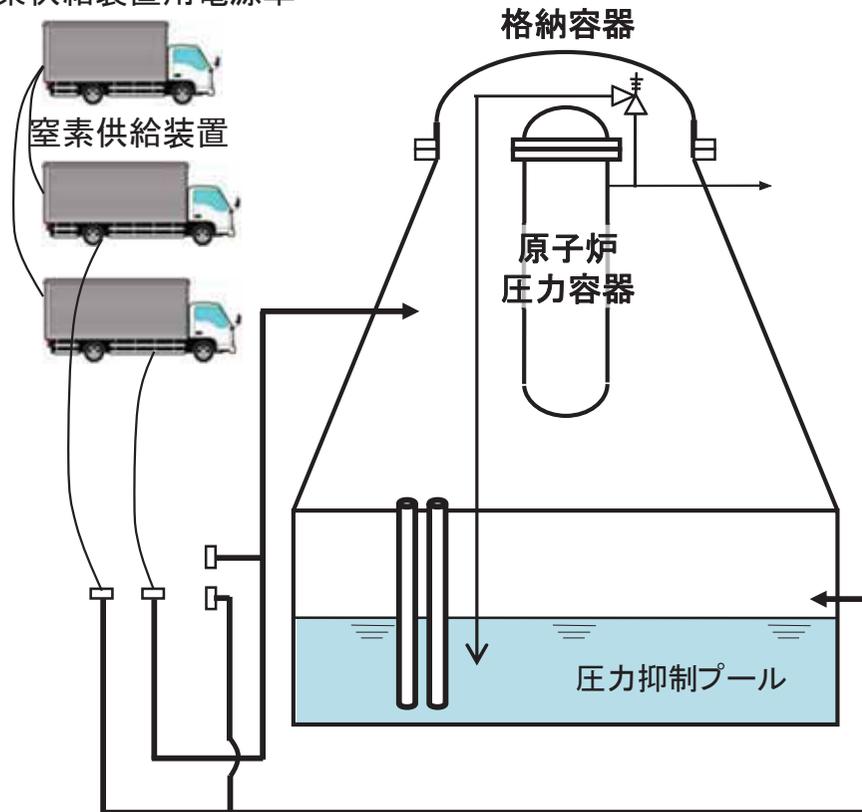
⇒**格納容器ベントの実施は約19時間後**

2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた格納容器破損防止対策の有効性 東海第二発電所の格納容器破損防止対策



○格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するために代替窒素封入系(可搬型窒素供給装置)を設置

窒素供給装置用電源車



窒素供給装置

容量	約200 [Nm ³ /h]
台数	4台(うち予備2台)

窒素供給装置用電源車

容量	約500 [kVA]
台数	2台(うち予備1台)
電圧	440 [V]

窒素供給装置の系統概要図

○以上により、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が比較的小さいことによる悪影響はない。

3. 格納容器内の水素濃度計の設置位置及び測定精度について 格納容器内のガス濃度の分布について

- 格納容器内の水素濃度は、格納容器スプレイの攪拌効果、格納容器雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化によりほぼ均一となる(図1, 2参照)。
- 格納容器内のガス濃度は均一であることから、水素濃度計サンプリングシステムのサンプリング位置による影響はない。



図1 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化

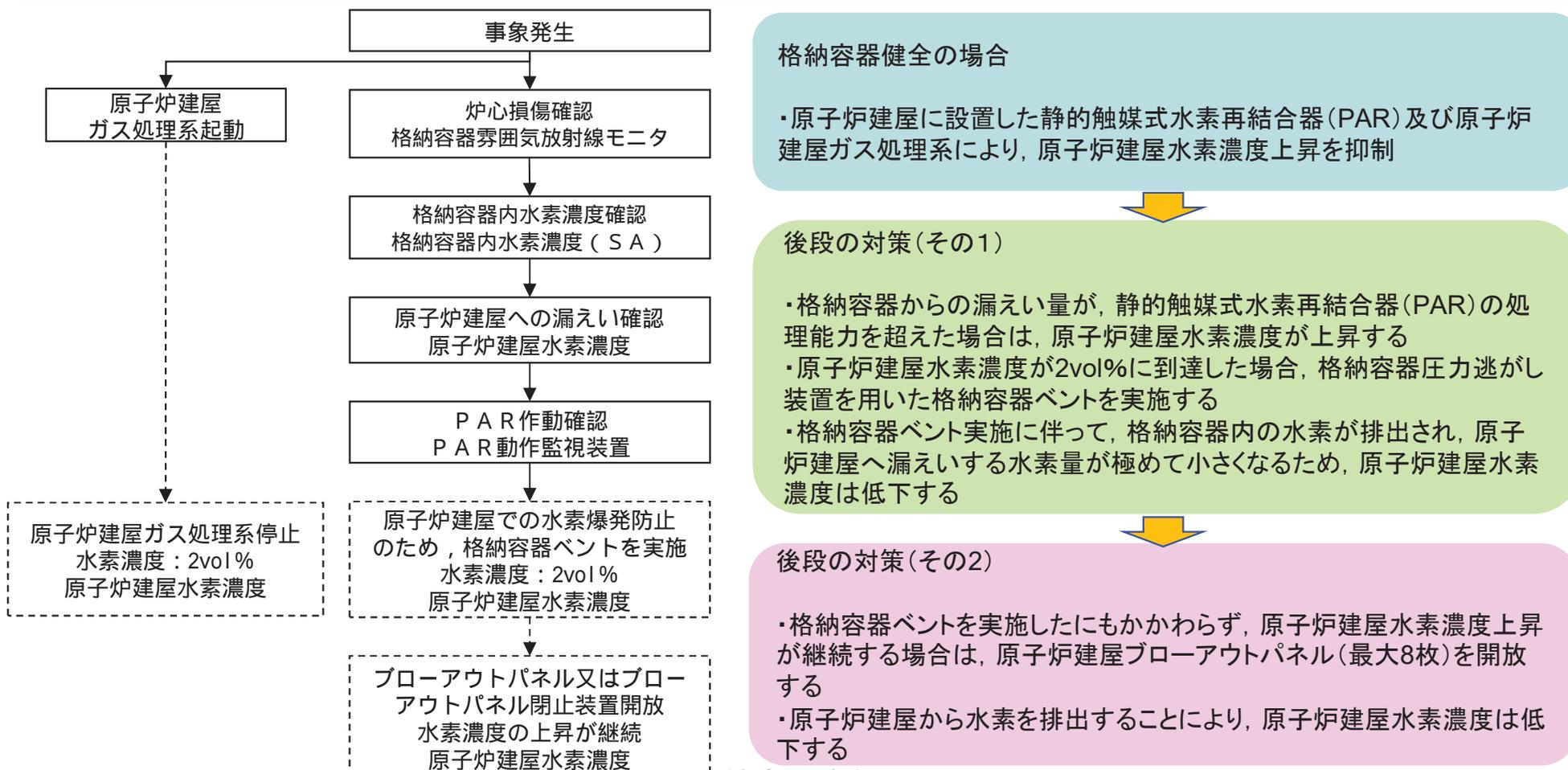
図2 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化

出典：共同研究報告書，格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57年度）

4. 静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応について
原子炉建屋内の水素対策について



- 静的触媒式水素再結合器(PAR)の容量としては、格納容器内が高い水素濃度の状況下において、10%/dayの漏えい(格納容器健全時の設計圧力下では0.5%/day)を考慮して設計しており、原子炉建屋ガス処理系と相まって原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制。
- 上記に関わらず、原子炉建屋内の水素濃度が2vol%まで上昇した場合には、格納容器ベントの実施や原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により、原子炉建屋内の水素濃度を低減させることで、水素爆発の発生を防止。



5. 格納容器下部(ペDESTル)の水位管理方法 (1/6)

●格納容器床ドレンサンプ導入管の目的

- ペDESTル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DESTル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DESTル床から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DESTル内の水位が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DESTル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。

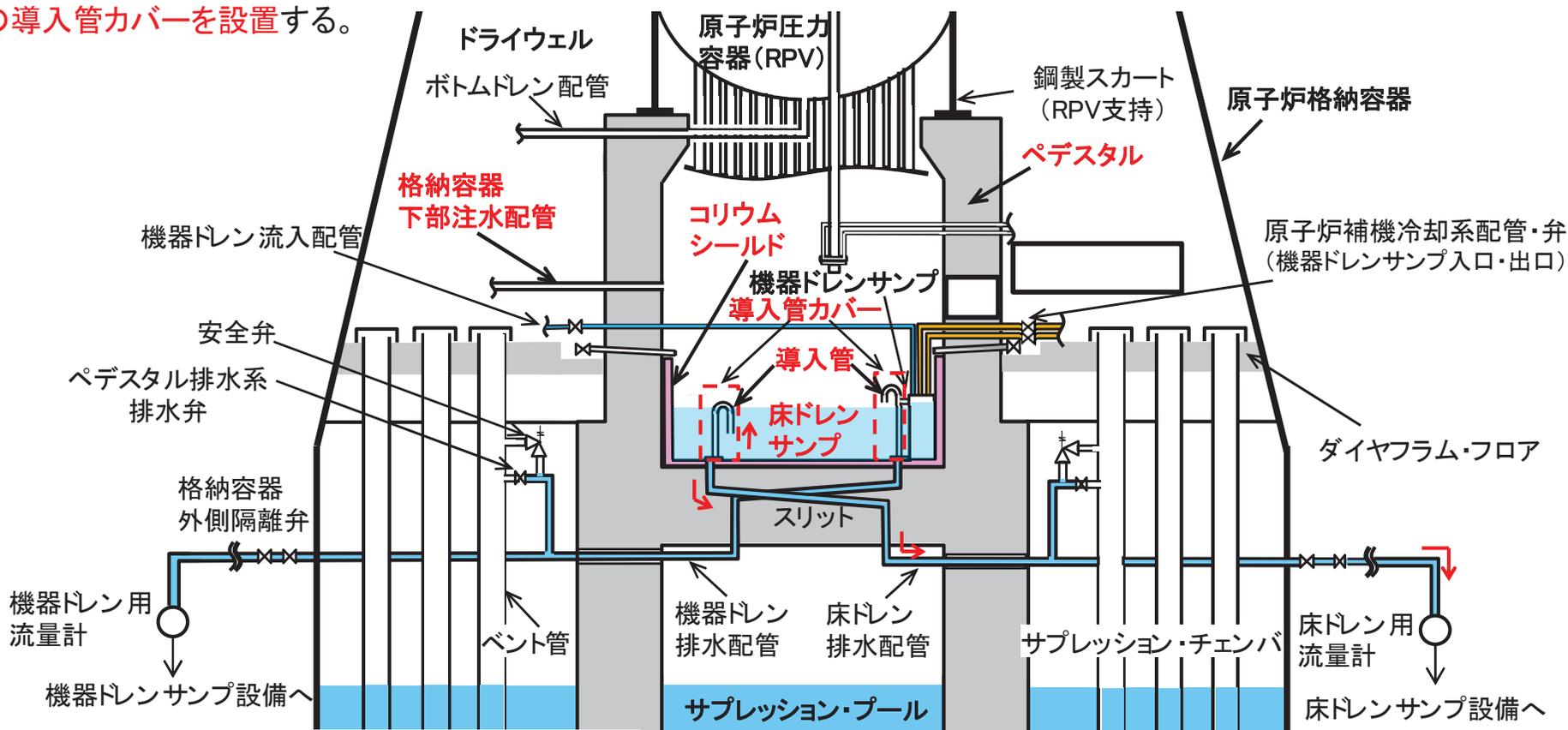


図1 ペDESTル排水系概要 格納容器冷却-44

●導入管の構造

- ペDESTAL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DESTAL内水位は約1 mで維持されるとともに、事故発生後にペDESTAL内への流入水が生じた場合、RPV破損までにペDESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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_5 を考慮した設計とする。

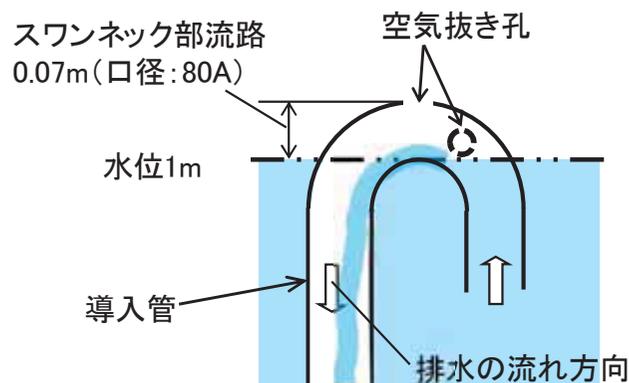


図2 導入管構造図(床ドレンサンプの例)

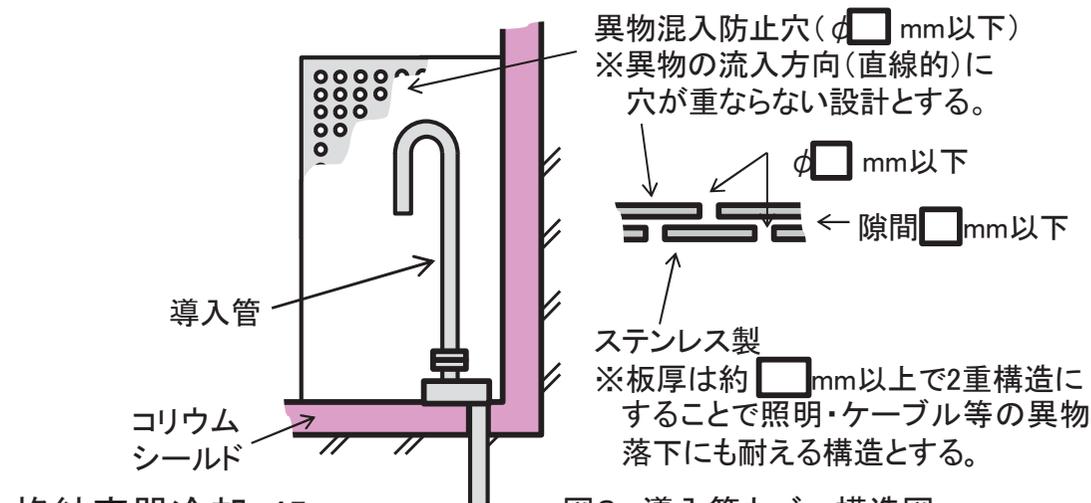
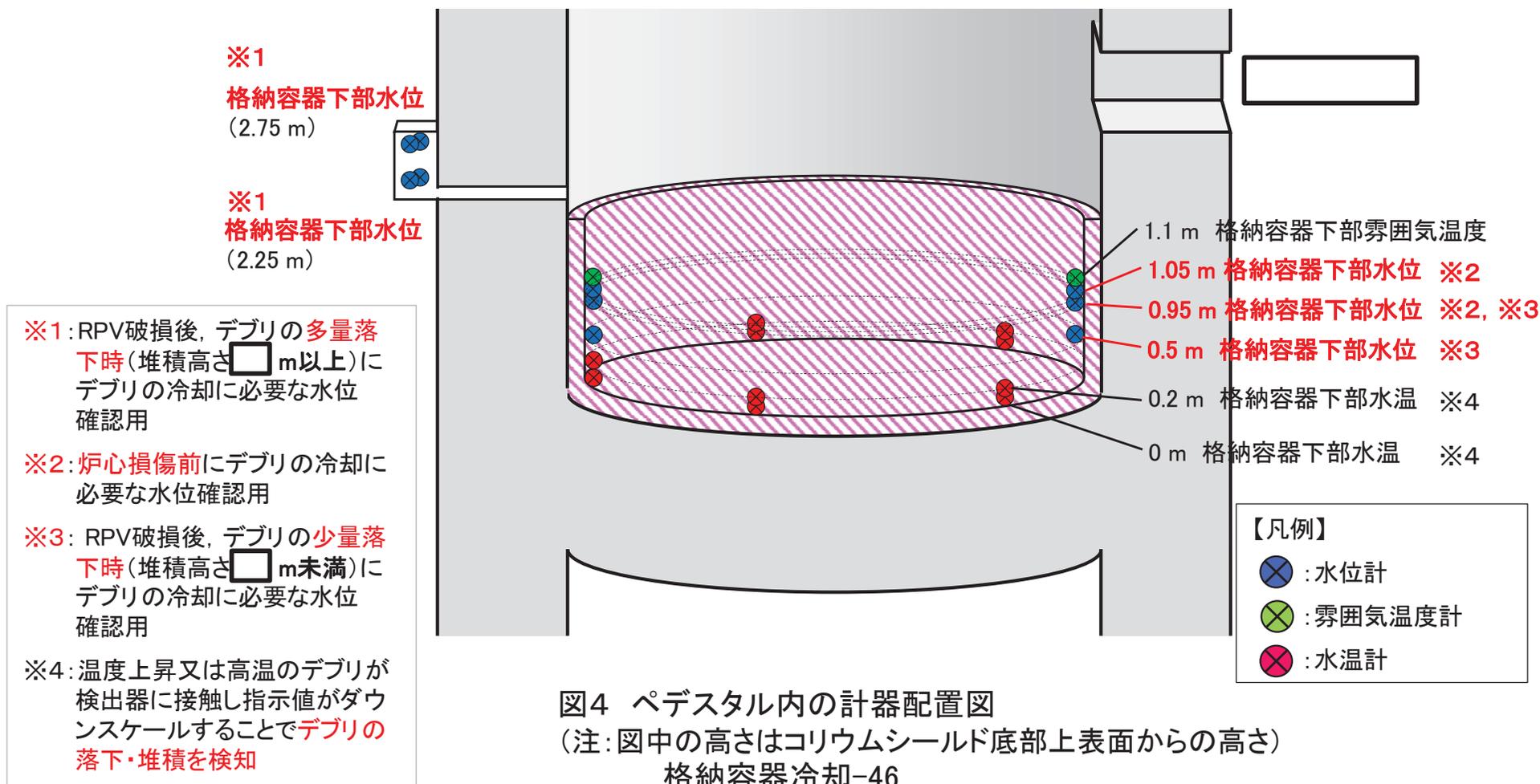


図3 導入管カバー構造図

5. 格納容器下部(ペDESTAL)の水位管理方法 (3/6)

●ペDESTAL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DESTAL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。



5. 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。

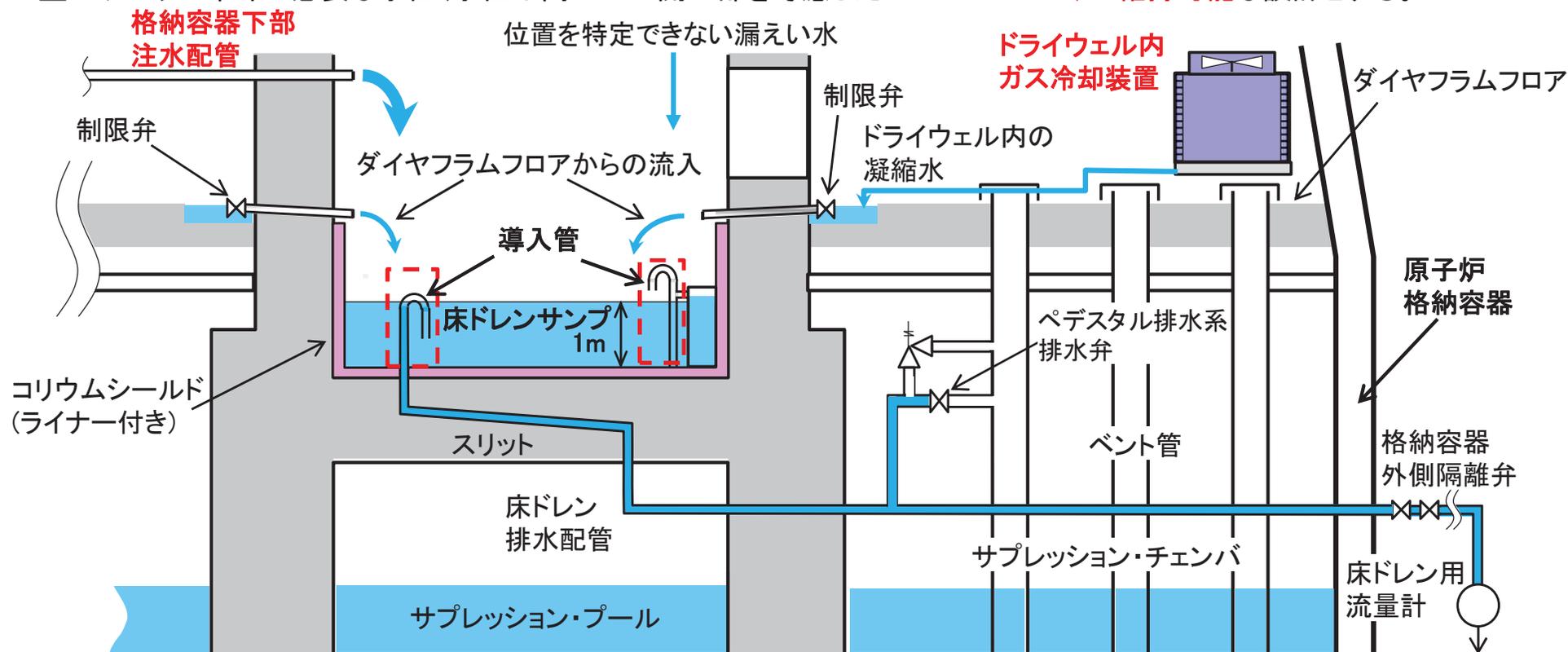


図5 通常運転時流入水及び排水経路図(床ドレン系)

●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。が、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。

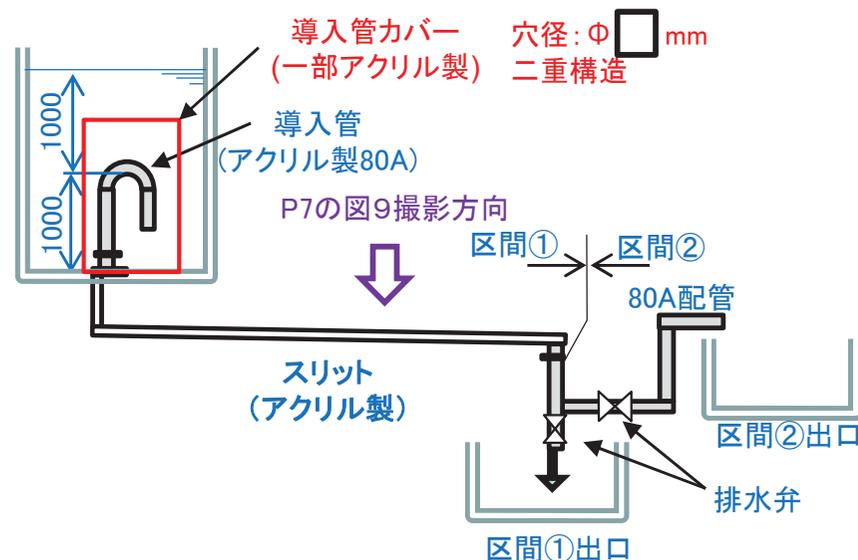


図6 モックアップ試験装置概要



図7 導入管カバー
(試験用)単体写真

5. 格納容器下部(ペデスタル)の水位管理方法 (6/6)

●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。

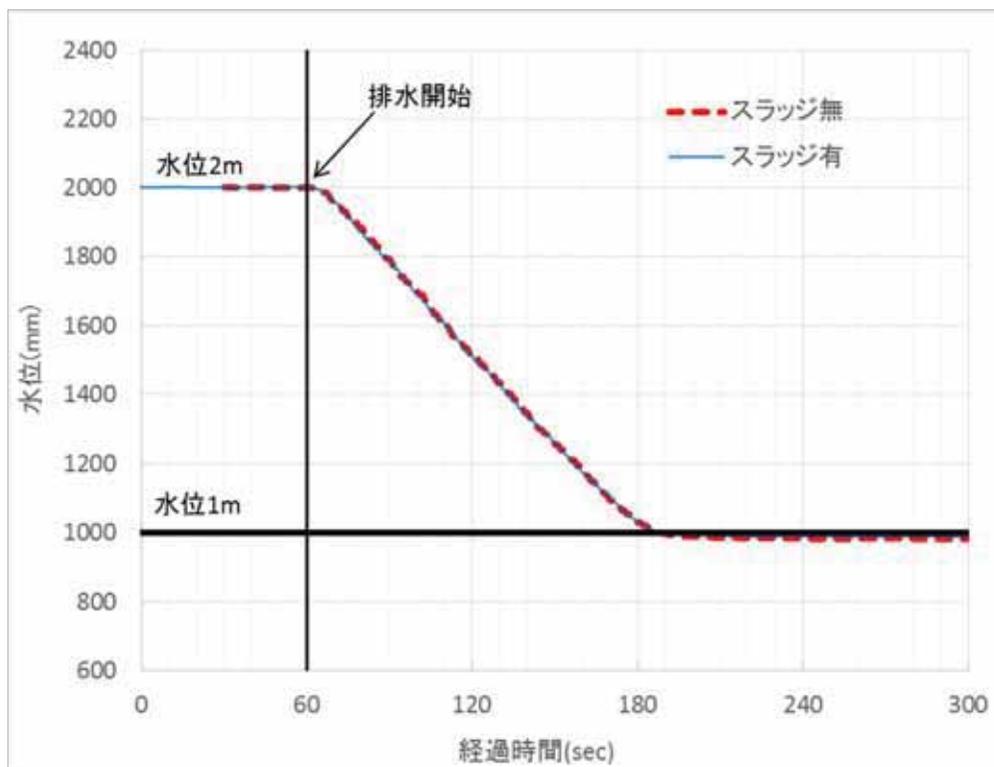


図8 スラッジ有無の条件での試験結果(水位と時間の関係)

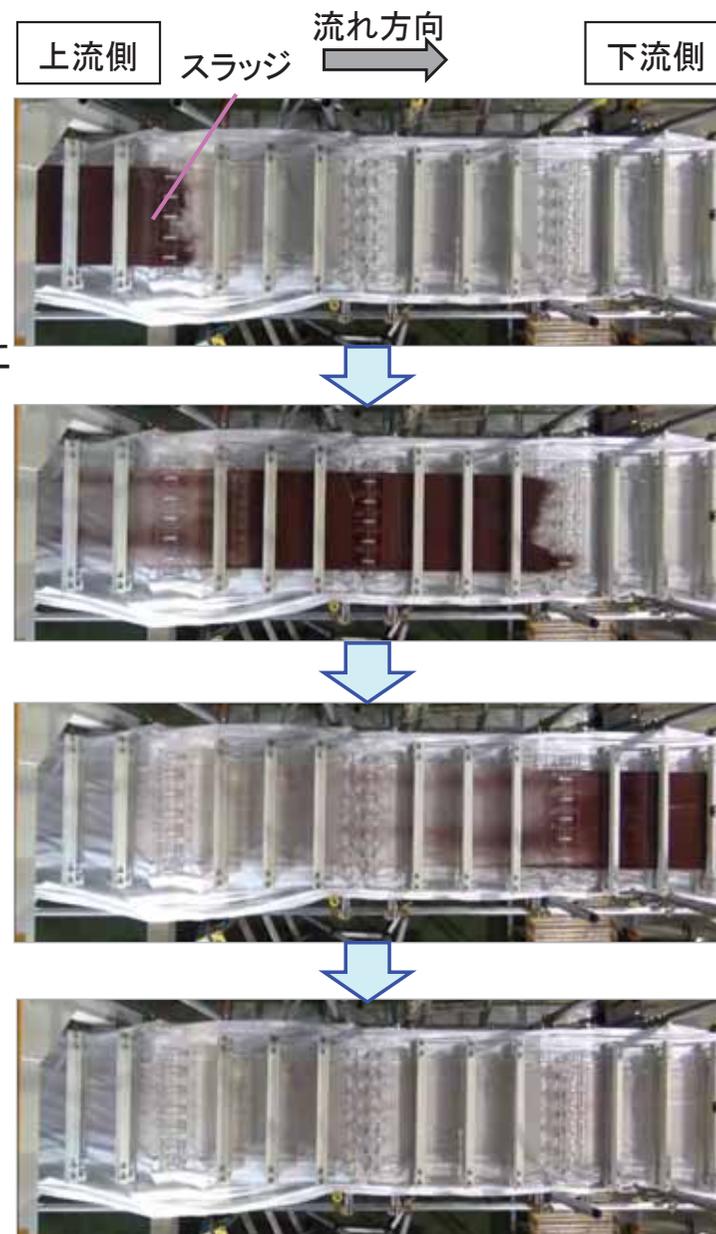
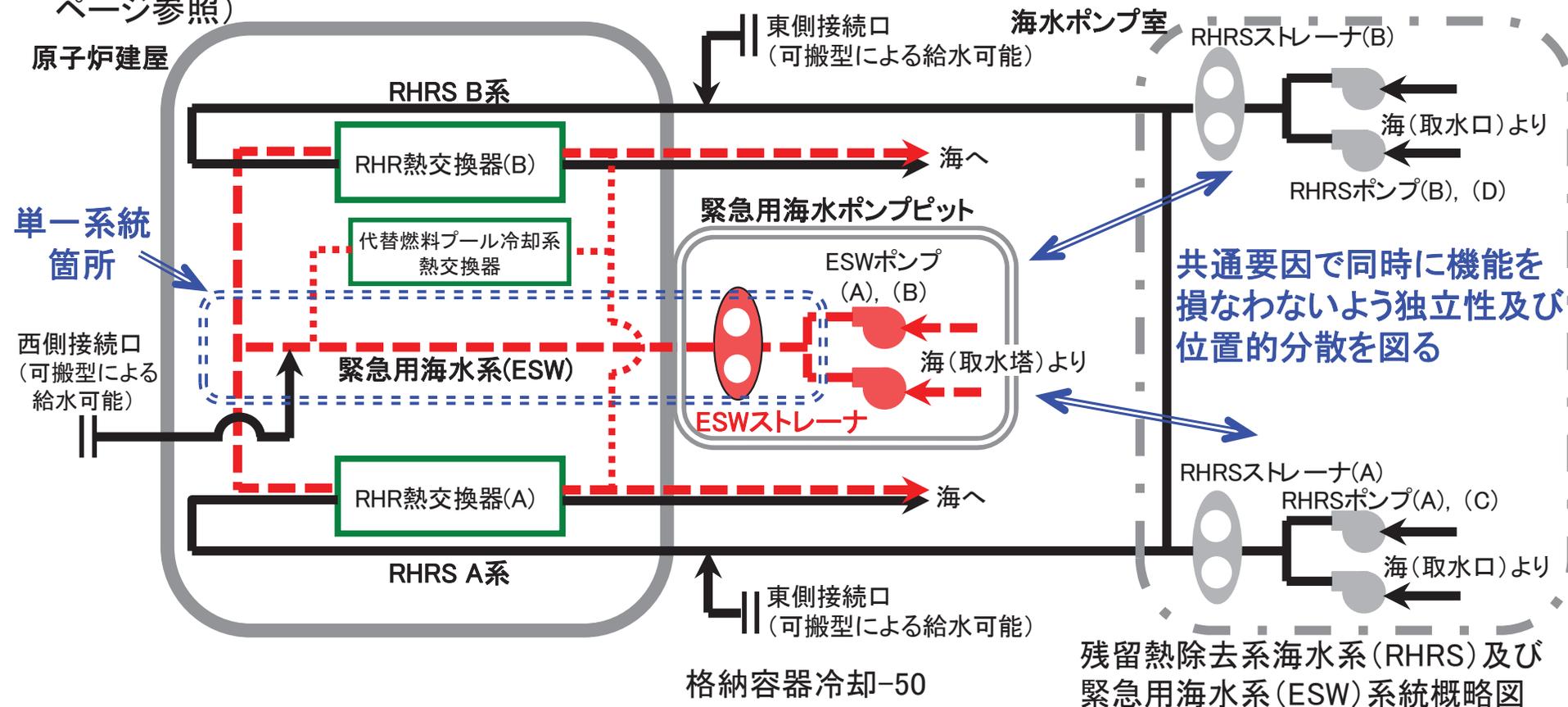


図9 スリットを上面から見たスラッジの流動状況

6. 緊急用海水系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)



6. 緊急用海水系の信頼性の評価について(1/2)

- 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

6. (参考)緊急用海水系の信頼性の評価について

- 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

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。

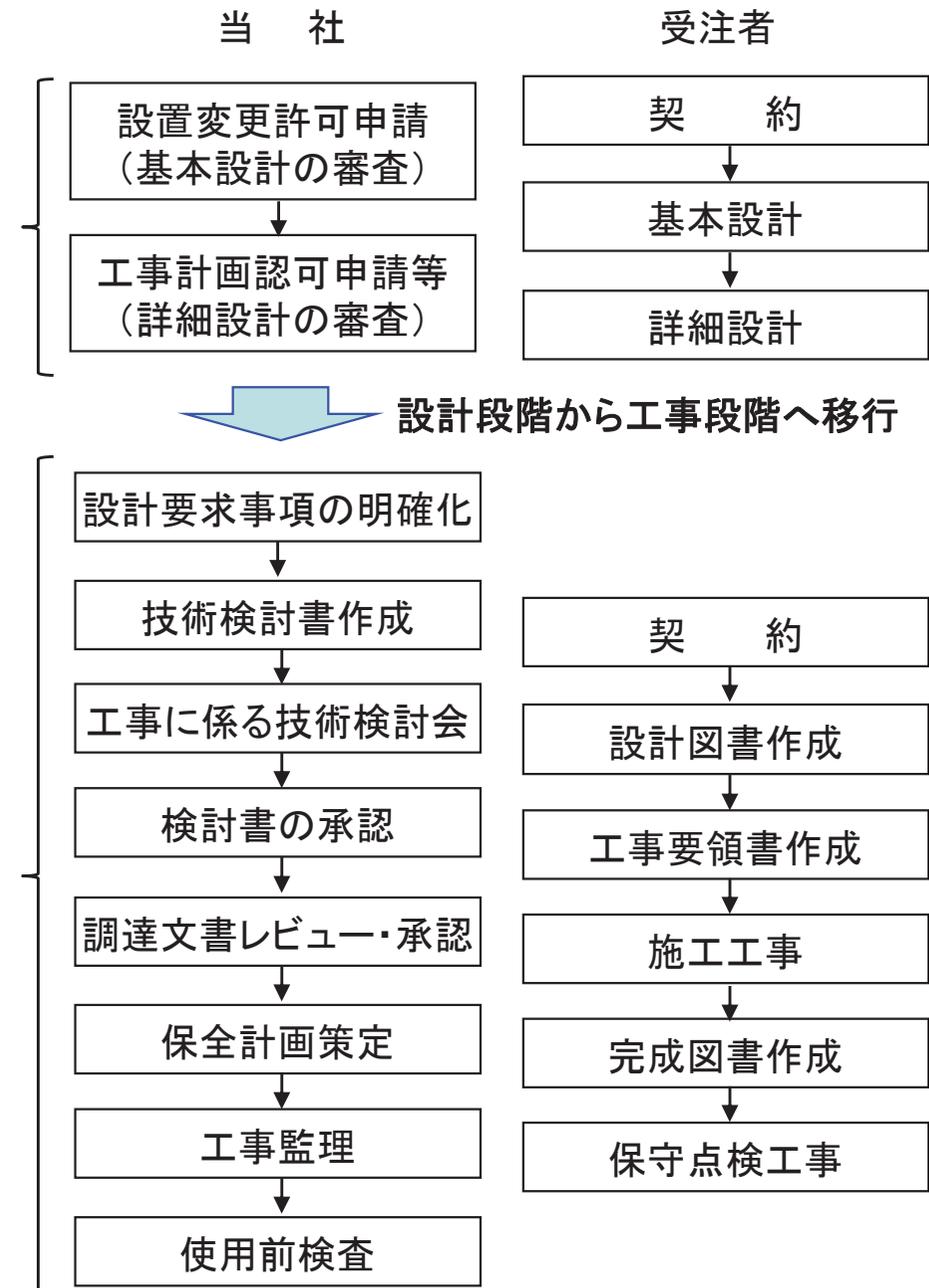
- ・設置変更許可申請：基本設計
- ・工事計画認可申請等：詳細設計

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
- ・製作メーカー，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

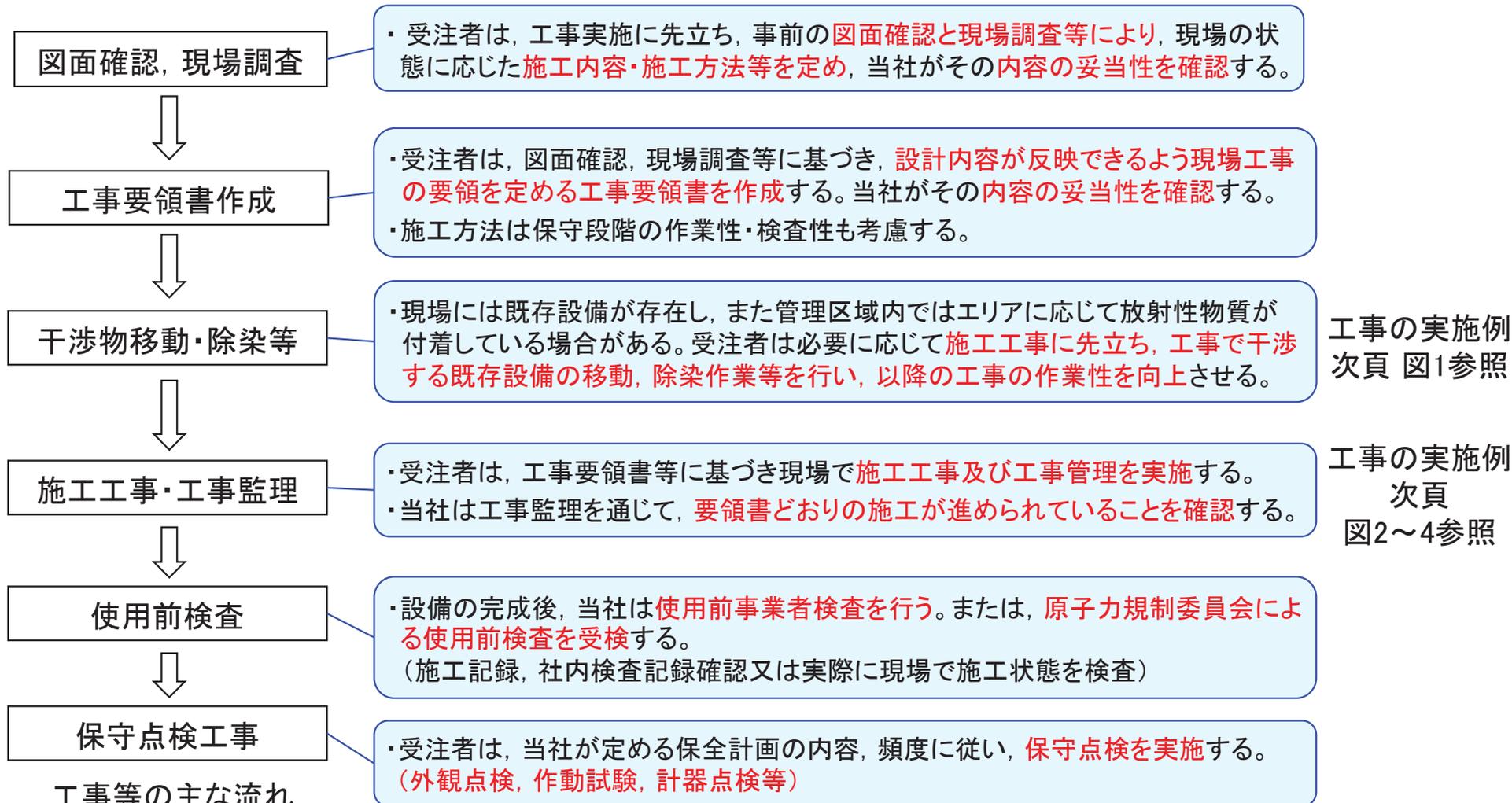
②工事の段階
①の設計内容に基づき
施工工事等を実施



<別紙> 当社の品質マネジメントシステムの概要

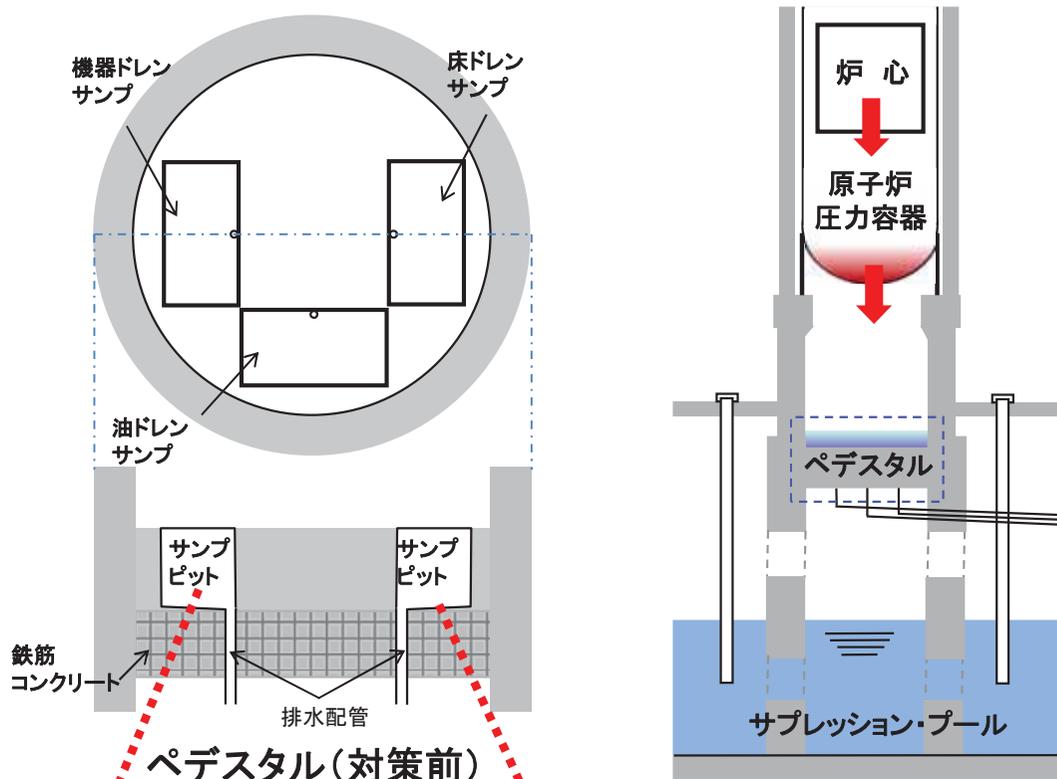
○管理区域内における**工事等の流れ**を示す。以下の各段階を踏むことで、**当初の設計内容(仕様・思想)**が**実際の施工工事に適切に反映できる**ように対応していく。

〔 工事实施に先立ち，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。
工事实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。 〕



工事等の主な流れ
(管理区域内の場合)

○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)



ペDESTAL(対策前)

○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。

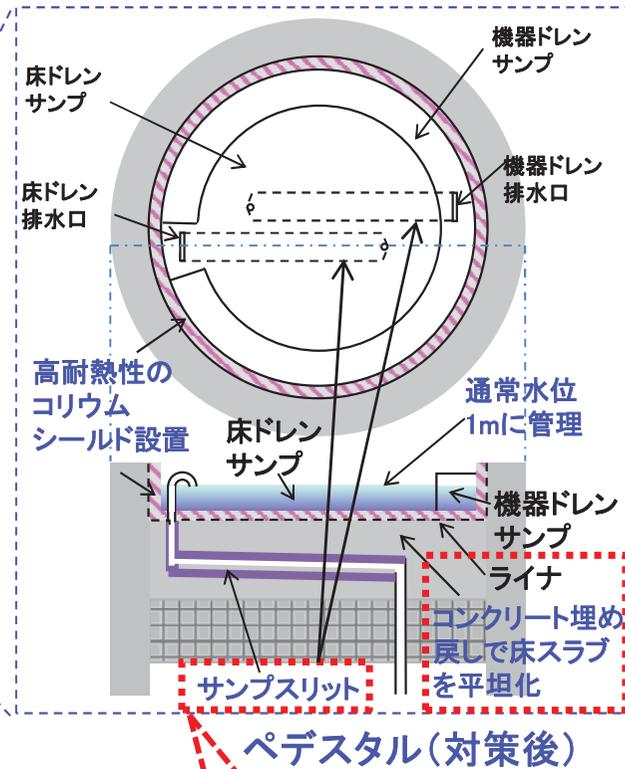
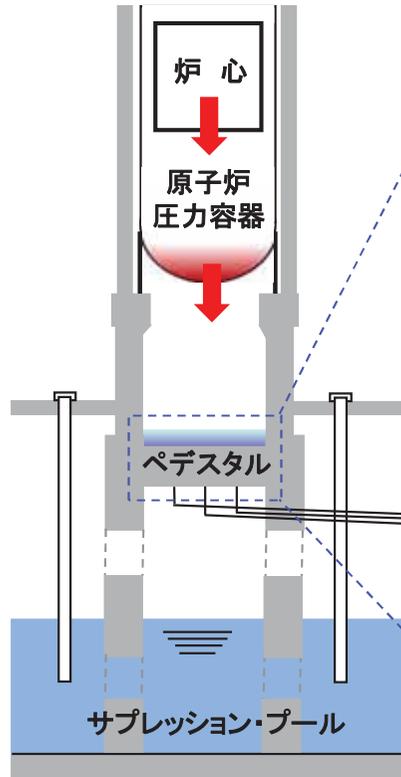
○ペDESTALには, 万一のシビアアクシデントによる炉心の溶融, 原子炉圧力容器の貫通落下時においても, 原子炉圧力容器の支持機能及び格納容器の機能を維持するため, **溶融炉心デブリ落下時の熱負荷への耐性を向上させる改造工事**を実施している。

○格納容器内のドレン水が集まるサンプピットを有するペ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 格納容器冷却-55

○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部の既存のサンブ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ブ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ブを新たに設置する。万一の熔融炉心デブリの落下に備えて, サンブは通常水位1mで管理する。



図2 既存床コンクリートはつり作業



図3 サンブスリット等設置状況
格納容器冷却-56

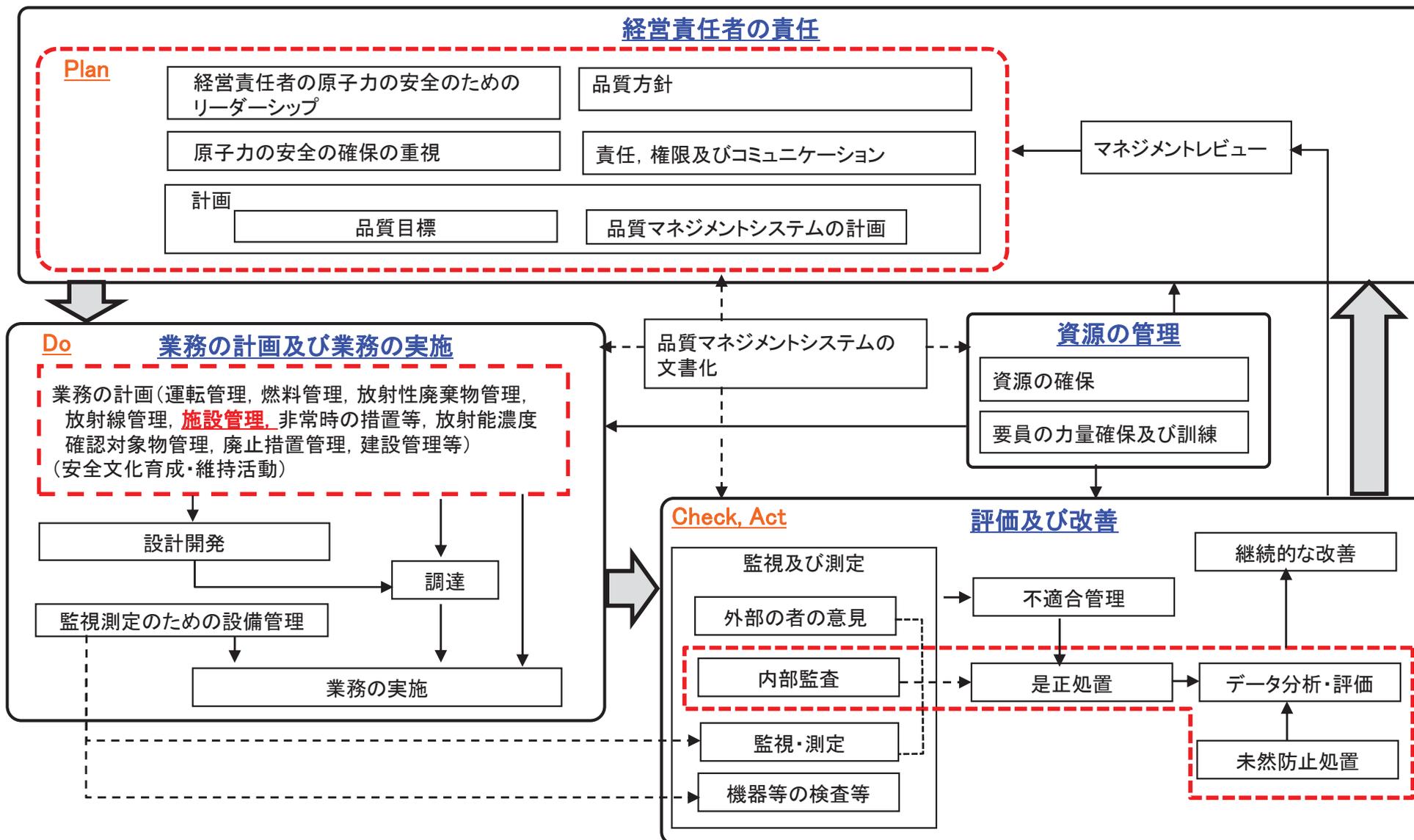


図4 床コンクリート埋め戻し及びライナ設置状況

<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。



東海第二発電所

停止・冷却設備への対応について(改訂版)

2024年2月14日

日本原子力発電株式会社

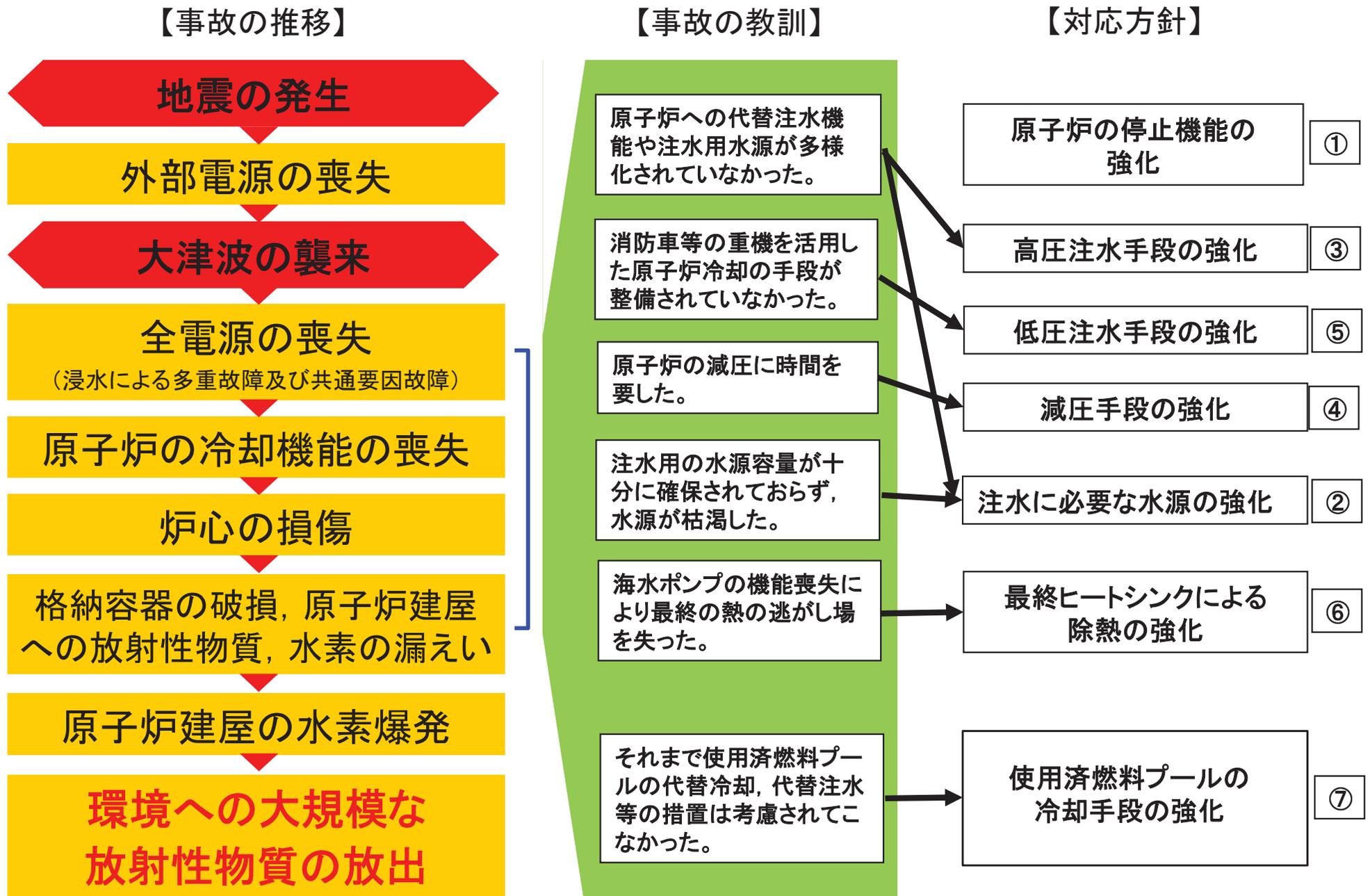
本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 停止・冷却設備の主要な変更	4
3. 停止・冷却設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	16

補足説明資料 停止・冷却設備への対応について

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



2. 停止・冷却設備の主要な変更



対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	福島事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	①原子炉の停止機能の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能(低速度運転有) 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替再循環ポンプ停止機能(低速度運転電源停止) 	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却	②注水に必要な水源の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット 	新規
	③高圧注水手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 	新規
	④減圧手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能 	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ 	強化
	⑤低圧注水手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設・可搬) 	新規
	⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備※ 	新規
	⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設・可搬) ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化 	新規

※ 次回以降にご説明

3. 停止・冷却設備の概要



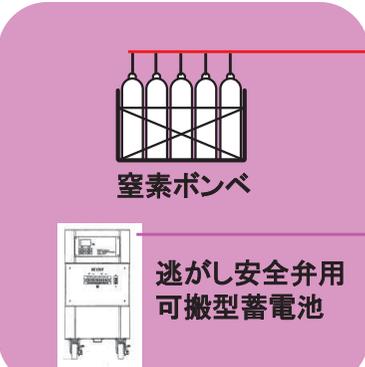
⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2)



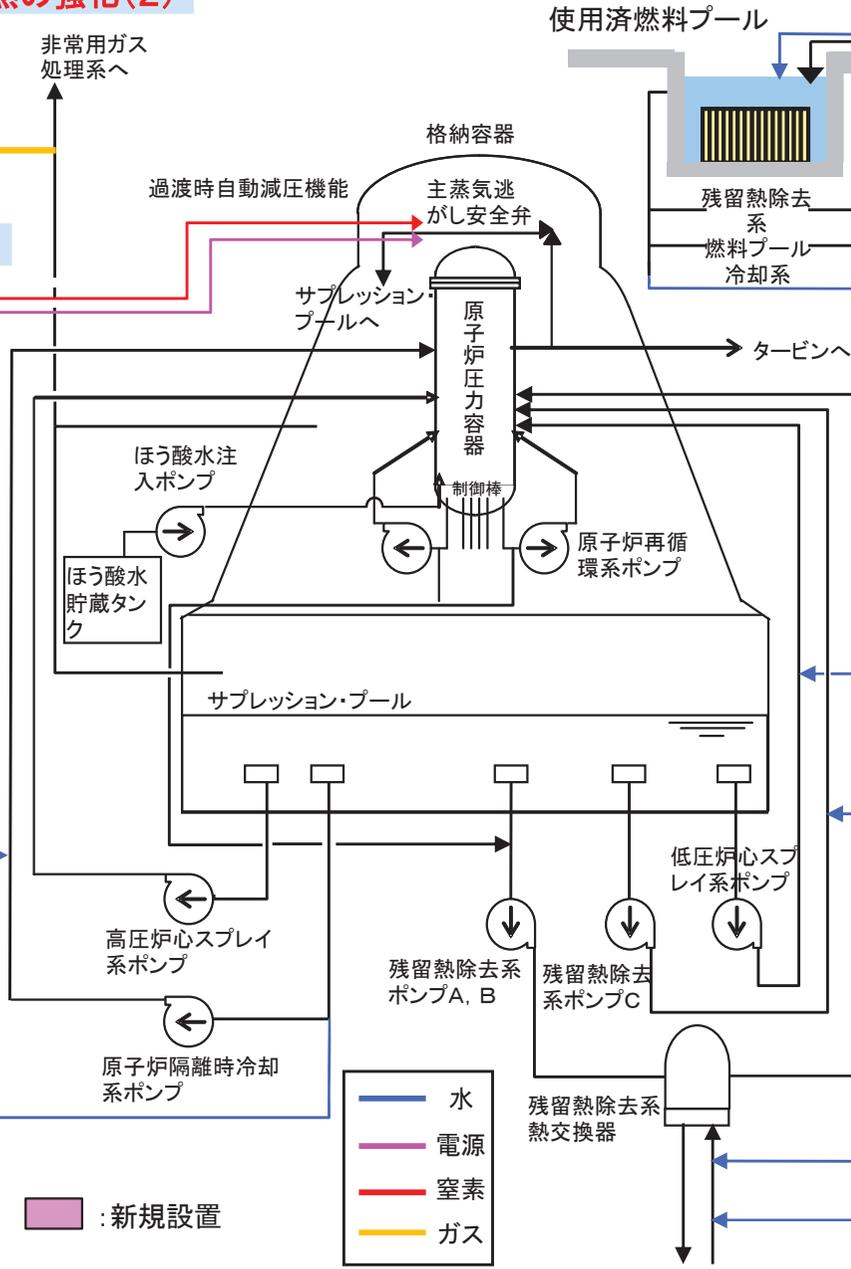
① 原子炉の停止機能の強化

再循環ポンプ停止回路追加

④ 減圧手段の強化



③ 高圧注水手段の強化

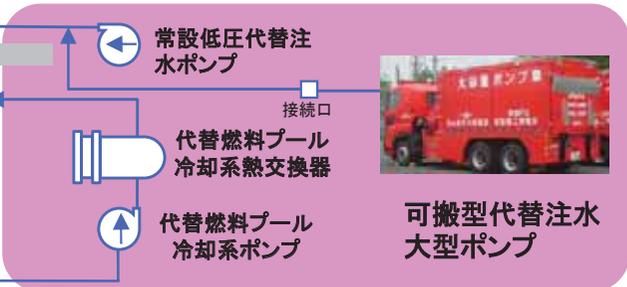


■ : 新規設置

— 水
— 電源
— 窒素
— ガス

停止冷却-5

⑦ 使用済燃料プール冷却手段の強化



② 注水に必要な水源の強化



⑤ 低圧注水手段の強化



⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1)

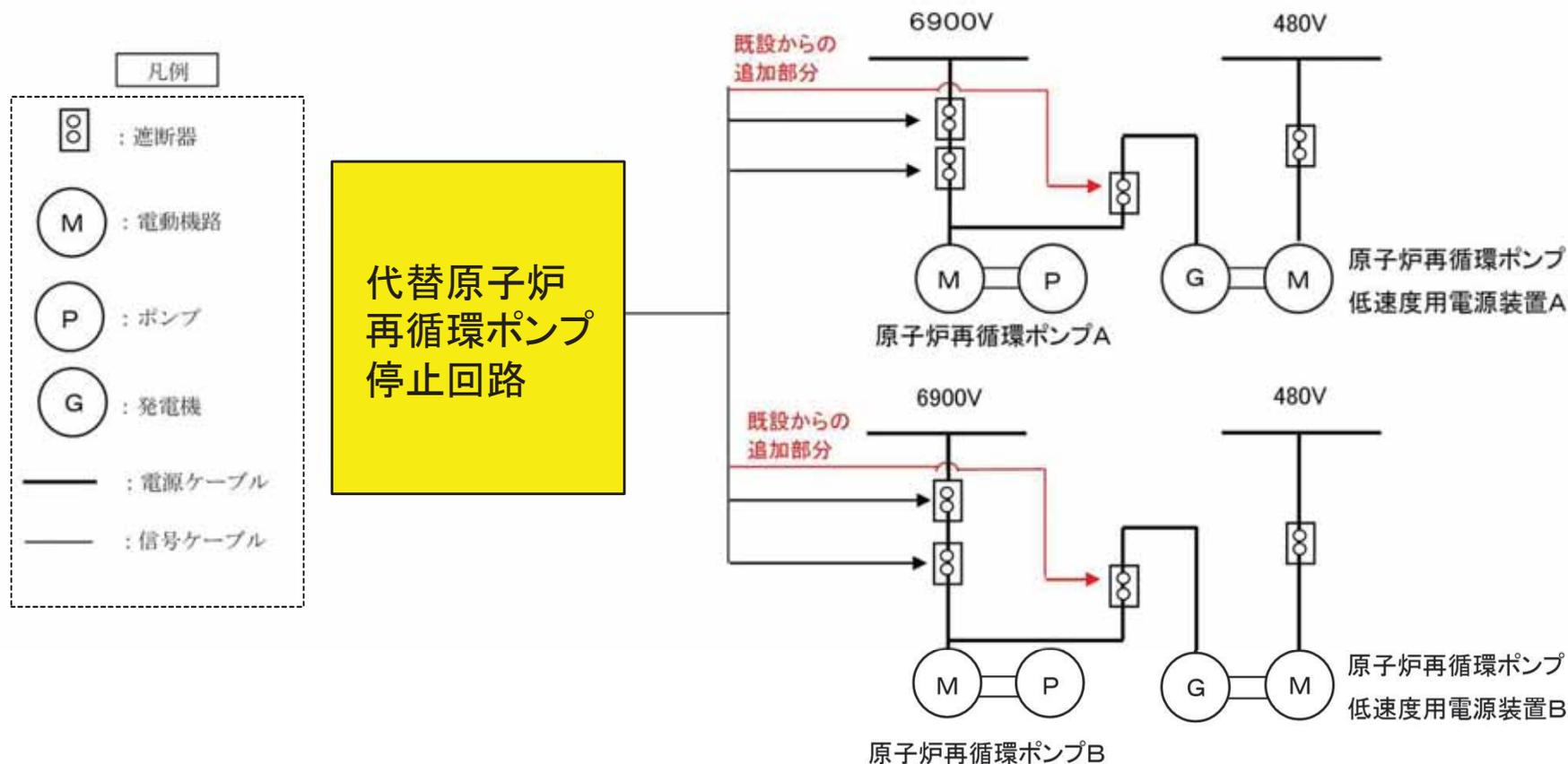


4. 事故の教訓に基づく安全対策

①原子炉の停止機能の強化

【代替再循環ポンプ停止機能】

- 原子炉緊急停止系による制御棒挿入の失敗時でも、再循環ポンプの停止によりボイドを増加させることで負の反応度が加わり、原子炉出力を抑制するための**原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置の遮断器開放機能**を新たに追加する。



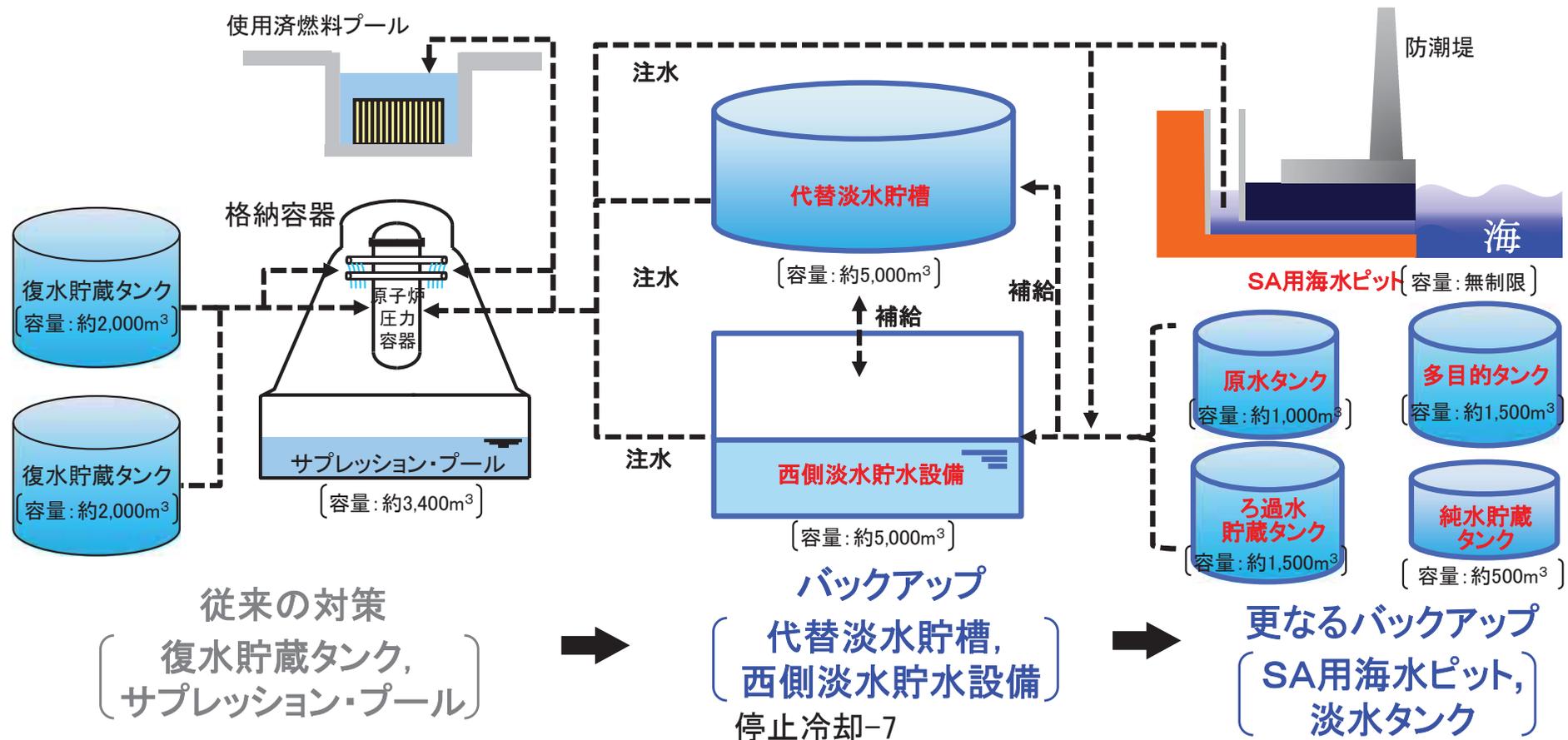
これまでは再循環ポンプを完全に停止させる設計となっていなかったが本機能追加により再循環ポンプを完全に停止させることができる。

4. 事故の教訓に基づく安全対策

②注水に必要な水源の強化

【代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットの新設】

- 使用済燃料の損傷を防ぐためには，使用済燃料プールの冷却停止時やプール水漏洩時において，**使用済燃料プールの水位確保が重要**。このため**注水用の水源を増強**
- 地下式の代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置することで，**竜巻や，敷地に遡上する津波等の外部事象に対しても，確実に水源を確保可能**。また，既存設備の各種淡水タンクも利用可能時には活用
- 代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備には，**原子炉及び使用済燃料プールに7日間の注水が可能なた量を確保**

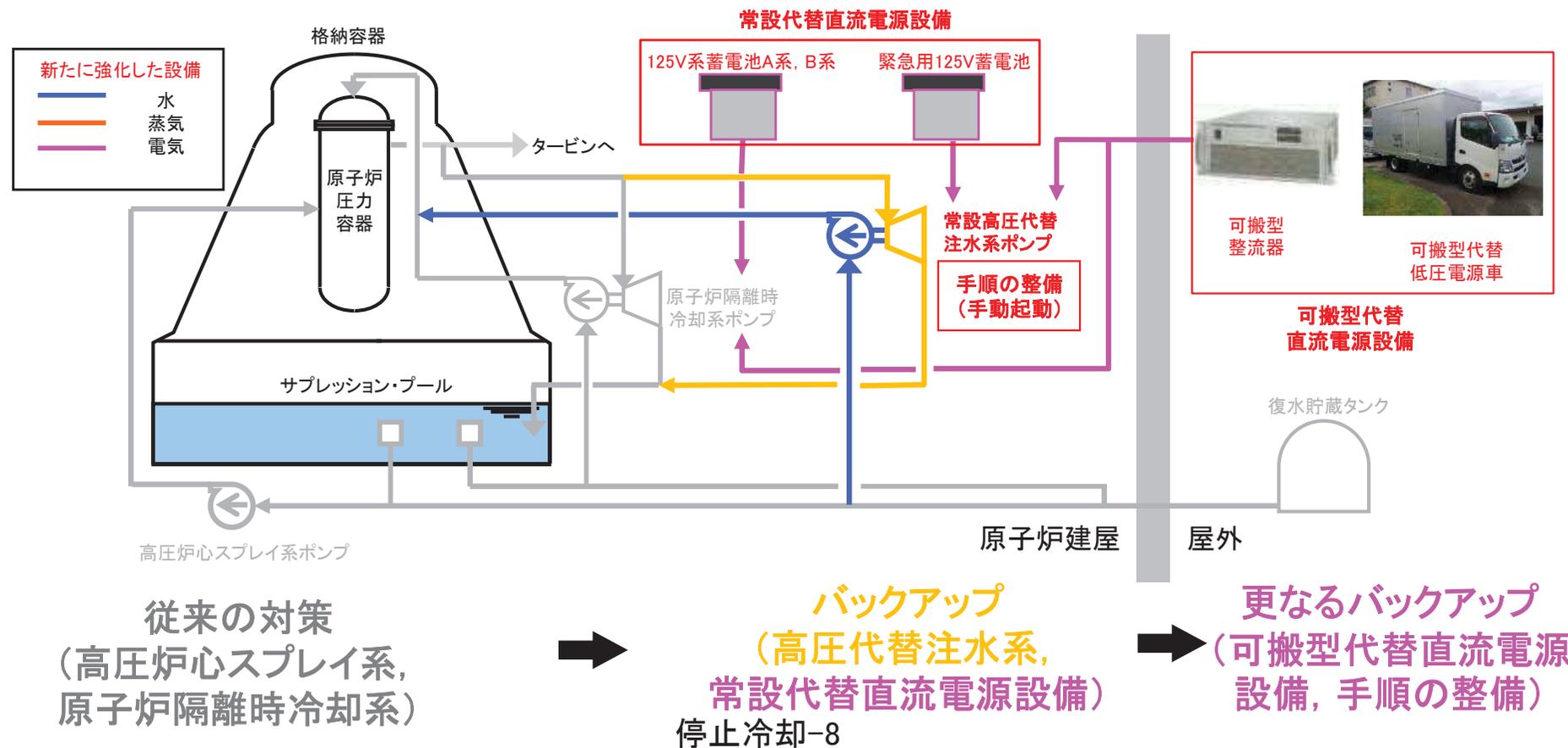


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 高圧注水手段の強化

【高圧代替注水系の新設】

- 高圧の注水系は炉心からの崩壊熱が大きな原子炉の停止直後から、速やかに燃料を冷却することができるため、事故直後、第一に動作が求められる。
- 全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、高圧代替注水系により、**必要な期間にわたって(高圧の)原子炉への注水が可能。**
- 高圧代替注水系は、**常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能。また、直流電源系統から電動弁への給電が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができなくなった場合でも、手動で運転が可能。**



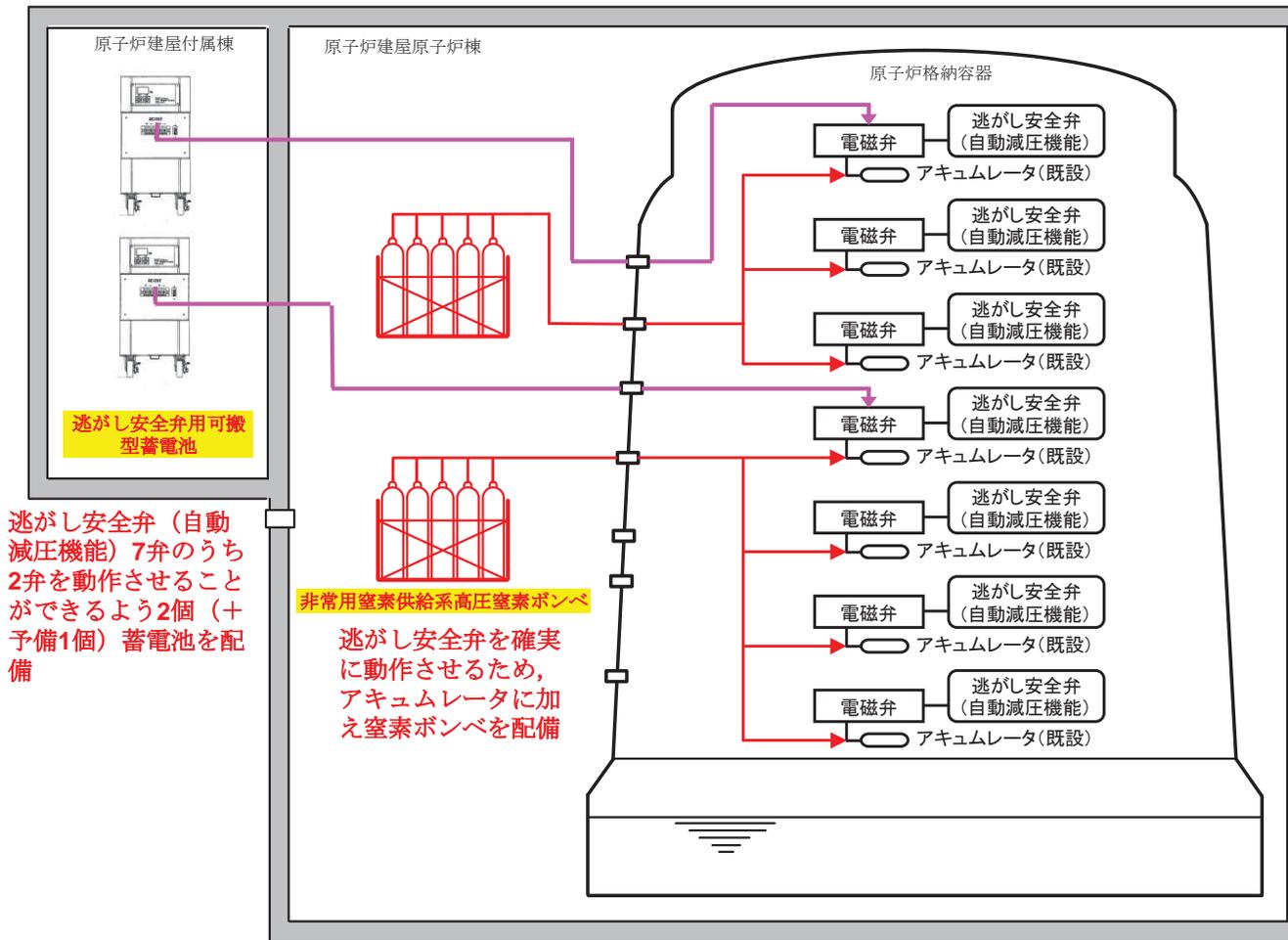
4. 事故の教訓に基づく安全対策



④減圧手段の強化

【逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの設置】

- 逃がし安全弁駆動源(電源・窒素)を追加し圧力容器の減圧機能を強化する。
- 所内常設直流電源が喪失した場合でも、**逃がし安全弁用可搬型蓄電池により、逃がし安全弁の電磁弁に直接給電することで、逃がし安全弁を動作させ原子炉を減圧させることができるようにする。**
- 逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、逃がし安全弁に窒素を供給することで、逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。**



逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁のうち2弁を動作させることができるよう2個（+予備1個）蓄電池を配備

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ
逃がし安全弁を確実に動作させるため、アキュムレータに加え窒素ポンベを配備

逃がし安全弁用可搬型蓄電池仕様

電源	個数	保管場所
DC 125V	2個 (予備1個)	原子炉建屋付属棟 (中央制御室)

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ仕様

個数	充填圧力	保管場所
10本 (予備10本)	約47L (1本当たり)	原子炉建屋 原子炉棟

新たに強化した設備

— 電源

— 窒素

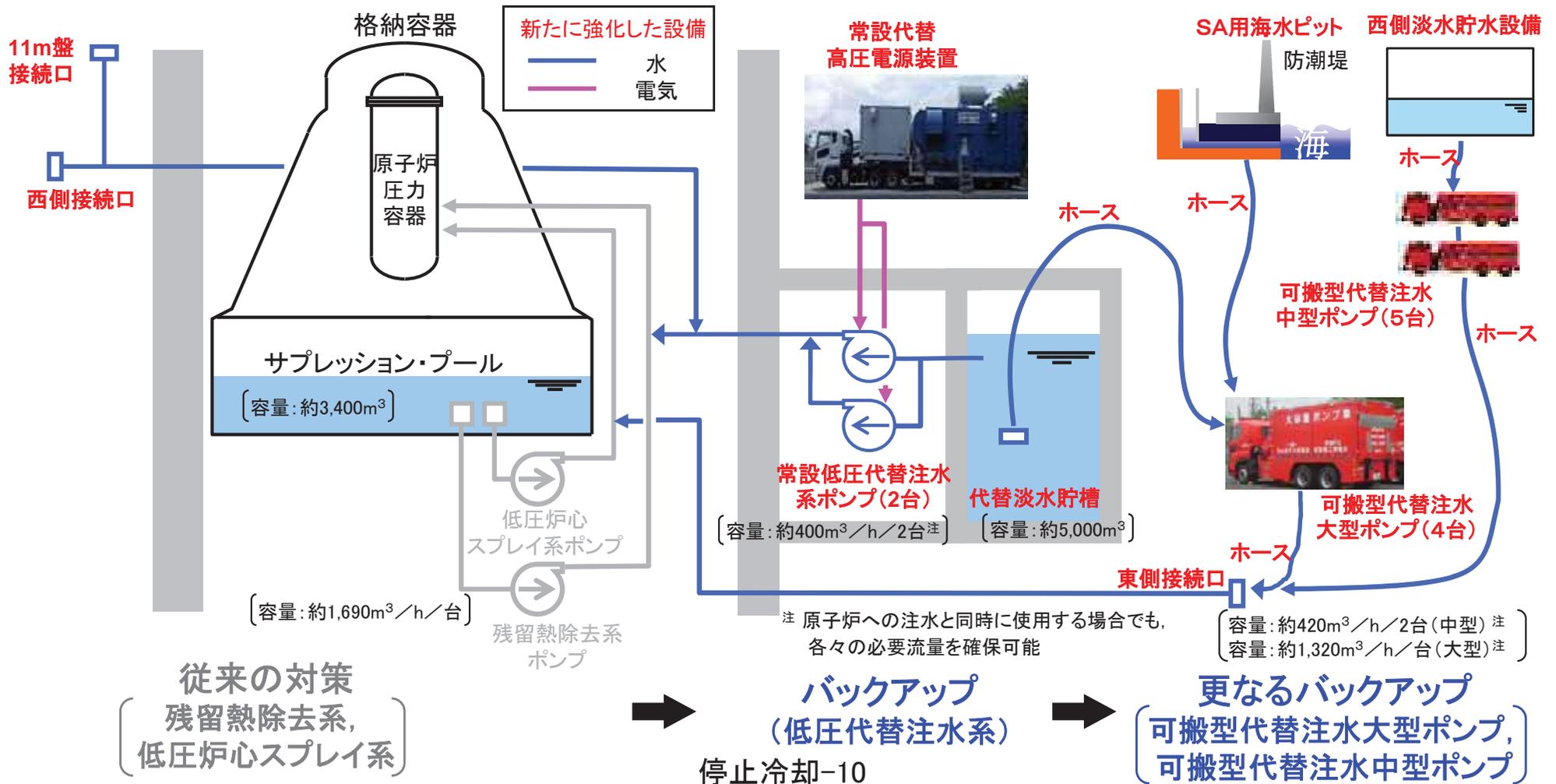
概略系統図 停止冷却-9

4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑤ 低圧注水手段の強化

【低圧代替注水系の設置】

- 原子炉圧力容器内への低圧の注水について対策を講じ、原子炉の確実な冷却を可能とする。
- 全交流動力電源が喪失した場合でも、常設低圧代替注水系ポンプやディーゼル駆動の可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプを使用し、代替淡水貯槽等の水を(低圧の)原子炉に注水することができるようにする。
- 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替高圧電源装置からの給電により、7日間の運転が可能

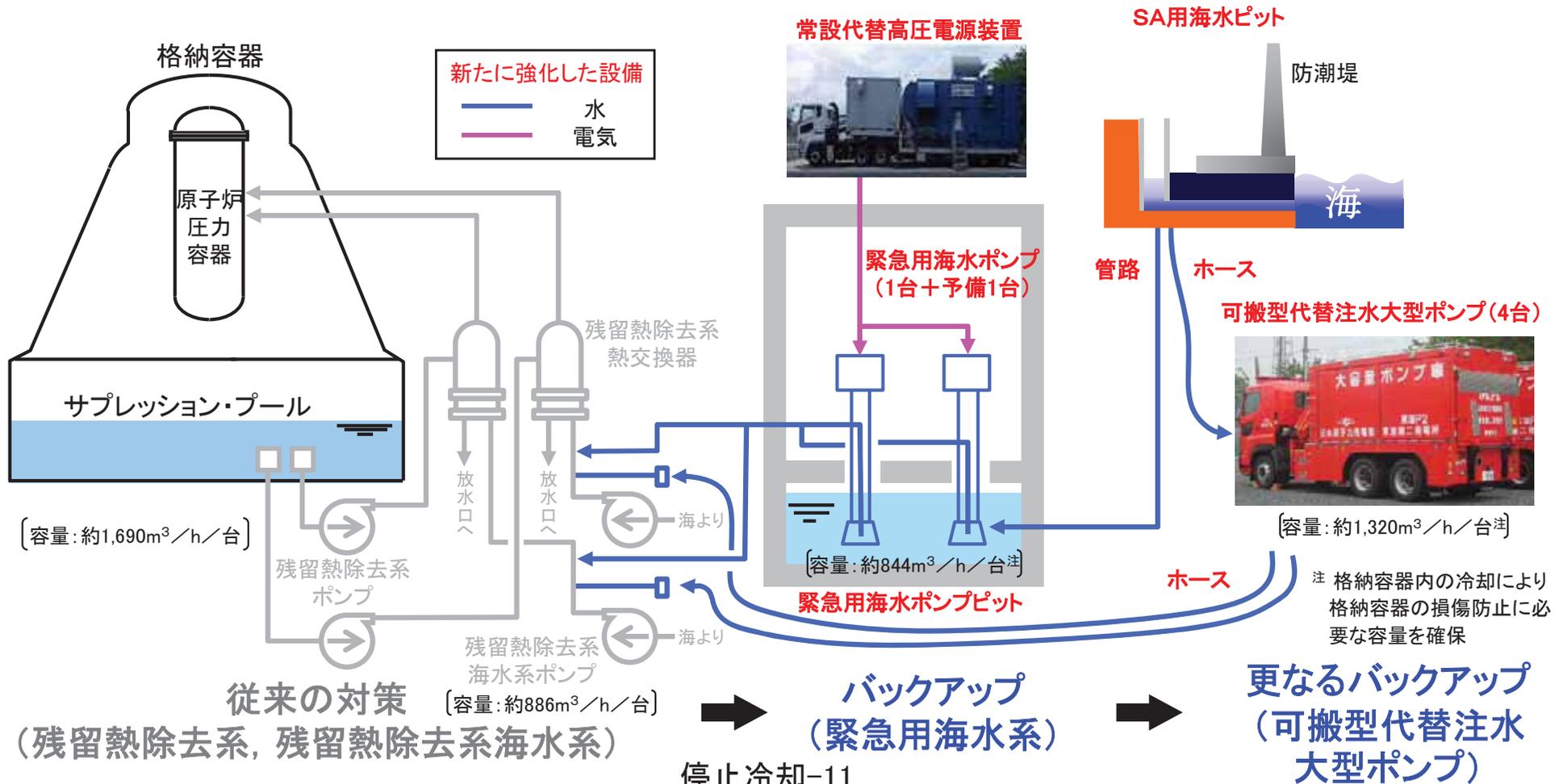


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化(1/2)

【緊急用海水系の設置】

- 炉心から発生し、圧力容器や格納容器内に溜まっていく熱を最終的に外部(海)に逃がすための手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、津波により残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した場合でも、**緊急用海水系**により熱交換器に海水を送水し、原子炉圧力容器や格納容器内に蓄積していく熱の除去を行うことが可能
- 緊急用海水系は、**常設代替高圧電源装置**からの給電により、**7日間の運転が可能**
- 更に、**可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し、熱交換器に海水を送水して熱の除去を行うことも可能

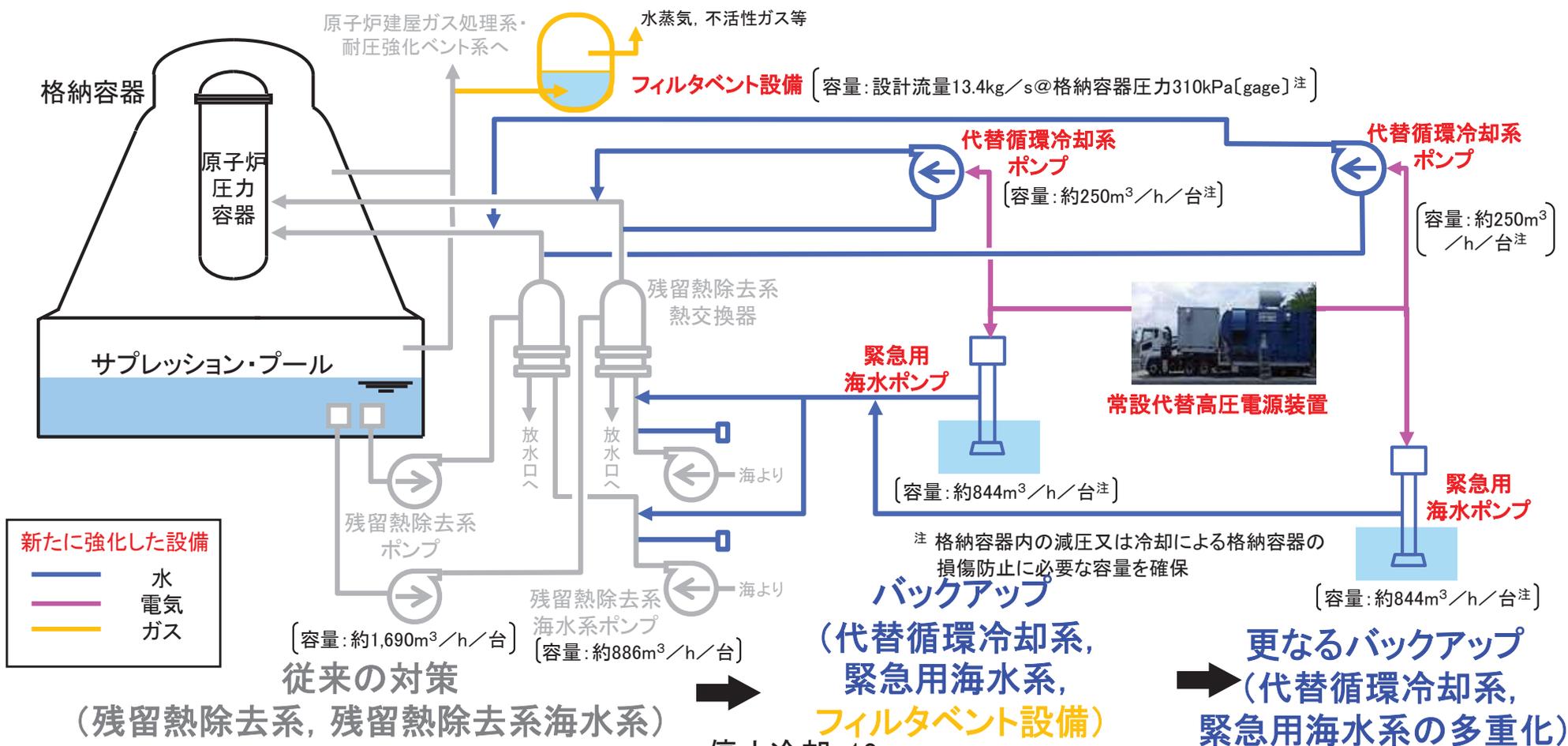


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化(2/2)

【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、**フィルタベント設備**及び**代替循環冷却系**を新設し、最終ヒートシンク(大気又は海)による除熱機能を強化
- **フィルタベント設備**を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- **代替循環冷却系**は、システムを**多重化**することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能**

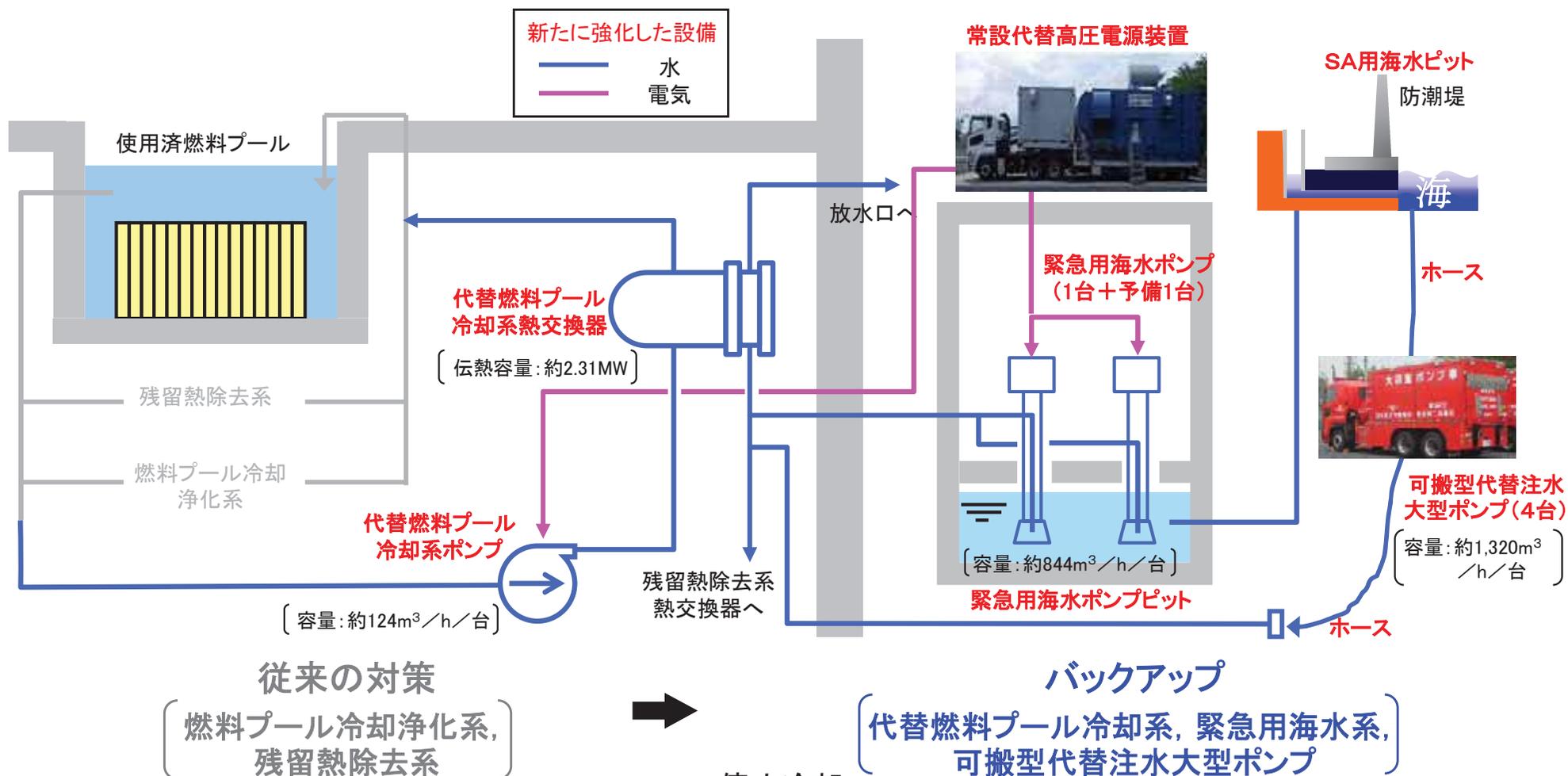


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(1/3)

【代替燃料プール冷却系の設置】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに燃料プールを冷却するためのシステムを設置
- 既設の燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水の供給が可能

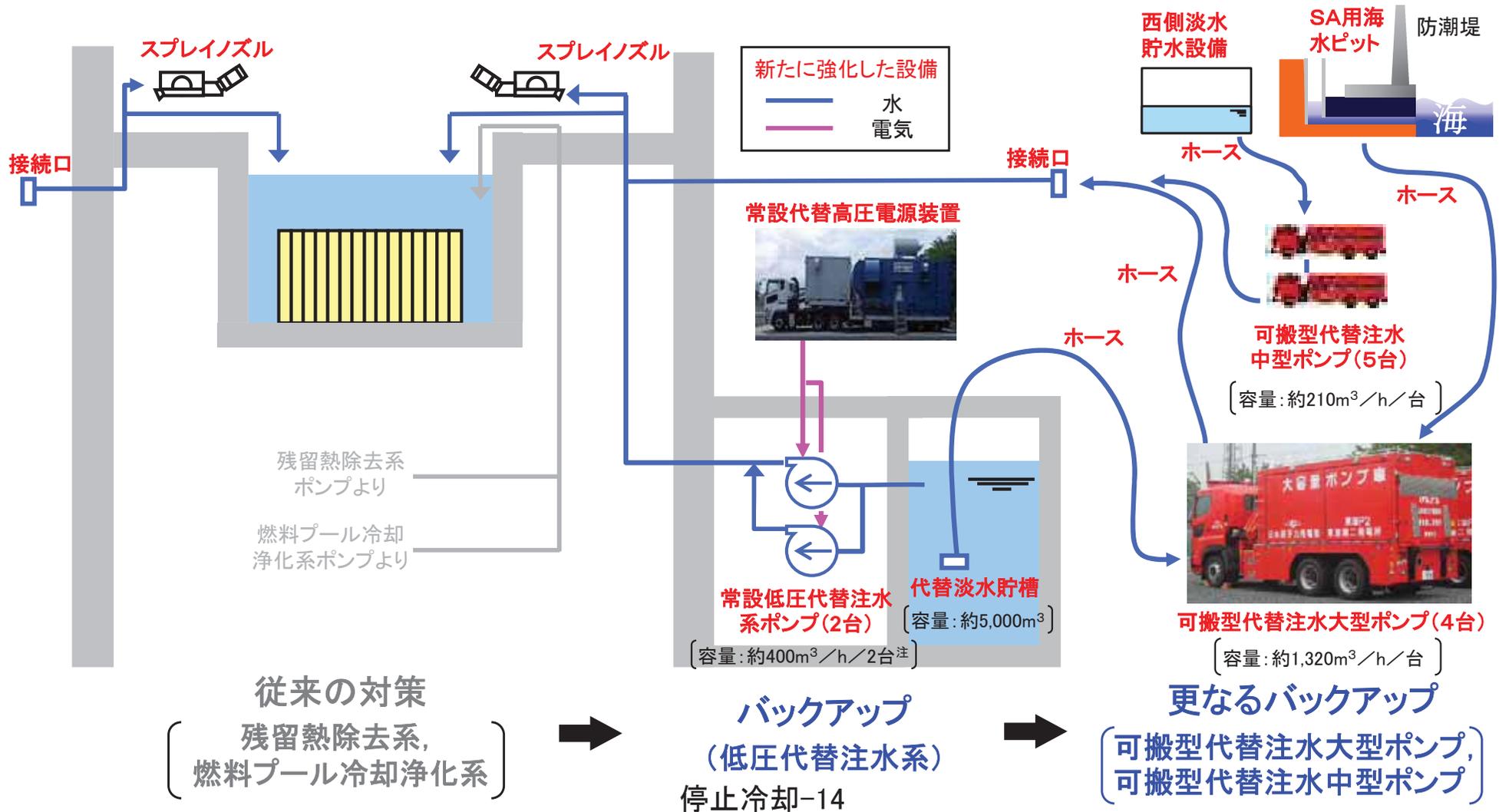


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(2/3)

【低圧代替注水系(常設, 可搬)を設置】

- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や, 使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因によりプール水位が低下した場合に備えて, 注水手段を増強
- 常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し, 代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水が可能



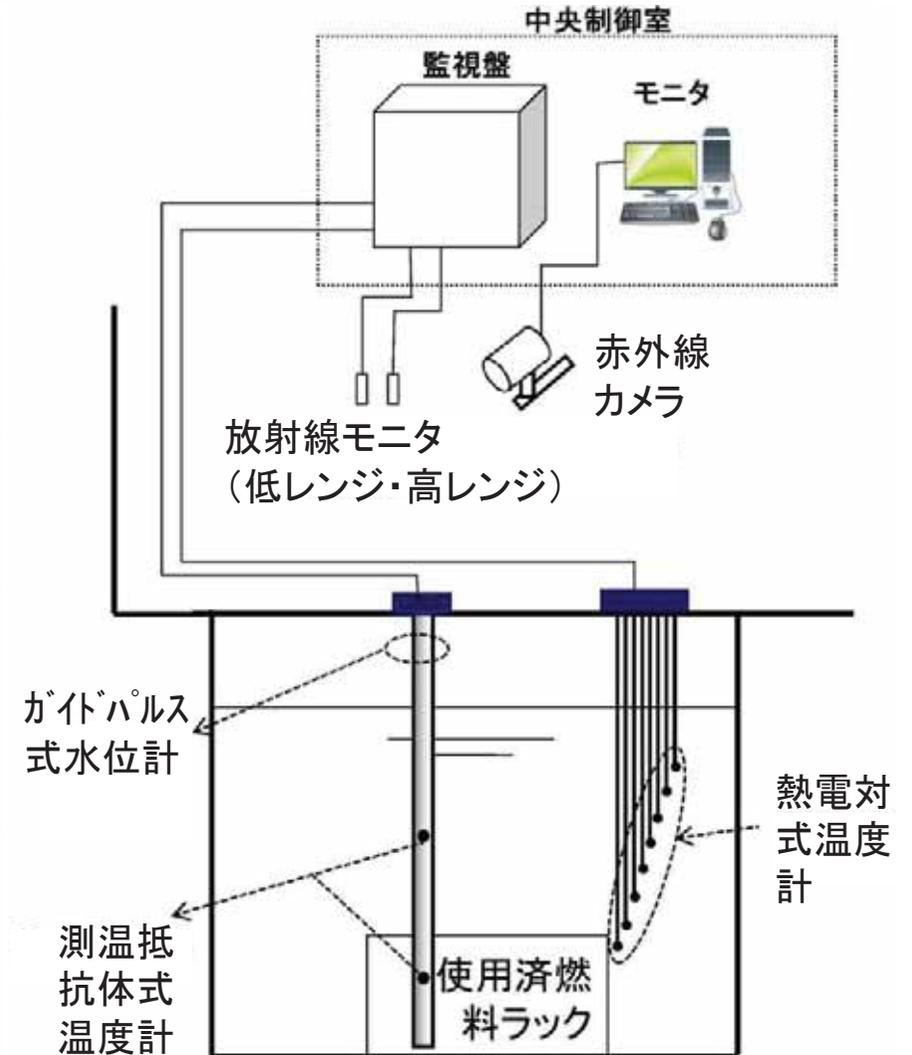
4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(3/3)

【使用済燃料プールの監視強化】

- 従来の設備は異常検知(通常状態からの逸脱)が目的であったが、重大事故等時の使用済燃料プールの状態把握のため、**測定箇所**、**測定範囲**、**耐環境性を向上させた監視設備を追設**

監視項目	従来設備	追加設備
水位	レベルスイッチ2台 ・通常水位近傍を監視	水位計(ガイドパルス式*)1台 ・ SFP底面近傍まで 連続測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100°C蒸気環境)
温度	熱電対式温度計1台 ・通常水位近傍温度を監視	熱電対式温度計1式** ・ 燃料頂部付近まで8点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100°C蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・ 燃料体付近まで2点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100°C蒸気環境)
放射線	放射線モニタ1台 ・従事者の放射線防護の観点から10mSv/hまでを監視	放射線モニタ(低レンジ・高レンジ各1台) ・重大事故等時の監視を目的として 10⁵Sv/h までを監視 ・ 耐環境性向上 (~100°C蒸気環境)
カメラ	ITV1台 ・SFP廻り監視用	赤外線カメラ1台 ・ 赤外線監視機能 により照明停電時や蒸気雰囲気においても監視可能 ・専用空冷装置により 耐環境性向上 (~100°C蒸気環境)



追加設備概要図

* :パルス信号を発信し水面からの反射波を受信するまでの時間遅れから水位を測定する。

** :福島第一原子力発電所事故後の緊急安全対策にて設置済

【まとめ】

○原子炉停止機能の信頼性向上

- ・原子炉停止機能の強化として、**代替再循環ポンプ停止回路**を設置

○冷却機能の信頼性向上

- ・高圧及び低圧の注水手段の強化として、**高圧及び低圧の代替注水系**を設置
- ・注水に必要な水源の強化として、**代替淡水貯槽**、**西側淡水貯水設備**、**SA用海水ピット**を設置。また、既設の**各種淡水タンク**を利用
- ・減圧手段の強化として、**逃がし安全弁駆動用可搬型蓄電池**及び**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ**を設置
- ・最終ヒートシンクによる除熱手段の強化として、**緊急用海水系**、**代替循環冷却系**及び**フィルタベント設備**を設置
- ・使用済燃料プールの冷却手段の強化として、**低圧代替注水系**(常設, 可搬)及び**代替燃料プール冷却系**を設置
- ・更なる信頼性向上として、常設の代替設備に加え、**可搬型の代替設備**(**ポンプ車**, **電源車等**)を配備
- ・代替水源, 代替電源設備及び可搬型設備用燃料については、**長期間の機能維持に必要な容量**を確保

(補足説明資料 停止・冷却設備への対応について)

補足説明資料 目 次

1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策	19
2. 新しく増える常設又は可搬型の設備・機器及び資機材等に関する メンテナンスの実施方針	21
3. 新規制基準対応に伴う設備・機器等の新設・追設後の 作業スペースに関する考慮	26
4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量, 流量や台数並びに 水源の容量等の考え方	31
5. 特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更について.....	37
6. 格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フロー.....	44
7. 安全機能の分類及び多重性・多様性・独立性の定義.....	48
8. 重大事故等対処設備の重要度の区分.....	55
9. 格納容器ベント系配管による線量影響	65
10. 重大事故等対策における冷却系統の信頼性及び位置付け	67
11. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方	70

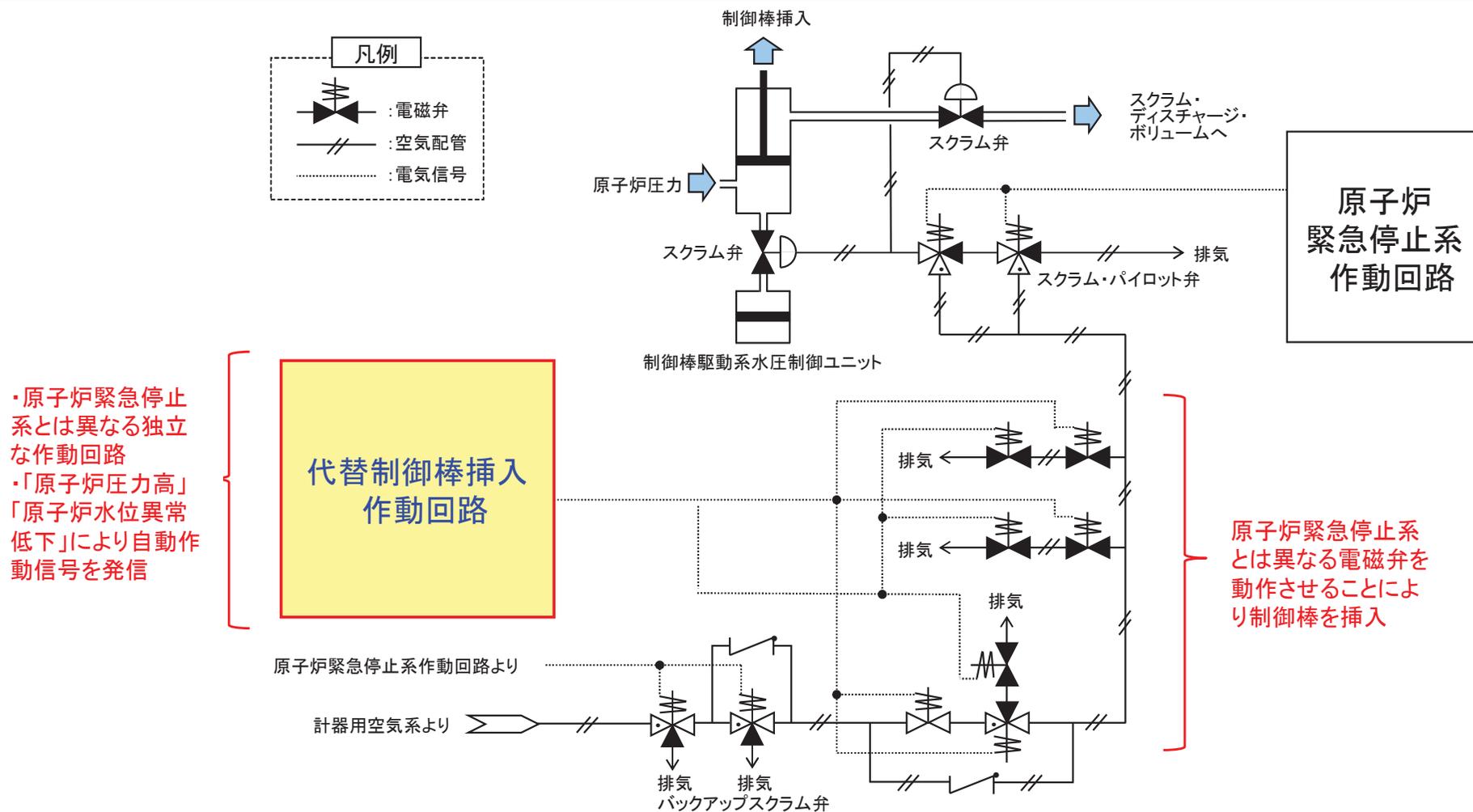
1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策

①原子炉の停止機能の強化

【代替制御棒挿入機能(アクシデントマネジメント対策として既設置済)】

●原子炉緊急停止系機能喪失時でも原子炉を停止できるよう原子炉緊急停止系とは異なる手段により制御棒を挿入

- ・原子炉緊急停止系作動回路とは異なる独立な作動回路
- ・原子炉緊急停止系とは異なる電磁弁動作により制御棒を挿入



1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策

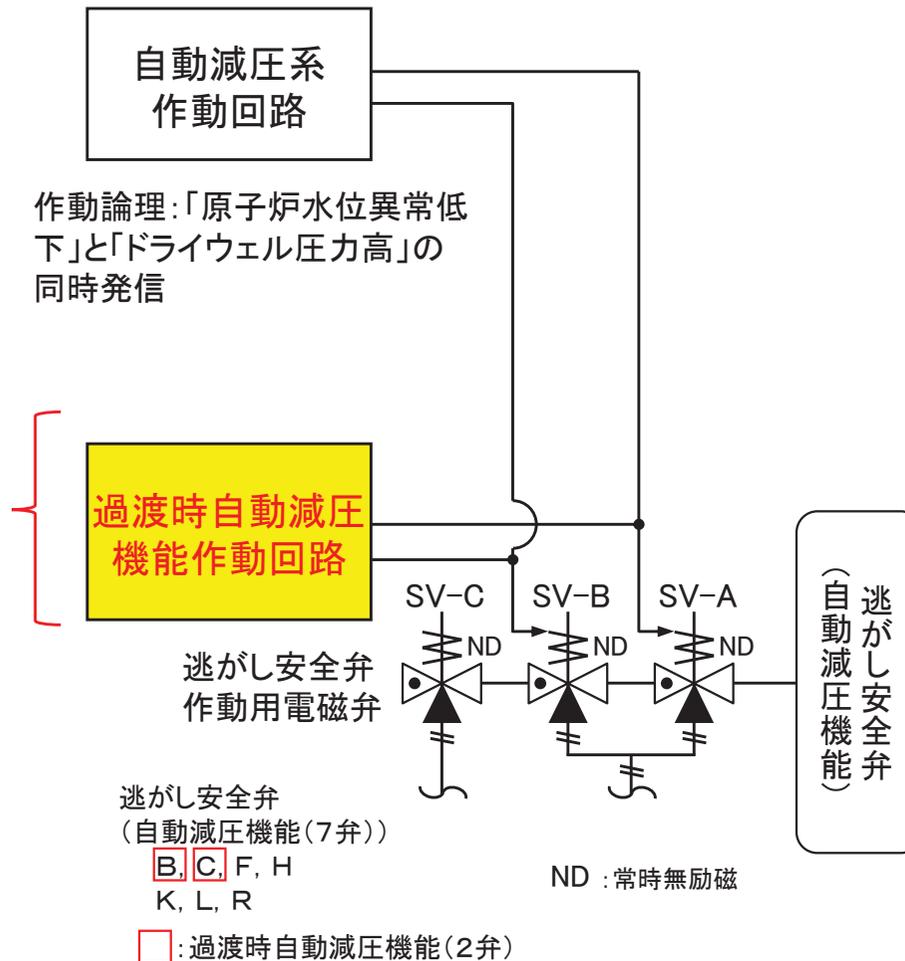
④減圧手段の強化

【過渡時自動減圧機能】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、「ドライウェル圧力高」が発生せず自動減圧系が自動作動しないため、原子炉が減圧されず低圧注水系による原子炉注水ができない。このような場合においても、原子炉の自動減圧が行われるよう「原子炉水位異常低下」のみで自動作動する回路を自動減圧系とは別に設ける。(アクシデントマネジメント対策で設置済、一部改造あり。)

「原子炉水位異常低下」のみで自動作動する。自動減圧系とは異なる論理、異なる回路の「過渡時自動減圧機能」作動回路を設ける。*

* : 既設の過渡時自動減圧機能作動回路は自動減圧系と同一盤内に設置しているが独立性を向上させるため当該回路を別盤に移設する。



○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」

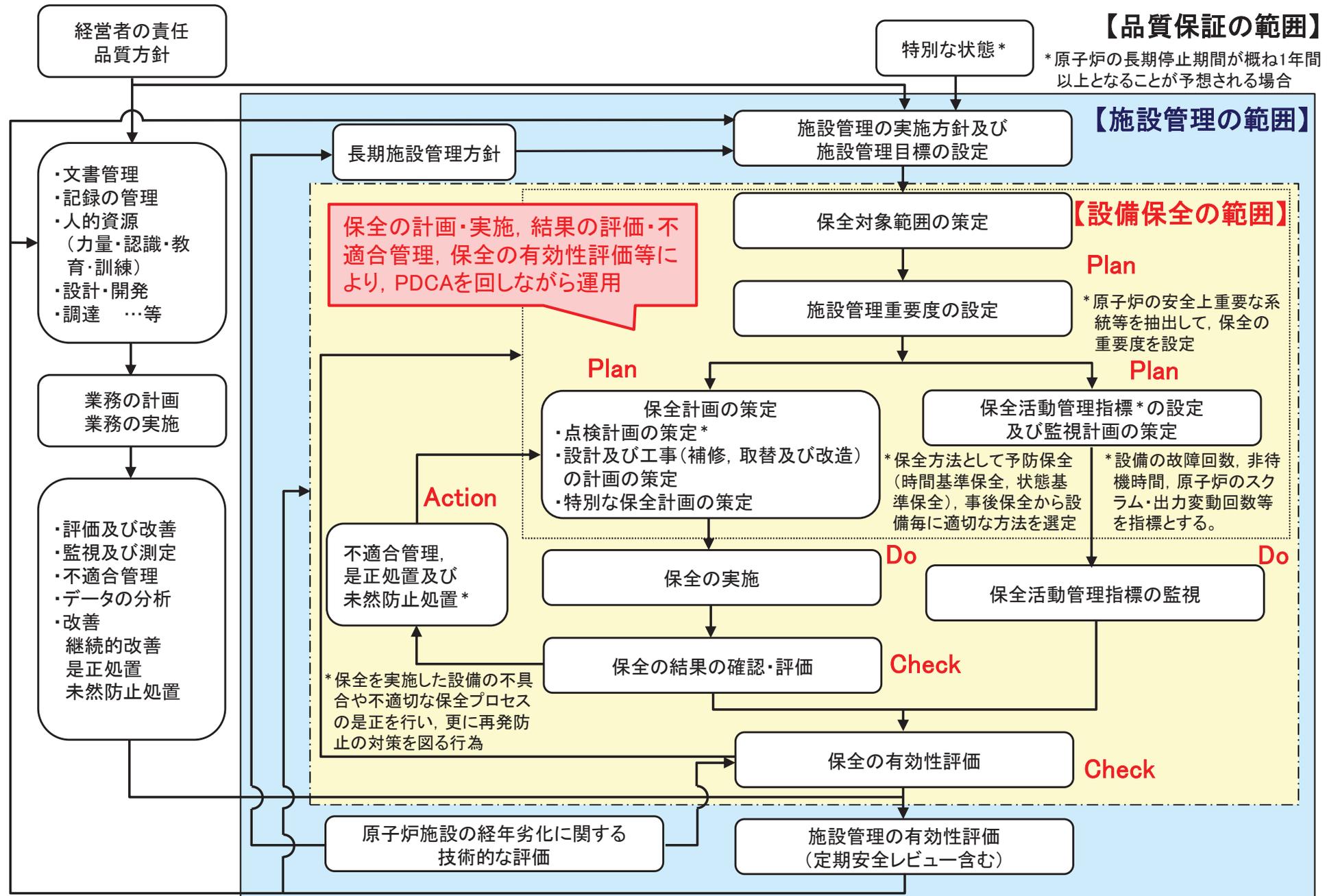
○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール***を定め、PDCAを回しながら運用している。〈別紙1参照〉

*「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。

○発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備(常設設備、可搬型設備)**及び**資機材等**についても、上記の**ルールに則り保全の計画を定めて実施していく**ことで、設備の健全性確認、機能維持及び信頼性向上等が可能と判断している。

○また、上記で定めた保全計画の内容を満足するように、各設備に対して**定期的な動作・性能試験等を実施していく**。〈別紙2参照〉

<別紙1> 東海第二発電所の施設の管理, 設備の保全方法の概要



- 発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備(常設設備, 可搬型設備)**等については, 今後, 当該設備に対して**定める保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。**
- 重大事故等対処設備の動作確認・性能試験等の実施時期, 頻度は, 今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し, 管理していく。
- また, これらの機能確認以外にも, **日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて, また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し, 設備の不具合等を早期に発見するように努める。**
- 本方針による代替電源設備及び代替注水設備の機能確認等の内容, 頻度について, 次頁に例示する。

東海第二発電所 重大事故等対処設備の主な機能確認等の頻度(案) *1

	性能確認 (定検時等毎に行う性能確認)	動作確認 (定期的に行う動作試験)	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設の重大事故等 対処設備 (電源, ポンプ等)	定検停止毎 (定期事業者検査による 原子炉停止期間中)	1カ月に1回	当該設備が機能を代替する設計基準事故対処設備と同等の頻度とする。
可搬型の重大事故等 対処設備 (電源車, ポンプ車等)	定検停止毎(又は1年毎) 又は 2定検毎(又は2年毎)	3カ月に1回	運用管理の観点から, メーカー推奨値等に基づき保全計画で設定した定期的な運転頻度以上の頻度に設定する。

*1 試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

○重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源設備は、当該設備に対して定めた保全計画に基づき、定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*1について、代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考)非常用電源設備(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)*1 (重大事故等対処設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 *3	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度:定検停止時)
原子炉 運転時等*2		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度:1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度:3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器*4)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度:定検停止時) (定期試験頻度:1週間に1回)
原子炉 運転時等*2		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度:1週間に1回)		
原子炉 運転時等*2	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線*5)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度:1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が 使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度:定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)

*1 代替電源設備の記載内容は例示であり、性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果、保全計画策定により決定する。

*2 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

*3 原子炉運転時:非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台

原子炉停止時:非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

*4 原子炉運転時:2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時:計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

*5 原子炉運転時:2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時:計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

○重大事故等対処設備として新たに設置する代替注水設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*1について, 代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替注水設備(案)*1 (重大事故等対処設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等) 	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時*2		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回)
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時*2		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回)
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査*3 ・車両の走行確認 (定期試験頻度:1か月に1回)

*1 代替注水設備の試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請審査, 保全計画策定により決定する。

*2 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)

*3 ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施, 弁の検査は定期検査時に実施

3. 新設・追設設備の現場での手動操作，点検・保守管理等の作業スペースの確保



○東海第二発電所では，新規基準に対応した重大事故等対処設備等を新たに設置・配備する。これらの設備の導入に当たっては，主に以下の要件を守るよう設計している。

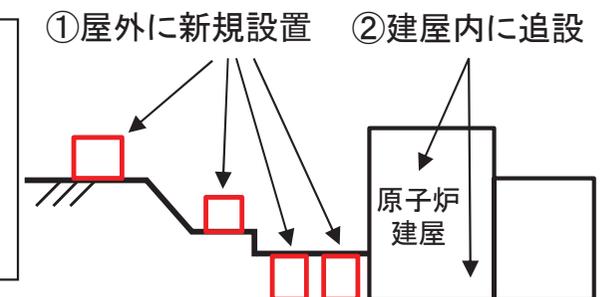
・独立性及び位置的分散の確保	: 対応する設計基準事故対処設備(既存設備)との独立性を確保
・環境条件及び荷重条件	: 地震や津波，その他の外部事象時や，重大事故等発生時の温度，放射線，荷重等の使用条件下でも機能を発揮
・操作性	: 重大事故等が発生した場合に確実に操作可能
・試験検査	: 運転中又は停止中に試験又は検査が可能
・切替えの容易性	: 本来の用途以外の用途で重大事故に対処する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切り替えが可能
・悪影響の防止	: 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの
・容量	: 重大事故等の収束に必要な容量を有する

主に中央制御室からの遠隔操作，一部設備は現場操作

外観の確認，漏えい確認，分解検査等

○上記要件のうち，設置エリアの作業スペースが関係するのは主に「操作性」及び「試験検査」となる。新たな設備の導入に当たってはこれらを考慮して設置場所の検討を行う。

- ① 原子炉建屋の外部(屋外)に新たに設備を設ける場合：
⇒屋外に新たに施設を設ける。設備の設置エリアに加えて運転操作や試験検査等に必要なスペースを考慮した上で設計を行うため，配置上の問題は生じない。
- ② 原子炉建屋の内部(屋内)に設備を追設する場合：
⇒要件を満たしつつ作業スペースが確保できる建屋内設置エリアを選定する必要あり。



○ここで，多くの新設の設備は①屋外設置に該当し，配置上の問題は生じない。

②原子炉建屋内に追設し，かつ，ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備は，常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプが該当する。いずれの設備の設置場所についても，現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認している。〈別紙3参照〉

- 東海第二発電所に新たに設置・配備する設備や既設の設備の対策として、主な重大事故等対処設備、設計基準対象施設等の配置区分を示す。多くの新規設備は、原子炉建屋外の地下又は高所等に新たに設置・配備している。
- 原子炉建屋内に設置する設備で、**ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備としては、常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプ**が該当する。**いずれの設備の設置場所についても、現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認**している。

原子炉建屋内(屋内)に設置する主な設備及び屋内の設備等に対する対策			
地震対策(屋内設備の耐震性向上)	溢水対策(機器補強, 浸水防止堰, 水密扉整備, 漏えい検知装置等)	火災対策(耐火壁, ケーブル取替・防火シート, 感知消火設備追設等)	緊急用125V蓄電池, 盤
常設高圧代替注水系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ・代替燃料プール冷却系熱交換器	高圧窒素ボンベ・蓄電池(逃がし安全弁作動用)
代替燃料プール注水系 常設スプレイヘッダ	格納容器ペDESTAL防護対策	格納容器頂部注水系(常設)	静的触媒式水素再結合器

原子炉建屋外(屋外)に設置する主な設備及び屋外の設備等に対する対策			
地震対策(屋外設備の耐震性向上)	津波対策(防潮堤, 貯留堰, 放水路ゲート設置, 屋外施設水密対策等)	竜巻対策(建屋外壁等補強*, 屋外設備防護, 固縛対策等)	外部火災対策(防火帯の設定, 油タンク等の火災源移設等)
火山対策(降下火災物侵入防止, 着脱式フィルタ設置等)	常設代替高圧電源装置	軽油貯蔵タンク	可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器
接続口(水系, 電気系, 窒素系)	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	ホイールローダ等
常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ・可搬型代替注水中型ポンプ	西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽
緊急用海水ポンプ	SA用海水ピット・海水引き込み管・SA用海水ピット取水塔	格納容器圧力逃がし装置	可搬型窒素供給装置(窒素供給装置及び電源車)
ブローアウトパネル閉止装置・ブローアウトパネル強制開放装置*	放水砲, 汚濁防止膜, 泡消火薬剤容器等	予備品(残留熱除去系海水系ポンプ電動機), トレーラー, クレーン	緊急時対策所建屋

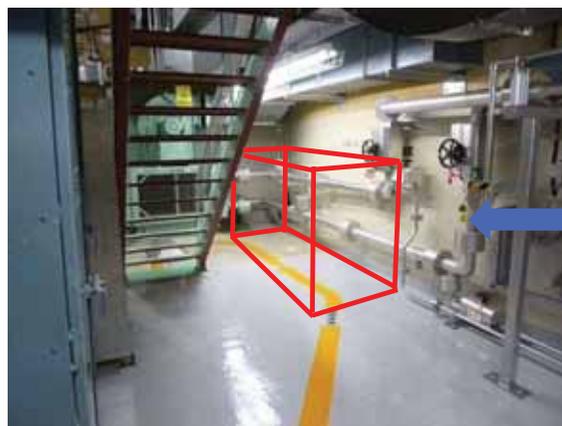
* 建屋の外壁, 外壁境界部の対策は屋外側に区分している。



代替循環冷却系ポンプ(B)
設置場所イメージ



代替循環冷却系ポンプ(A)
設置場所イメージ

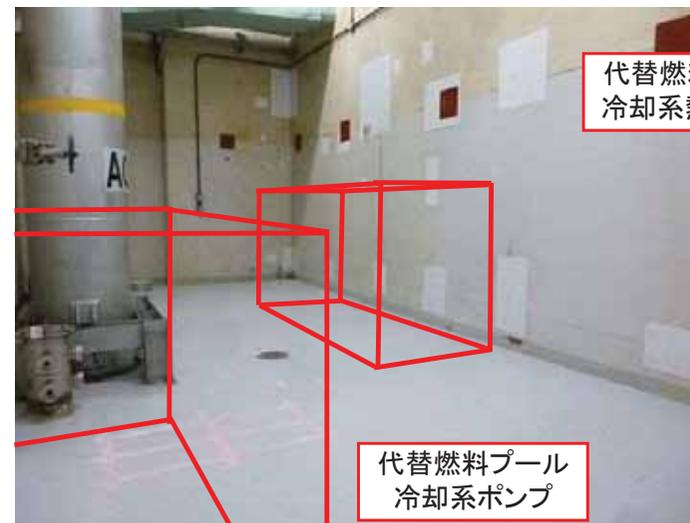


常設高圧代替注水系ポンプ
設置場所イメージ



<参考> 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン
設置場所(既設設備の配置例)

原子炉建屋内の高圧代替注水系及び代替循環冷却系の配置場所

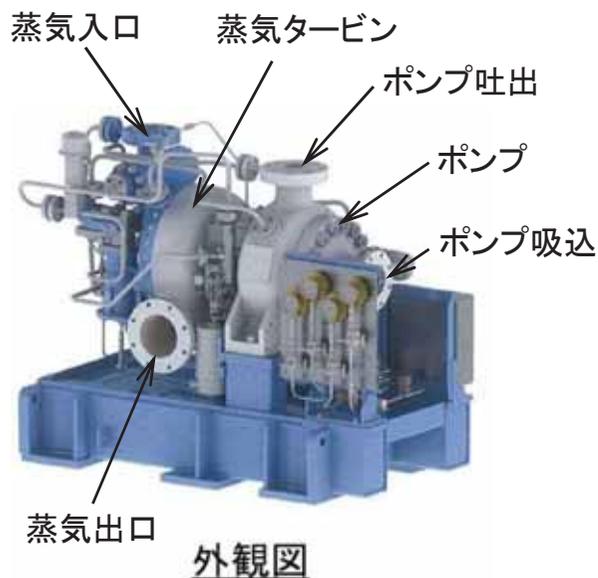


代替燃料プール
冷却系熱交換器

代替燃料プール
冷却系ポンプ

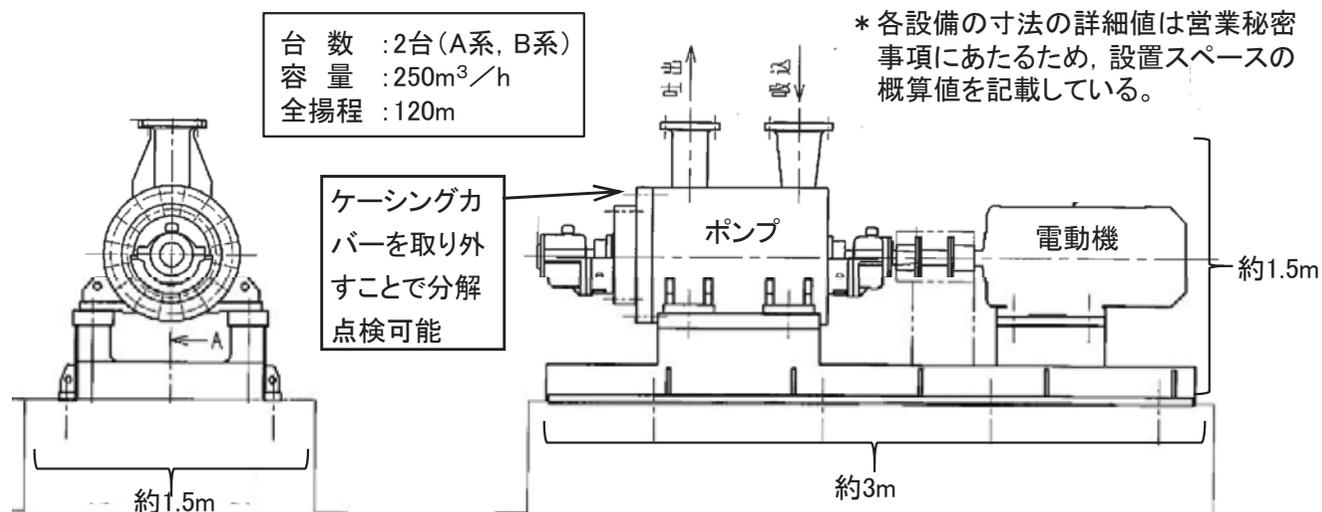
代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器
設置場所イメージ

原子炉建屋内の代替燃料プール冷却系の設置場所



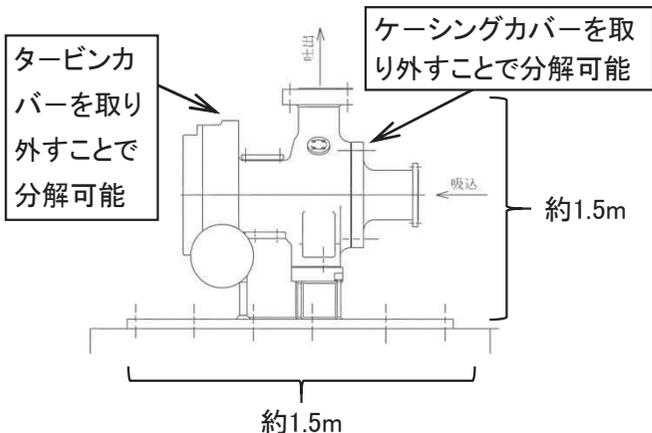
台数 : 2台 (A系, B系)
 容量 : 250m³/h
 全揚程 : 120m

* 各設備の寸法の詳細値は営業秘密事項にあたるため、設置スペースの概算値を記載している。



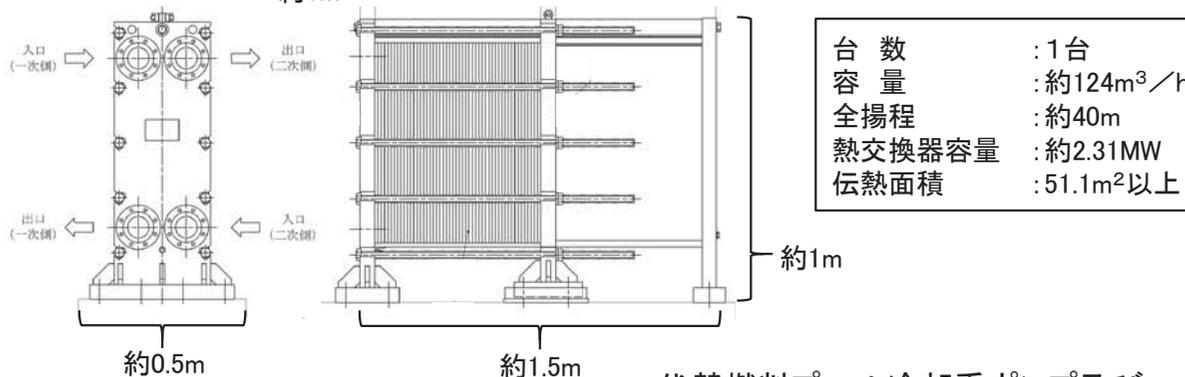
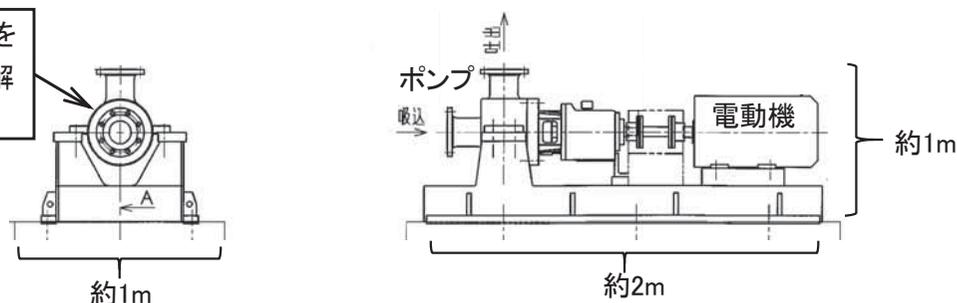
代替循環冷却系ポンプ外観図及び主要仕様

台数 : 1台
 容量 : 約137m³/h
 全揚程 : 約900m



常設高圧代替注水系ポンプ外観図及び主要仕様

ケーシングカバーを取り外すことで分解点検可能



台数 : 1台
 容量 : 約124m³/h
 全揚程 : 約40m
 熱交換器容量 : 約2.31MW
 伝熱面積 : 51.1m²以上

代替燃料プール冷却系ポンプ及び熱交換器外観図及び主要仕様

4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量，流量や台数並びに水源の容量等の考え方

1. 常設ポンプの容量及び台数並びに水源の容量等の考え方

○シビアアクシデントに対応して設置する常設ポンプの容量と設定根拠は以下のとおり。いずれの設備も緊急時に原子炉及び使用済燃料プール等の冷却に必要な十分な量の水を供給できるポンプ容量を備えており，更に，予備や代替手段等を確保している。

第1表 常設の冷却設備の容量，流量，台数，容量等の考え方

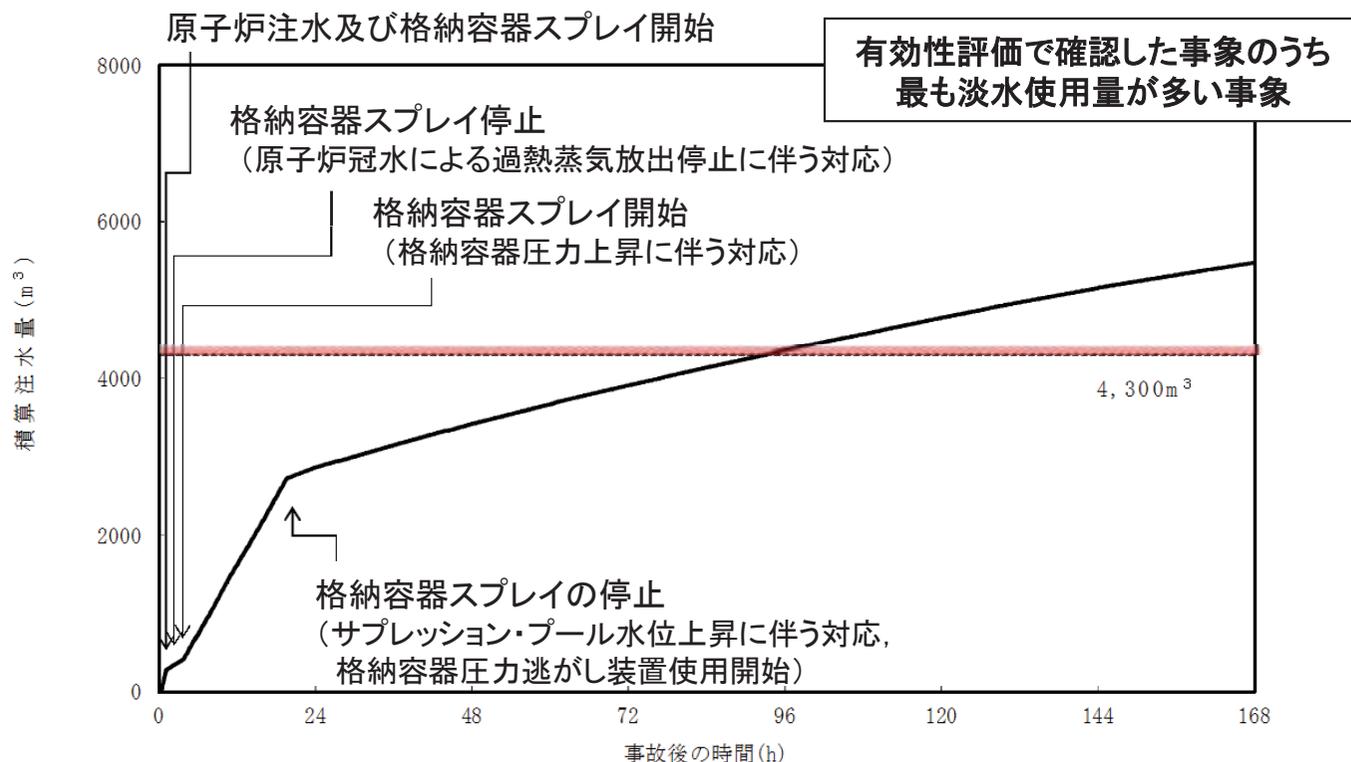
No.	設備名称	容量	台数,予備	設定根拠
1	常設高圧代替注水系ポンプ	約136.7m ³ /h/台	1台*	原子炉停止後15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止できる流量を確保 *全交流動力電源喪失時の原子炉高圧時の注水手段としては，既存設備の原子炉隔離時冷却系(RCIC)もある。
2	常設低圧代替注水系ポンプ	約200m ³ /h/台 (約400m ³ /h/2台)	2台*	・重大事故等対策の有効性評価で，事象発生後初期の原子炉への注水流量を最大378m ³ /hとしている。ポンプ2台運転においてこれを上回る容量を確保 ・別紙に示す各注水ケースを容量が上回ることを確認 *本ポンプ故障時等のバックアップとして，可搬型のポンプを複数確保している。
3	代替循環冷却系ポンプ	約250m ³ /h/台	2台(2系統)	重大事故等対策の有効性評価で期待している流量
4	代替燃料プール冷却系ポンプ	約124m ³ /h/台	1台*	使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却するのに必要な容量(124m ³ /h)を確保 *仮に本ポンプが故障し，既存設備の残留熱除去系等も使えない場合は，注水による冷却が可能である。
5	緊急用海水ポンプ	約844m ³ /h/台	1台+予備1台	格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能 な流量として834m ³ /hが必要となることから，これを上回る容量を確保

4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量, 流量や台数並びに水源の容量等の考え方 

○シビアアクシデントに対応して設置する**水源の容量と設定根拠**は以下のとおり。**緊急時に原子炉及び使用済燃料プール等の冷却に必要な十分な量の水を供給できる容量**を備えている。

第2表 水源の容量等の考え方

No.	設備名称	容量	台数, 予備	設定根拠
6	代替淡水貯槽	約5,000m ³	1基*	代替淡水貯槽への水の補給開始(事象発生後3日以内)までに必要な淡水量 4,300m³ を上回る容量 *7日間で約 5,490m³ を使用する。
7	西側淡水貯水設備	約5,000m ³	1基	代替淡水貯槽と同様の容量を確保



常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量

4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量，流量や台数並びに水源の容量等の考え方

2. 可搬型のポンプの容量，台数等の考え方

- シビアアクシデントに対応して設置／配備する可搬型のポンプの容量と設定根拠は以下のとおり。いずれの設備も緊急時に原子炉及び使用済燃料プールに必要な十分な量の水を供給できる容量を備えており，更に，予備等を確保している。（注水用設備は必要容量分を2セット，放水用設備は1セット）
- 事故後のプラント状態に応じて，同一のポンプを用いて複数個所への同時注水を行う場合も想定し，これらをすべて合わせた必要容量を有するポンプを2セット確保し，更に故障及び設備点検時のバックアップとして予備のポンプも確保している。＜別紙参照＞

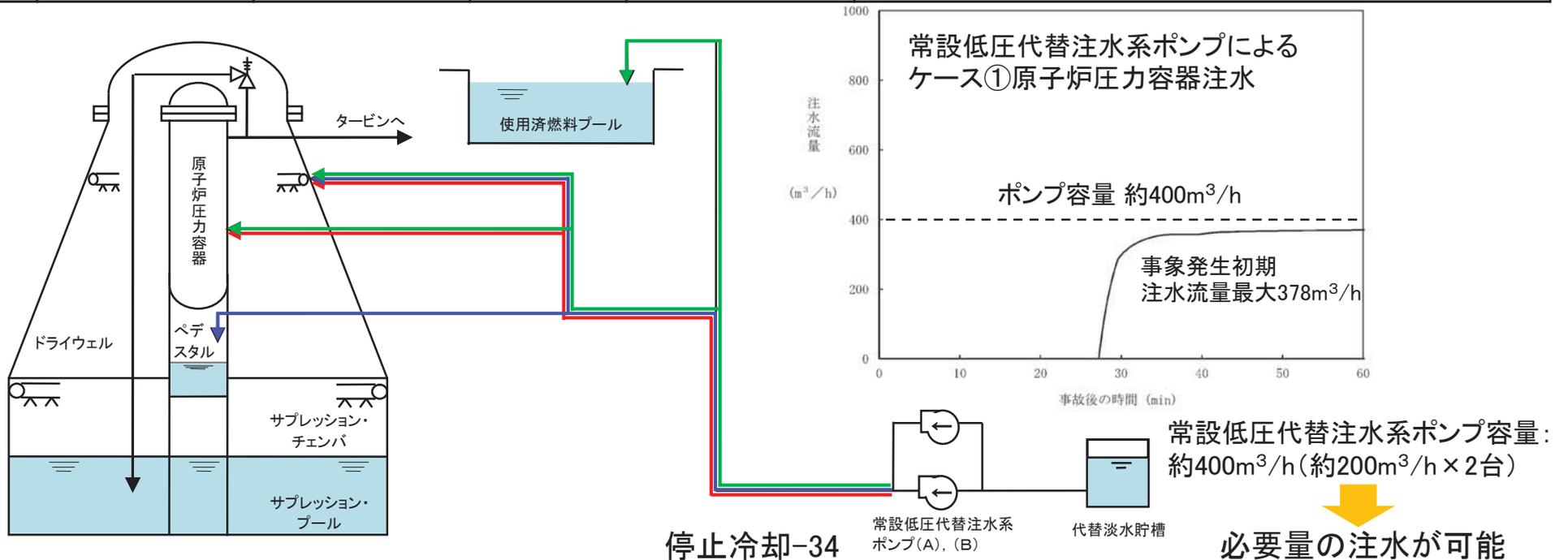
第3表 可搬型の冷却設備の容量，流量，台数等の考え方

No.	設備名称	容量	系統数,予備	設定根拠
8	可搬型代替注水 大型ポンプ(注水用)	約1,320m ³ /h/台	2台(1台×2セット) +予備2台*	<ul style="list-style-type: none"> ・最も注水量が多くなる，原子炉注水(50m³/h)，格納容器スプレイ(130m³/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m³/h)を同時に実施可能な容量を確保(合計196m³/h以上) ・必要容量を有する設備を2セット，故障及び点検時のバックアップとして予備2台*
9	可搬型代替注水 中型ポンプ	約210m ³ /h/台 (2台のポンプを 直列接続)	4台(2台×2セット) +予備1台	<ul style="list-style-type: none"> ・最も注水量が多くなる，原子炉注水(50m³/h)，格納容器スプレイ(130m³/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m³/h)を同時に実施可能な容量を確保(合計196m³/h以上) ・必要容量を有する設備を2セット，故障及び点検時のバックアップとして予備1台
10	可搬型代替注水 大型ポンプ(放水用)	約1,380m ³ /h/台	1台+予備1台*	原子炉建屋原子炉棟の屋上へ網羅的に放水するために必要となる容量を確保(1,338m ³ /h以上)

*注水用も放水用も大型ポンプの型式は同じであり，予備を共用している。（予備は注水用と放水用で合わせて2台）

有効性評価における常設低圧代替注水系ポンプを用いた注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペデス タル	使用済 燃料プール	備考
①	378m ³ /h	—	—	—	事象発生初期の注水段階の流量(最大378m ³ /h)
②	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	原子炉水位の回復, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制(合計360m ³ /h)
③	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ, ペデスタルの溶融炉心冷却(合計380m ³ /h)
④	50m ³ /h	130m ³ /h	—	114m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水(合計294m ³ /h)



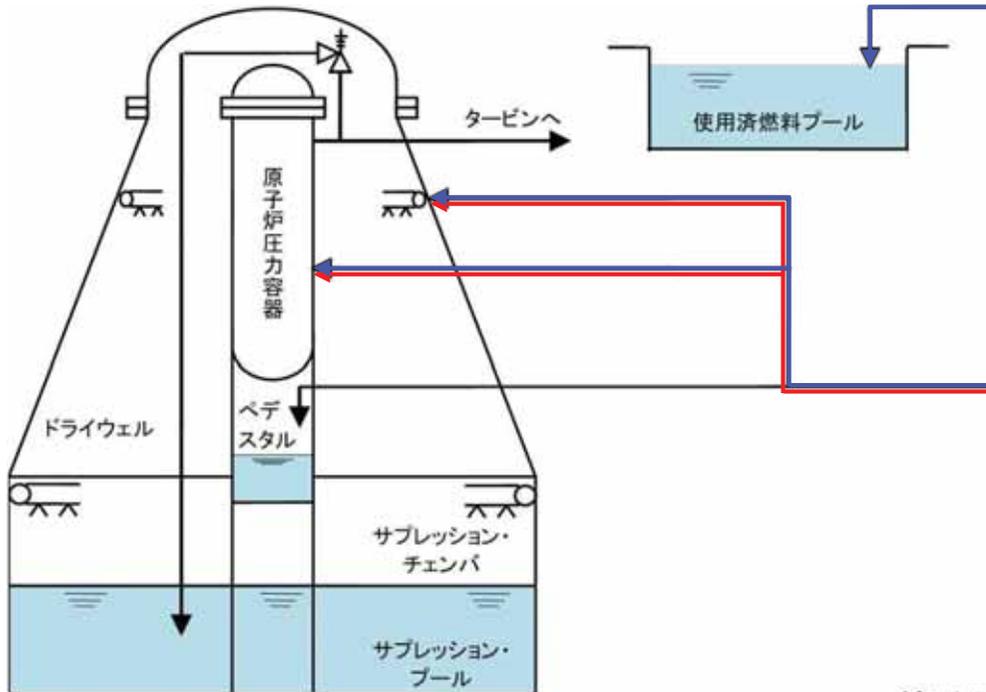
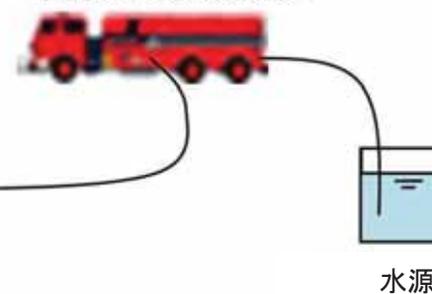
有効性評価における可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプを用いた同時注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペDESTAL	使用済 燃料プール	備考
①	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制 (合計180m ³ /h)
②	50m ³ /h	130m ³ /h	—	16m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水 (合計196m ³ /h)

可搬型代替注水中型ポンプの容量: 約210m³/h
 可搬型代替注水大型ポンプの容量: 約1320m³/h

必要量の注水が可能

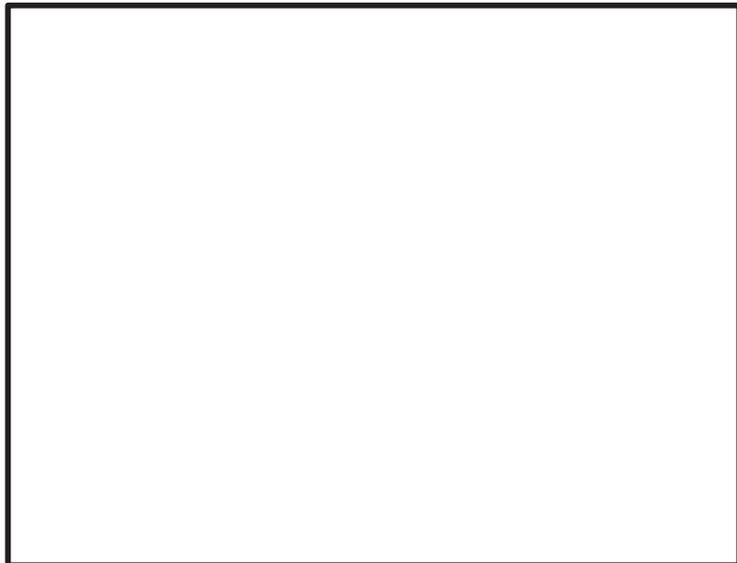
可搬型代替注水
 中型ポンプ 又は 大型ポンプ



<別紙2> 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段



接続口		可搬型設備により供給できる手段											
		注 水					冷 却		電 源		窒 素		
設置高さ	設置場所	低圧代替注水	代替格納容器スプレイ冷却	代替燃料プール注水系	格納容器下部注水系	格納容器頂部注水	代替燃料プール冷却系(海水系)	代替残留熱除去系海水系	可搬型代替低圧電源車	可搬型整流器	格納容器窒素ガス供給系(D/W)	格納容器窒素ガス供給系(S/C)	格納容器窒素ガス供給系(FCVS)
11m盤	高所東側接続口	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
	高所西側接続口	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
8m盤	原子炉建屋東側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—
	原子炉建屋西側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
可搬型設備		可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ					可搬型代替注水大型ポンプ		可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器		可搬型窒素供給装置		



接続口の位置と可搬型設備等の移動経路図

【高所接続口(11m盤)の設置】

- 全交流電源喪失時の事象進展緩和のためには、可搬型設備を活用した速やかな原子炉注水や、格納容器冷却及び使用済燃料プールへの注水等が必要。
高所接続口を活用することで、可搬型設備による迅速な注水対応が可能。
- 高所接続口は敷地遡上津波の浸水範囲外にあり、津波襲来中でも可搬型設備の移動及び接続に支障はない。

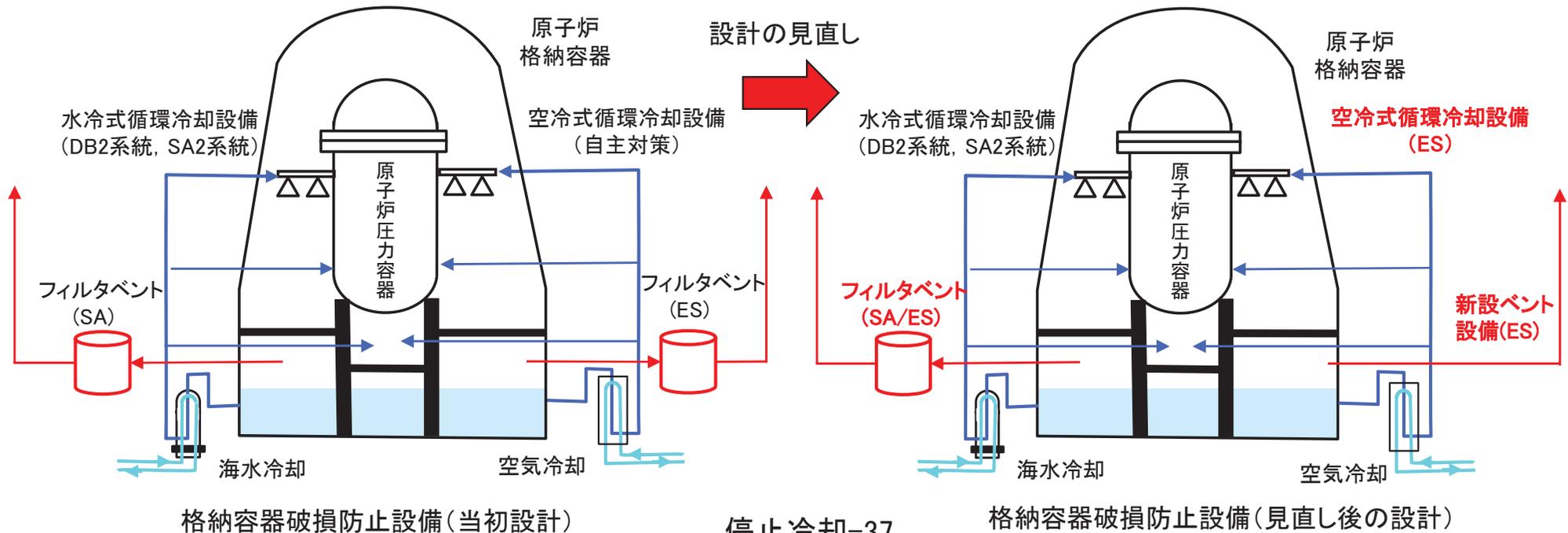
【原子炉建屋接続口(8m盤)の設置】

- 原子炉建屋側の接続口は、上記の注水手段等に加えて、冷却用海水送水、電源供給及び窒素ガス供給手段を設置。これらは事象発生後、比較的時間余裕がある対応として必要となるもの。
- 敷地遡上津波時等に使用する場合、敷地浸水が排水後、ホイールローダにより障害物を除去し、接続口にアクセスする。(高所接続口を優先的に使用するため事故対応上支障はない)

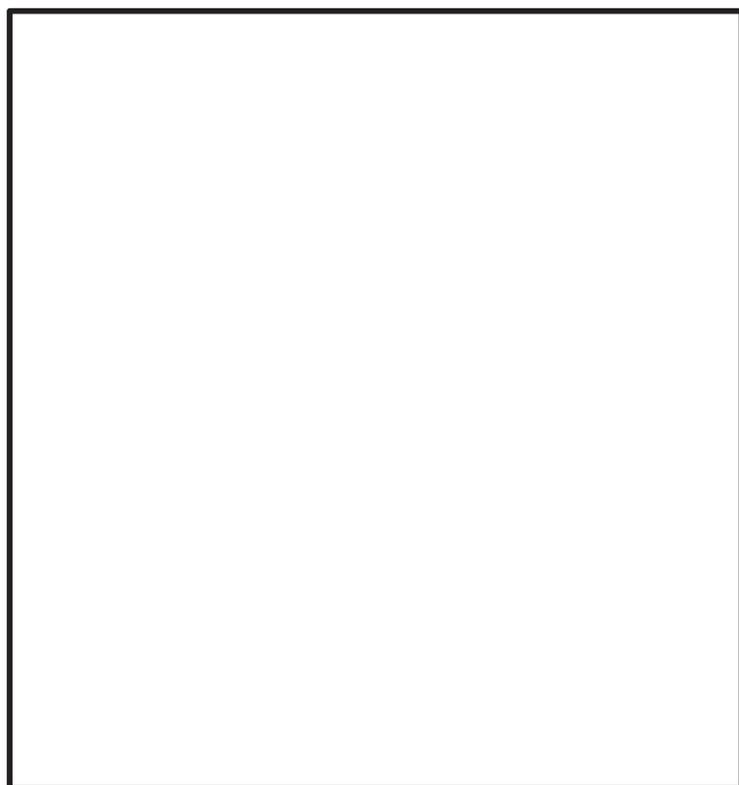
5. 特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更について

- 東海第二発電所においては、原子炉格納容器を守るための設備として、従来より循環冷却設備を設けている。これは、格納容器下部に貯められている水を原子炉圧力容器や格納容器上部へ流すことで事故時に燃料から発する熱を冷却することで、圧力上昇を抑制する設備であり、除去した熱は熱交換器を経て海へ逃がす設計である。
- 東海第二発電所では、重大事故によるSA事象時に使用する水冷式循環冷却設備とフィルタベントに加え、ES事象*時に使用するフィルタベントを設置する計画としていたが、国の審査を経て、熱を大気へ逃がす空冷式循環冷却設備を自主対策設備からES設備へ格上げし、併せてフィルタベントとは位置的分散を図ったES用新設ベント設備を新設することとした。
- 以上の設備を追加し、格納容器を守る機能を強化したことより、従来のフィルタベントをSA/ESで兼用化することとした。兼用は東海第二発電所独特の設計となるが、同じ設備を2個設置するよりも、同じ機能を持つ別のシステムを設置することで、共通要因による故障を回避できるよう、多様性を持たせた方が有利と判断したためである。

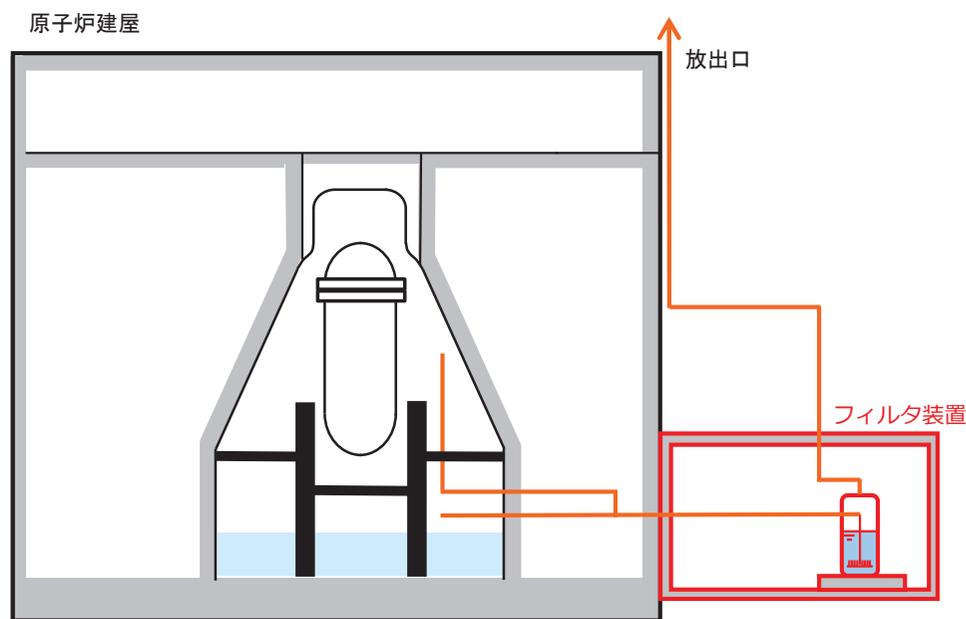
*ES事象:大型航空機の衝突等,特定重大事故等対処施設で対処すべき事象



- 東海第二発電所では、万一原子炉が破損した場合においても、原子炉格納容器を守ることによって周辺環境への影響を最小化し、長期的な住民避難を伴う事故を防ぐために「格納容器圧力逃がし装置(フィルタ装置)」を用いたフィルタベントを設けることとしている。
- フィルタベントは、原子炉格納容器内から放射性物質を含む蒸気を配管で導いて内部に通気することで、エアロゾル状の放射性物質やよう素の多くを装置で除去した上で、蒸気を大気に放出することで、原子炉格納容器の破損を防止するものである。
- フィルタベントは、原子炉格納容器で発生した水蒸気の圧力のみで使用できるため、電源が不要であり、ポンプのような可動部もなく、信頼性が極めて高いことが特徴である。



フィルタ装置概要



東海第二発電所 フィルタベント系統図

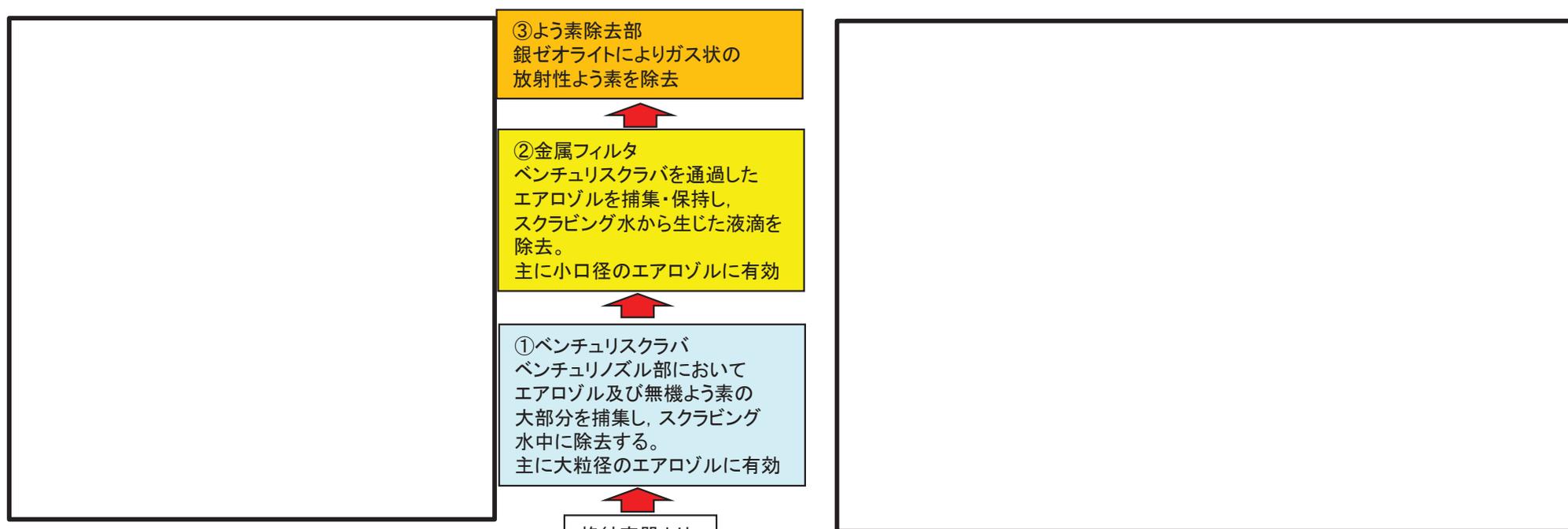
○フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成されており、**大気へ放出されるセシウム137の量を1/1000に減少させることができる。**

- ①ベンチュリスクラバ : 薬液にてエアロゾル(ほこり状の放射性物質)やよう素を除去する
- ②金属フィルタ : ①で除去しきれなかったエアロゾルをフィルタで除去する
- ③よう素除去部 : ①で除去しきれなかったよう素を銀ゼオライトに吸着させる

○フィルタ装置の除染性能については、ドイツのカールシュタインにある試験施設(JAVA)にて、電力会社・ドイツ原子力安全委員会・その他第三者機関立会いの下、性能試験を行っている。

東海第二発電所で採用するフィルタ装置は、上記の試験結果に基づき設計したものを採用する。

○なお、フィルタベントは、ドイツ・フランス・フィンランドなど諸外国においても採用されている。



フィルタ装置で放射性物質を吸着する仕組み

JAVA試験におけるフィルタ装置の除染性能の例
(金属フィルタ部)

- フィルタ装置自体に動力は不要であるが、フィルタ装置へ水蒸気を導くための弁を開ける必要がある。そのため、系統中の弁は外部電源や非常用発電機が使用できない場合においても発電が可能であるSA用電源装置及びES用電源装置からの給電で動作する**電動弁を採用し**、万一弁が動作しなかった場合のために**バイパス弁を設置し、多重化する**。加えて、電動での操作が出来ない場合においても遮蔽を通して人力で弁を開けられるよう、**遠隔人力操作機構も設置する**。また、**取出口は2箇所設置する**。
- フィルタベントは既設の不活性ガス系との接続があるが、**仕切り弁は多重化されており、ベント前に隔離確認をする手順を設ける**。また、**非常用ガス処理系・耐圧強化ベント系とは独立した系統としている**。
- フィルタベント使用中は、フィルタ装置の薬液が蒸発し、水位が減少する。このため、ベントから**7日間は補給が不要となる水量を確保し**、その後は薬液を補充することができる**補給水ラインを設ける**。
- ES兼用化により、これらの配管・弁においては、基準地震動が発生した場合においても、より裕度を持って耐えられる。

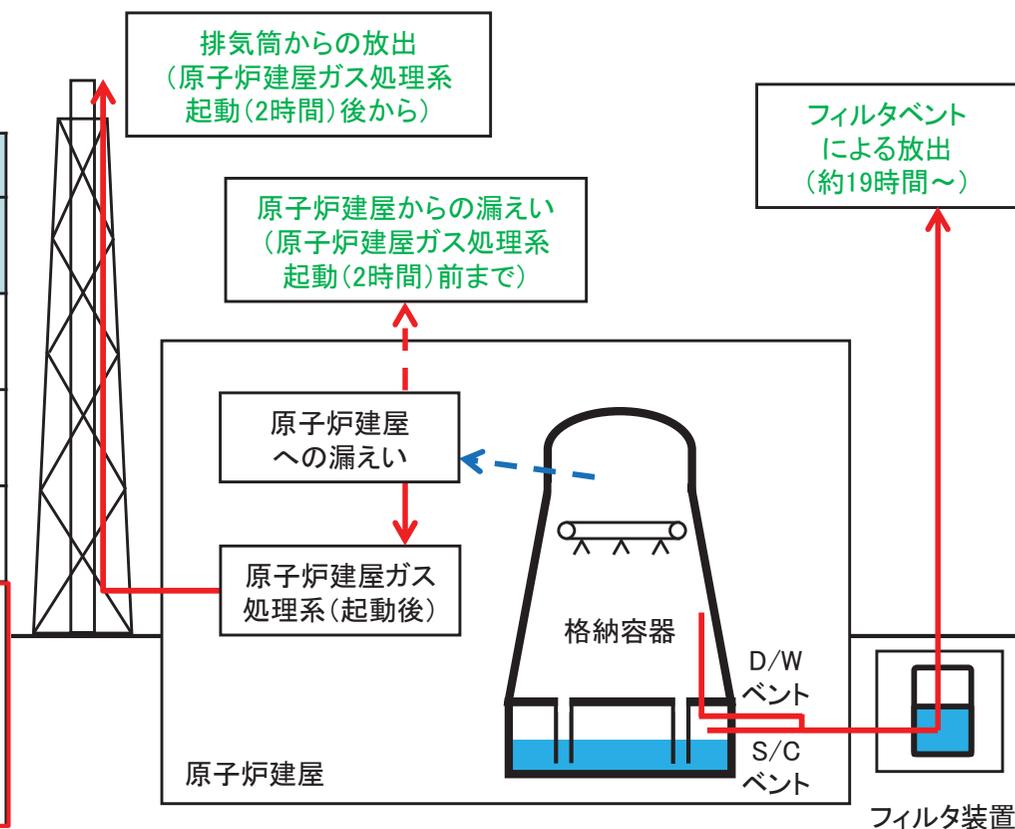
○重大事故等が発生した場合においても、Cs-137の総放出量は**100TBq以下**に抑えることが新規規制基準にて要求されているため、フィルタベントを行った場合の環境への放出量を評価している。

○大気への放出経路としては、「原子炉建屋からの漏えい(事象発生2時間後からは原子炉建屋ガス処理系を通した排気筒からの放出)」「フィルタベントによる放出」があり、**事象発生から100日後においても総放出量は100TBqを十分下回ることを確認している。**

フィルタベント時のCs-137評価結果

	評価結果		
	事象発生 7日間	事象発生 30日間	事象発生 100日間
建屋漏えい	約14.3TBq	約14.4TBq	約15.5TBq
フィルタベント 放出量(S/C)	約0.00012TBq	約0.00013TBq	約0.00015TBq
フィルタベント 放出量(D/W)	約0.73TBq	約0.94TBq	約0.98TBq
環境への 総放出量 (建屋漏えい + フィルタベント 放出量)	約16TBq (約15TBq)*	約16TBq (約15TBq)*	約17TBq (約16TBq)*

※()はフィルタベント放出量(S/C)時の値を示す



○フィルタベントの放出経路は、従来から設置されている耐圧強化ベント系とは異なり、**排気筒(スタック)からの放出ではなく、独立した排気口を新たに設ける。**

- ・重大事故によるSA事象時に使用する排気口:原子炉建屋屋上付近に設置
- ・ES事象時に使用する排気口:大型航空機の衝突その他のテロリズムへの耐性を有する場所に設置

○フィルタベントの放出経路には、大気へ放出する放射性物質濃度を監視するため、排気中の放射性物質からの γ 線強度を測定する**放射線モニタが設けられている**。この放射線モニタの指示値上昇を確認することで、フィルタベントが成功した事が確認できる。



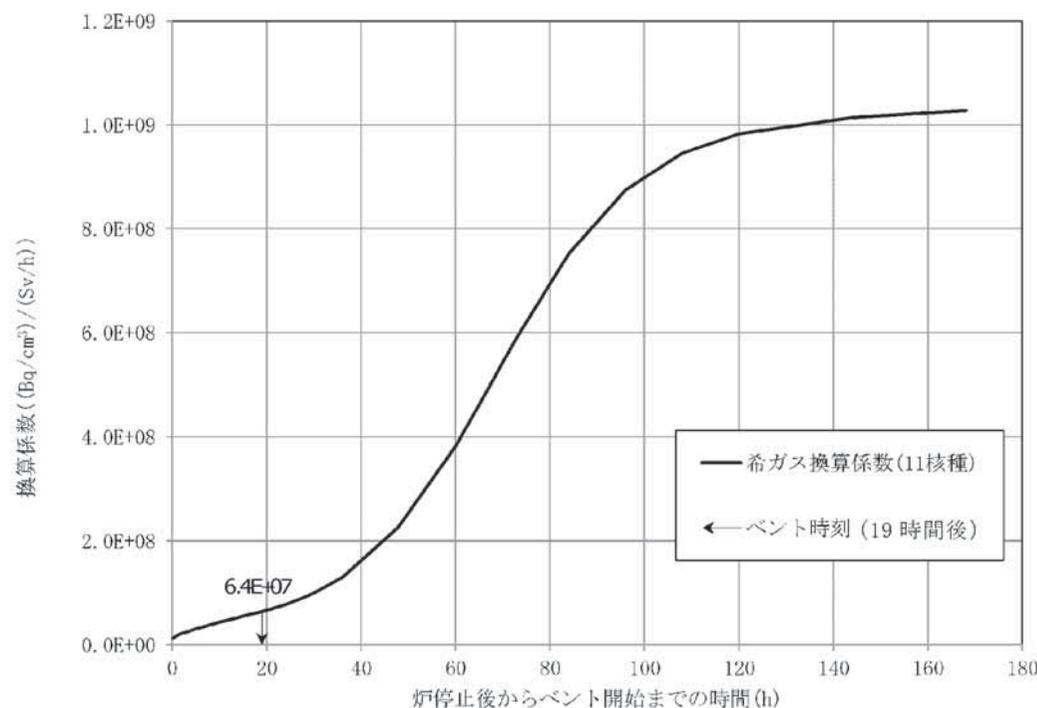
- 放射線モニタは格納容器内にも設置されており、線量率を監視しているが、核種の特定まではできないため、通常運転中は定期的にサンプリングすることで核種の分析を行い、燃料破損等の事故の予兆を確認する。
- 事故時にフィルタベントにて**大気に放出される核種は、フィルタ装置で除去しきれない希ガス及びよう素**となる。これらの線量率を評価した結果、**希ガスの量が支配的**であるため、ベント時に放出される**主な希ガスの核種としてKr,Xeを想定**する。
- フィルタベントの排出経路に設ける**放射線モニタで測定された線量率(Sv/h)**は、換算係数を用いることで**放出放射エネルギー(Bq)**を求めることができる。換算係数は、解析で求めた希ガス総量や、時間経過による核種の減衰量などで決まるため、あらかじめグラフを準備しておくことで、**放射線モニタの線量率から放出される放射エネルギーを把握**することができる。

ベントガスに含まれる核種

評価対象核種	希ガス類: Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135
--------	--

ベントガスに含まれる希ガスとよう素の割合

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19時間後	1.5×10^1	1.5×10^{-1}	1.0×10^2



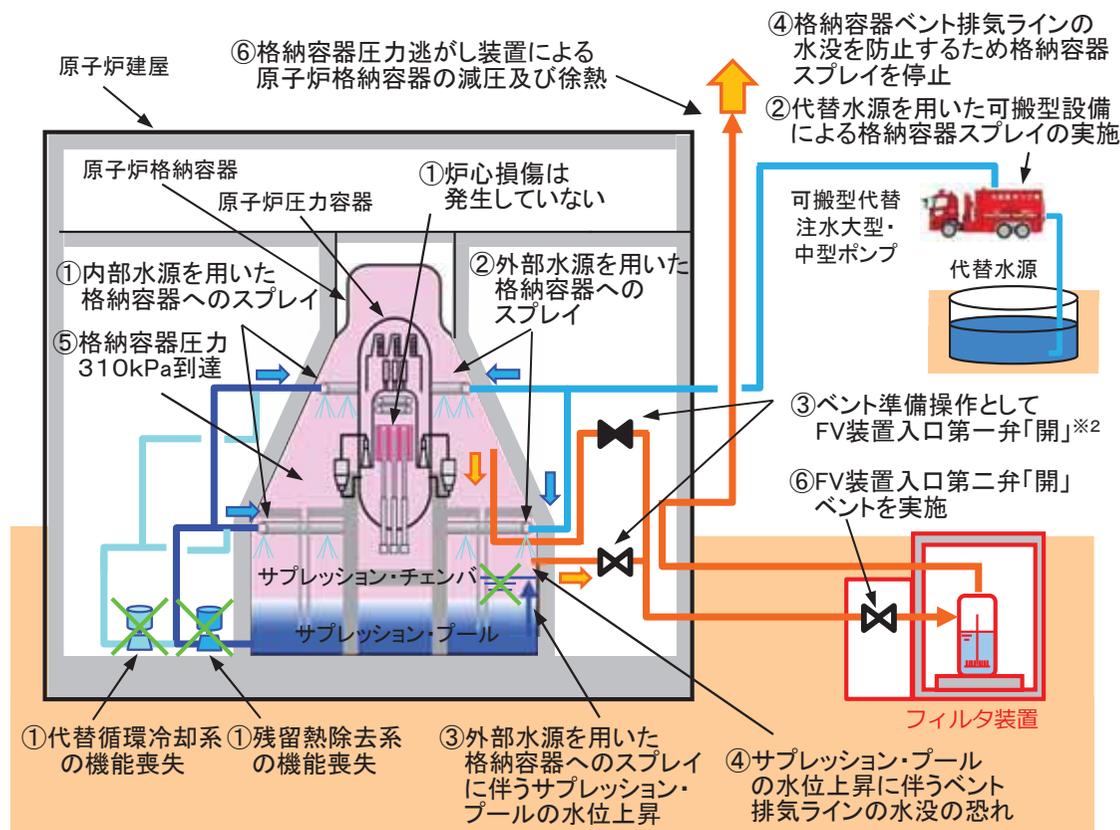
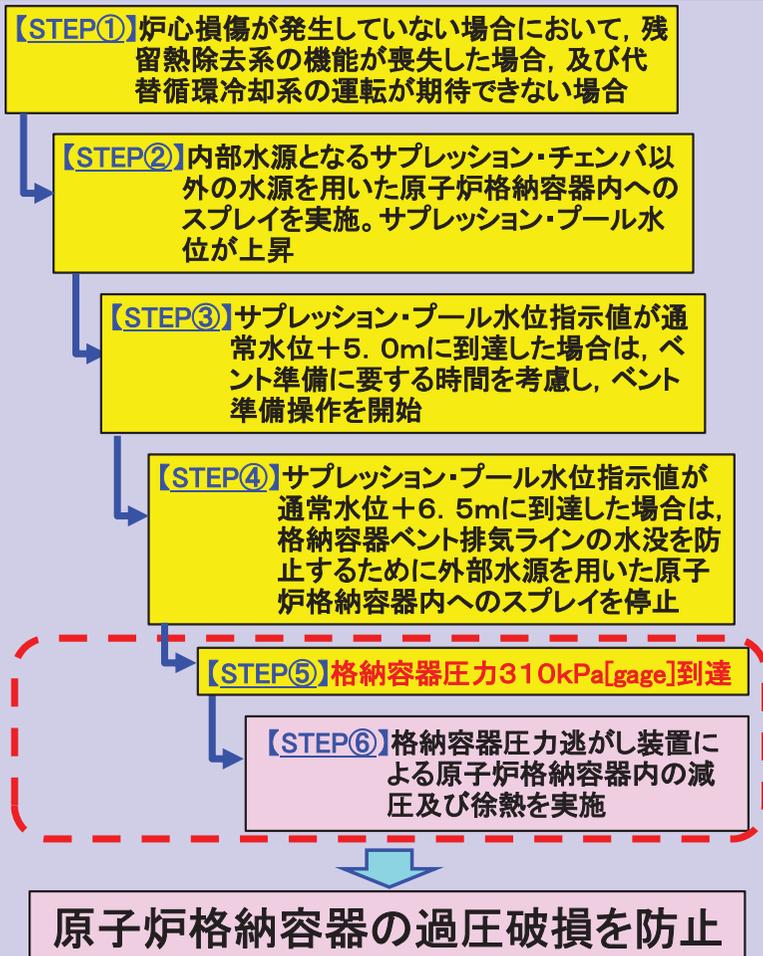
換算係数グラフ

○【炉心損傷していない場合】過圧破損防止のためベント操作手順

➤ 格納容器除熱ができない場合，原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し，原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。このため，**格納容器圧力310kPa[gage]^{※1}に到達した時点で格納容器ベントを実施する。**

※1 格納容器最高使用圧力310kPa[gage]：格納容器限界圧力(620kPa[gage]までの余裕を考慮し，格納容器ベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ



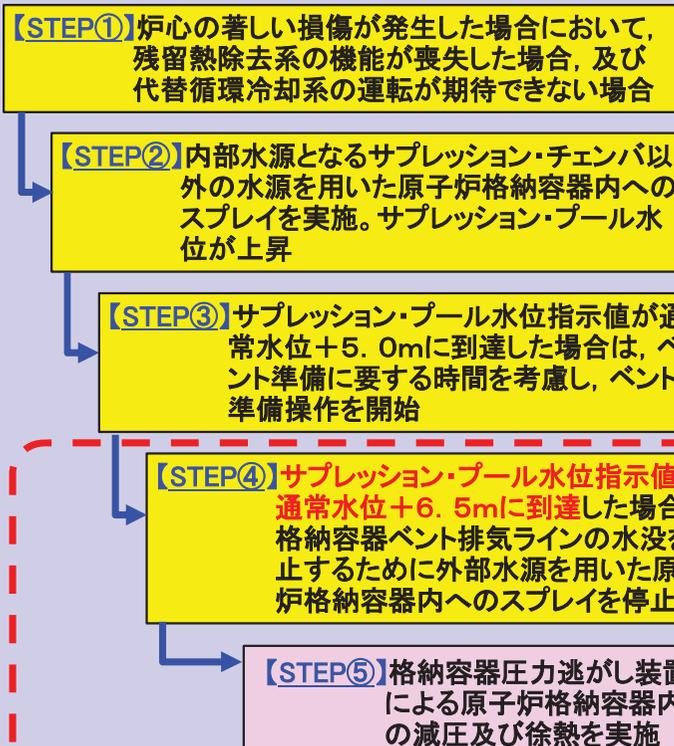
※2 放出系統として，サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが，サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○【炉心損傷している場合 & 格納容器除熱ができない場合】過圧破損防止のためのベント操作手順

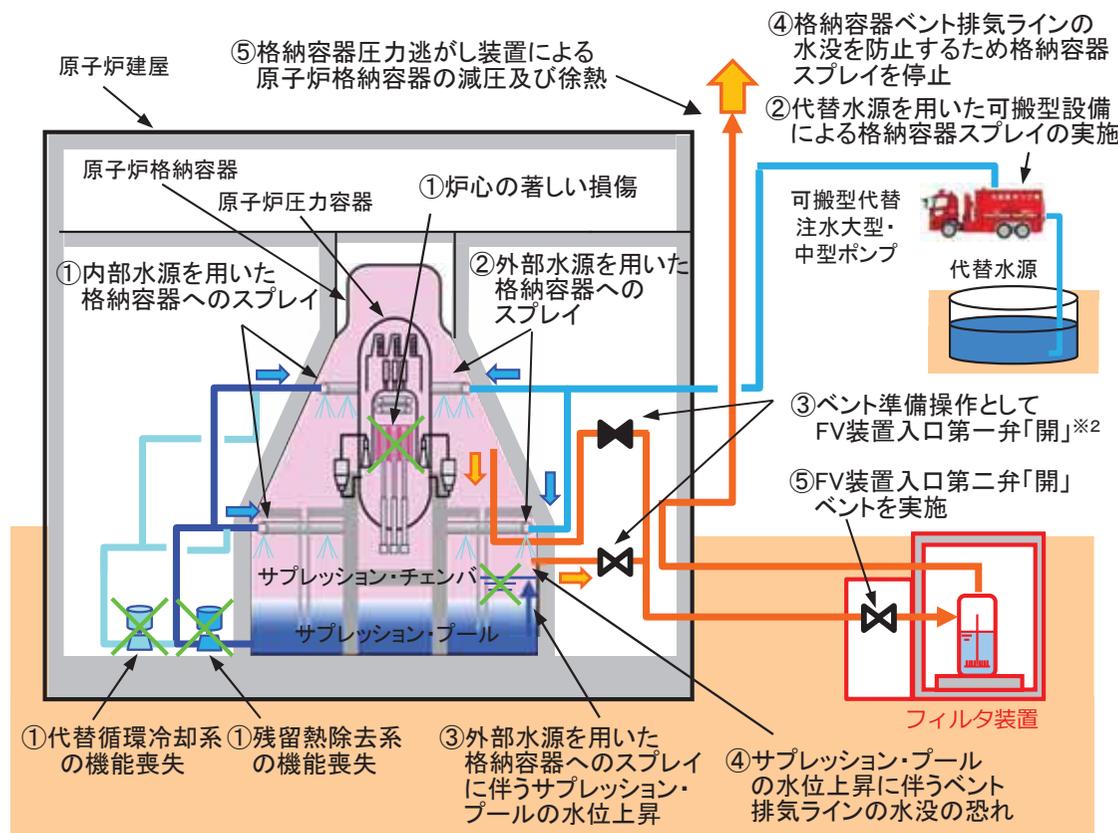
➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器除熱ができない場合、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。このため、**サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m^{*1}に到達した時点で格納容器ベントを実施する。**

※1 炉心損傷後の外部水源によるスプレイ時、格納容器圧力は最高使用圧力を上回る範囲で維持される。スプレイ停止後は、格納容器限界圧力までの余裕を考慮して速やかにベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ



原子炉格納容器の過圧破損を防止



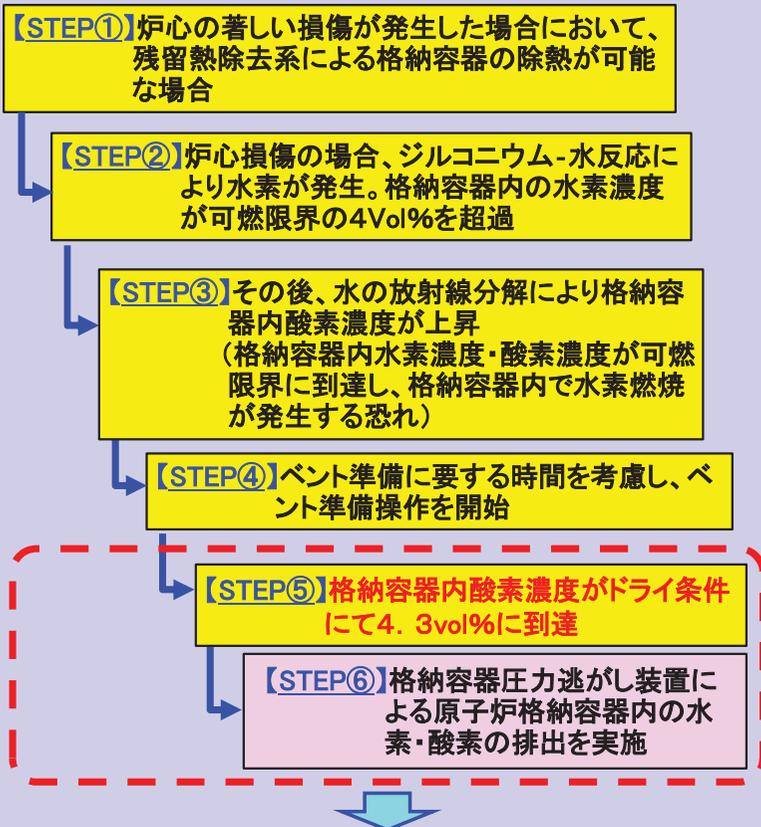
※2 放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○【炉心損傷している場合 & 格納容器除熱ができる場合】水素燃焼防止のためのベント操作手順

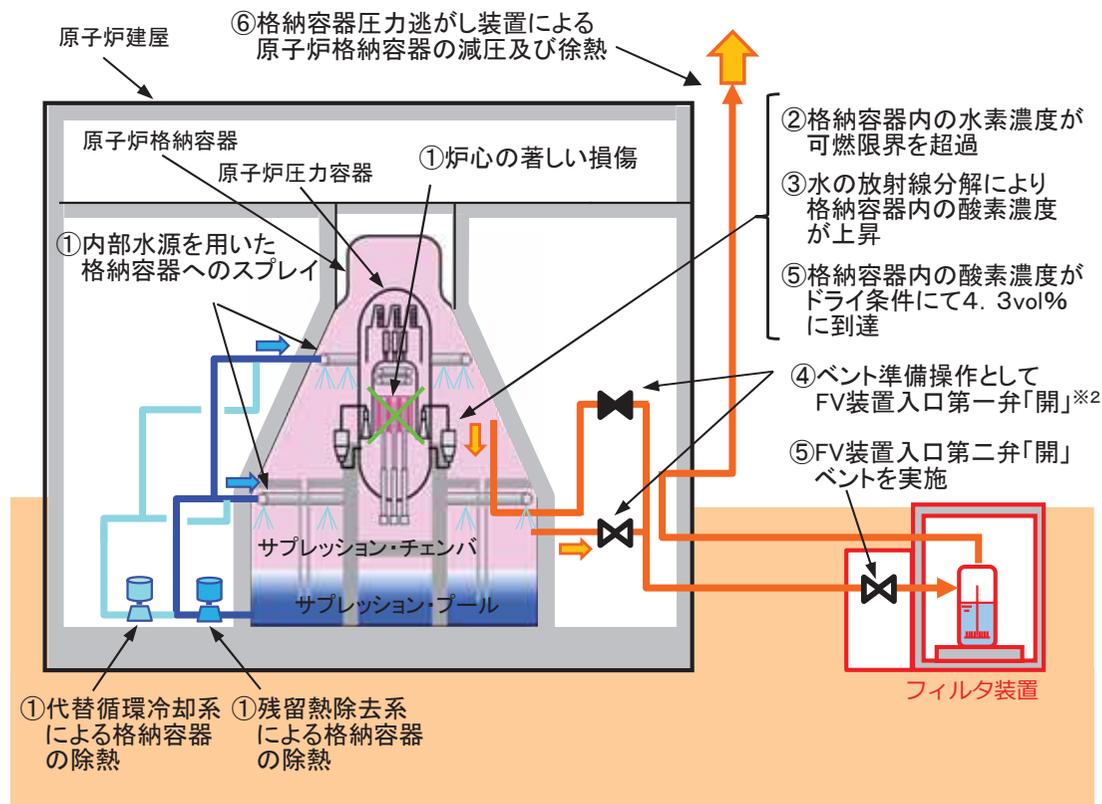
➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器除熱が可能な場合、格納容器圧力の上昇は抑制されるが、ジルコニウム-水反応により発生した水素及び水の放射線分解により発生した酸素により、格納容器内で水素燃焼が発生する恐れがある。このため、**格納容器内酸素濃度が4.3vol%^{※1}に到達した時点で格納容器ベントを実施する。**

※1 4.3vol%(ドライ条件):水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮して設定

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ



原子炉格納容器内での水素燃焼を防止



※2 放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

7. 安全機能の分類及び多重性・多様性・独立性の定義

○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)

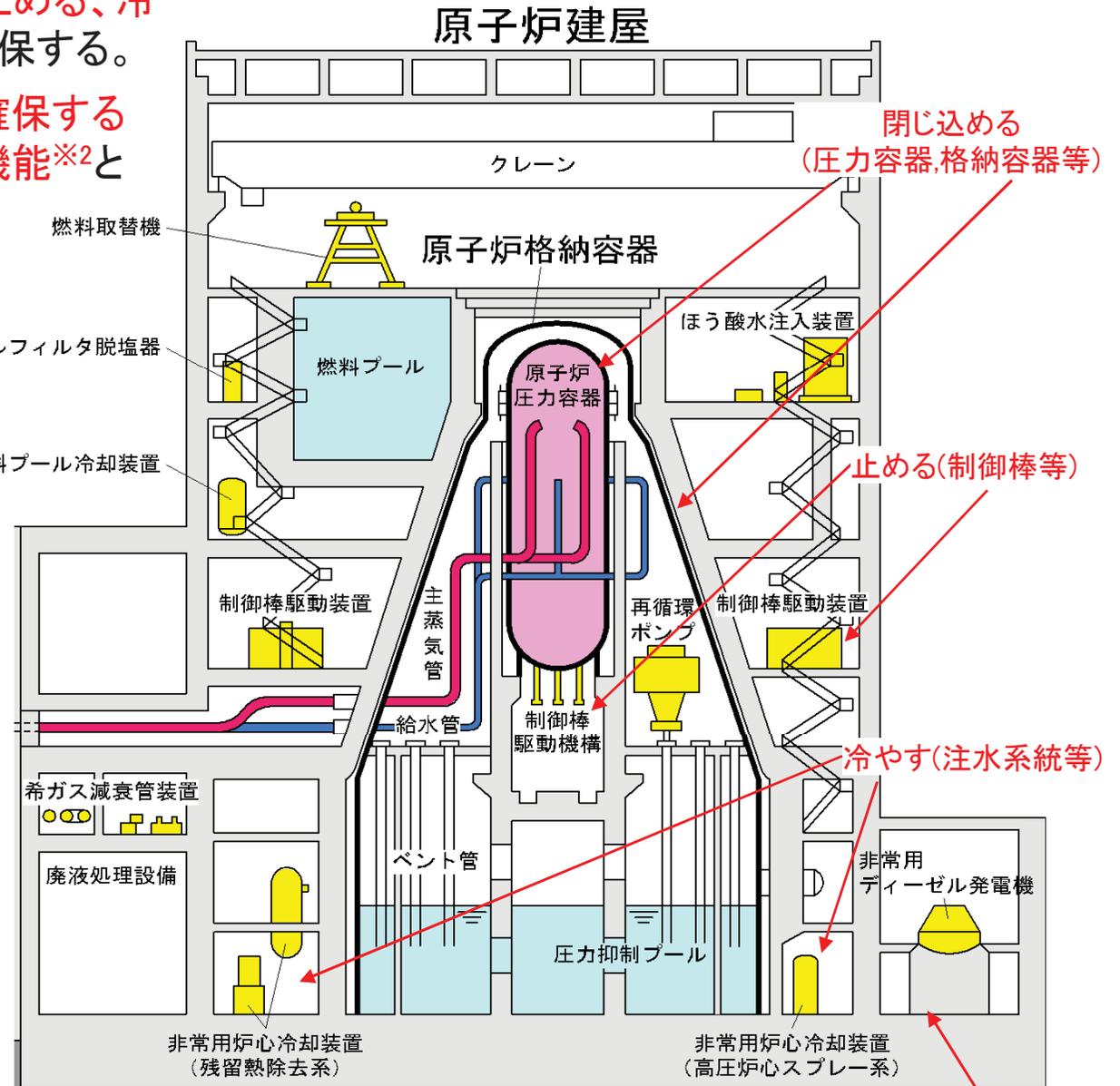
(安全機能の詳細は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可規則」という。))により定義されている。)

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**

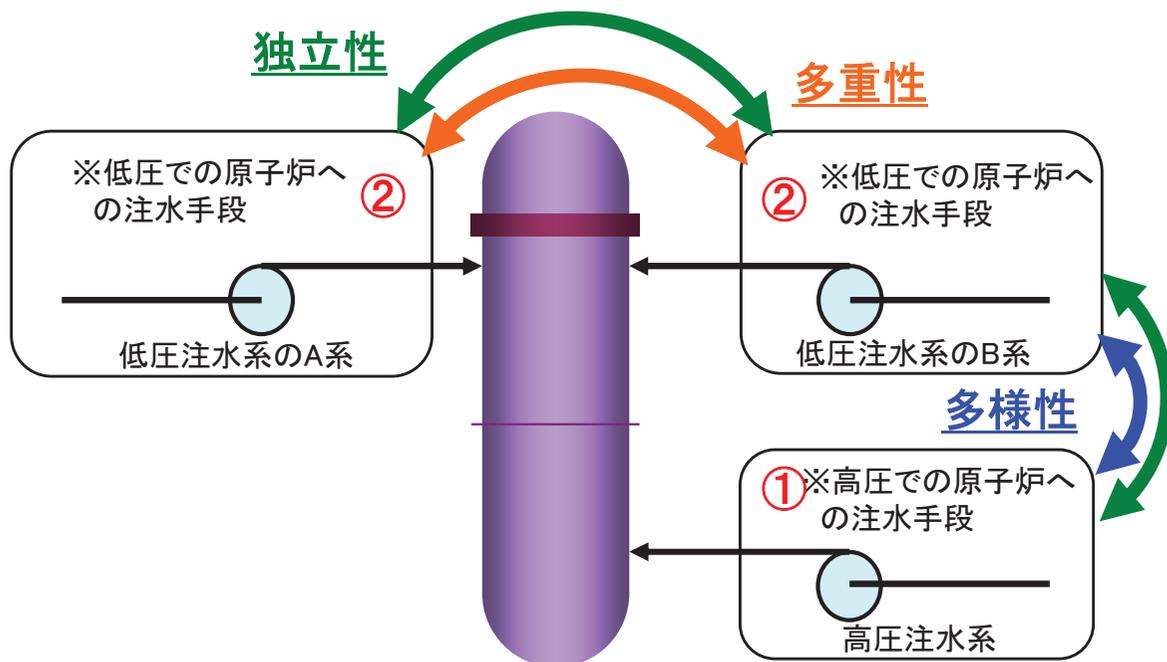
設計基準事故…発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い**異常な状態**であって、当該状態が発生した場合には多量の**放射性物質が放出するおそれがあるもの**として想定すべきもの(以下「DB」という。)

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。)



○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

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

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

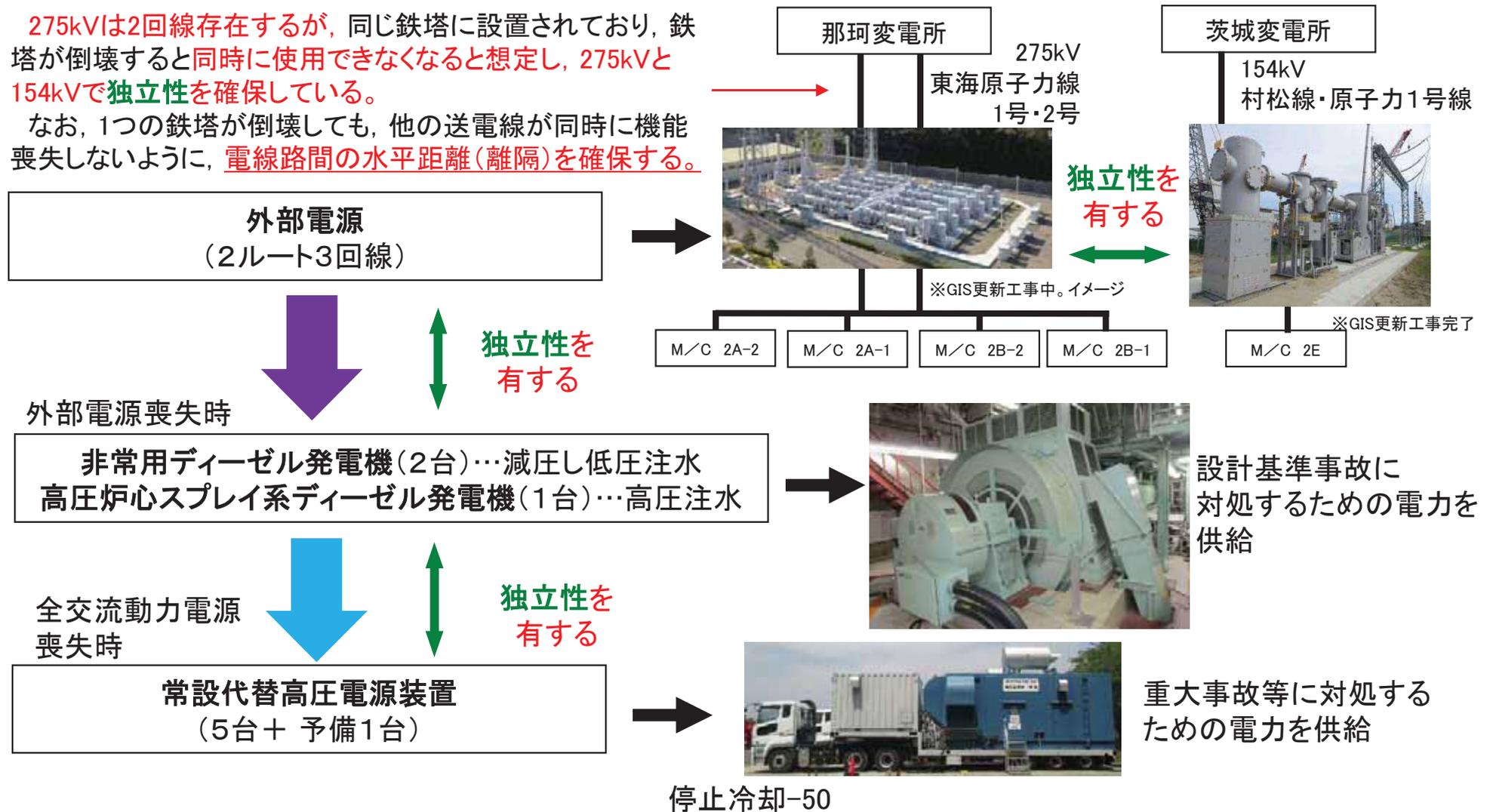
7. 安全機能の分類及び多重性・多様性・独立性の定義

○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。



7. 安全機能の分類及び多重性・多様性・独立性の定義



- 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

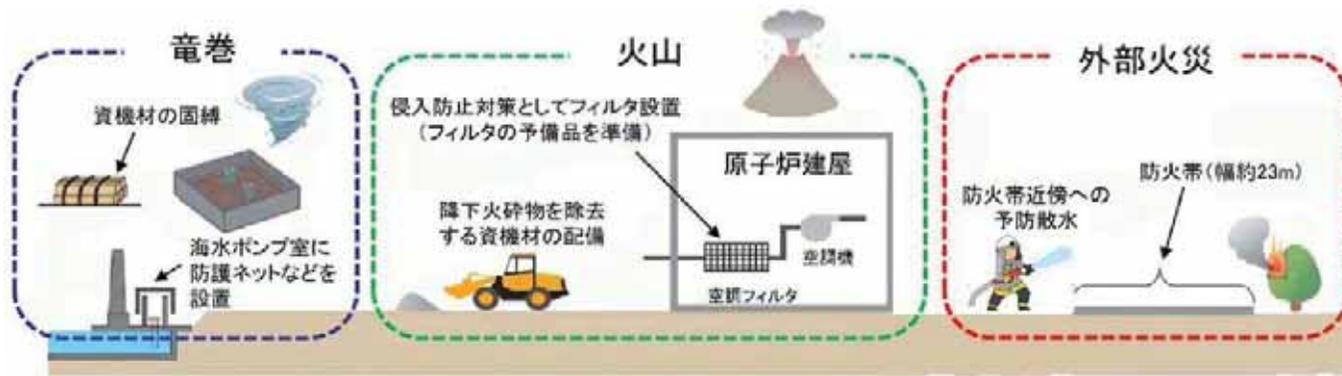
機能	系統又は機器	該当する電気・機械装置		
		当該系	直接関連系	間接関連系
炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	低圧炉心スプレイ系 ・ポンプ ・サプレッションプール ・サプレッションプールから注水先までの配管, 弁 ・スプレイヘッド 【分類:MS-1】	・ポンプミニマムフローライン配管, 弁 ・サプレッションプールストレナ 【分類:MS-1】	・排水ポンプ排水ライン配管, 弁 ・ポンプテストライン配管, 弁 【分類:MS-3】

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】

- 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】

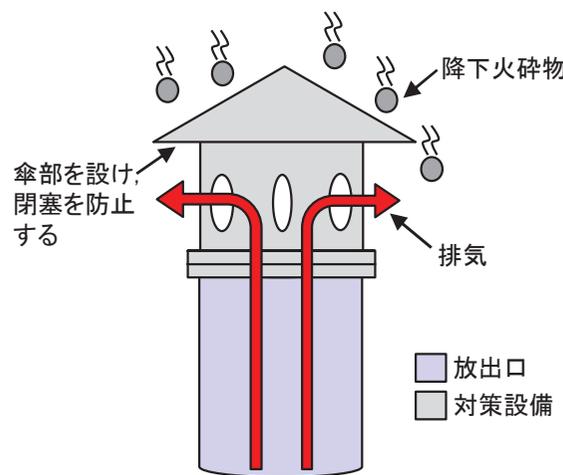
発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象

【外部事象】

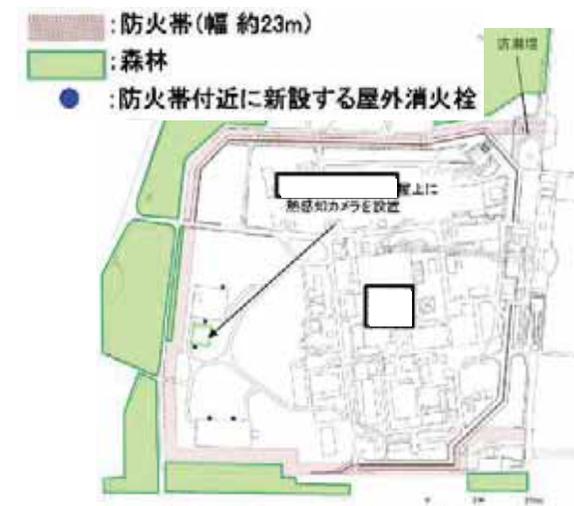
サイト外で起こり、運転中の施設に直接的影響を与え、それによって施設の状態変化(例えば、発電所のトリップ、外部電源喪失)を引き起こす事象



竜巻防護対策例



火山による降下火砕物対策例
停止冷却-52



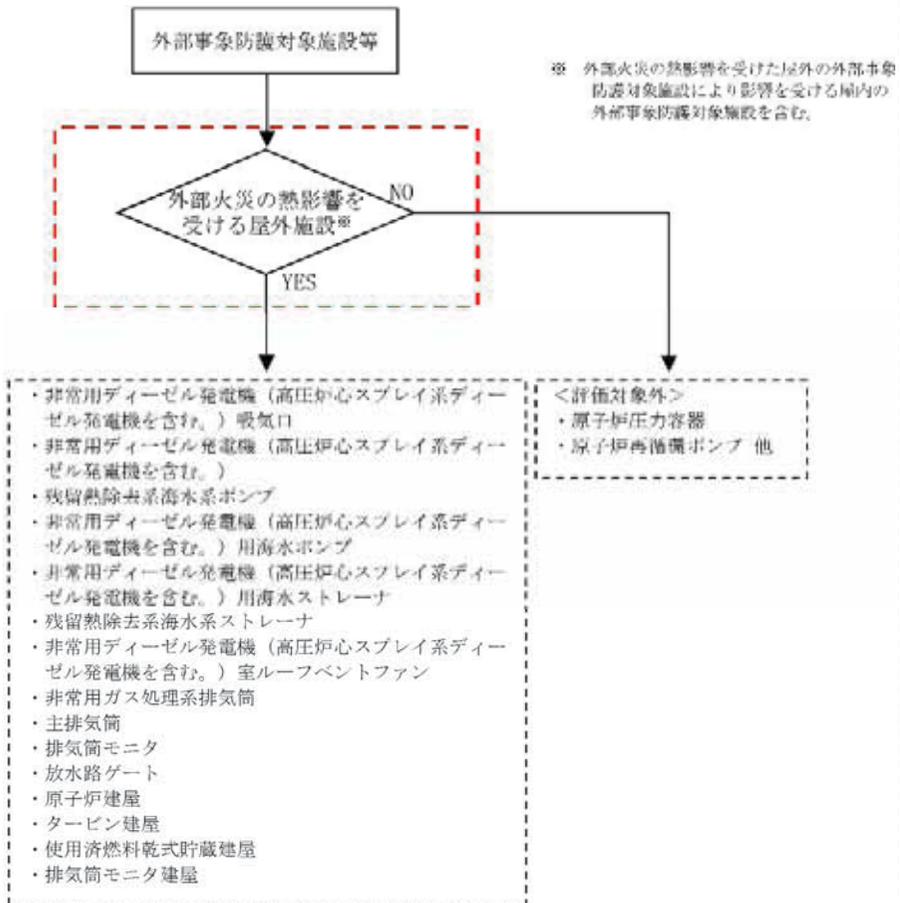
外部火災対策例

<別紙1> 外部事象防護対象設備について(2/3)

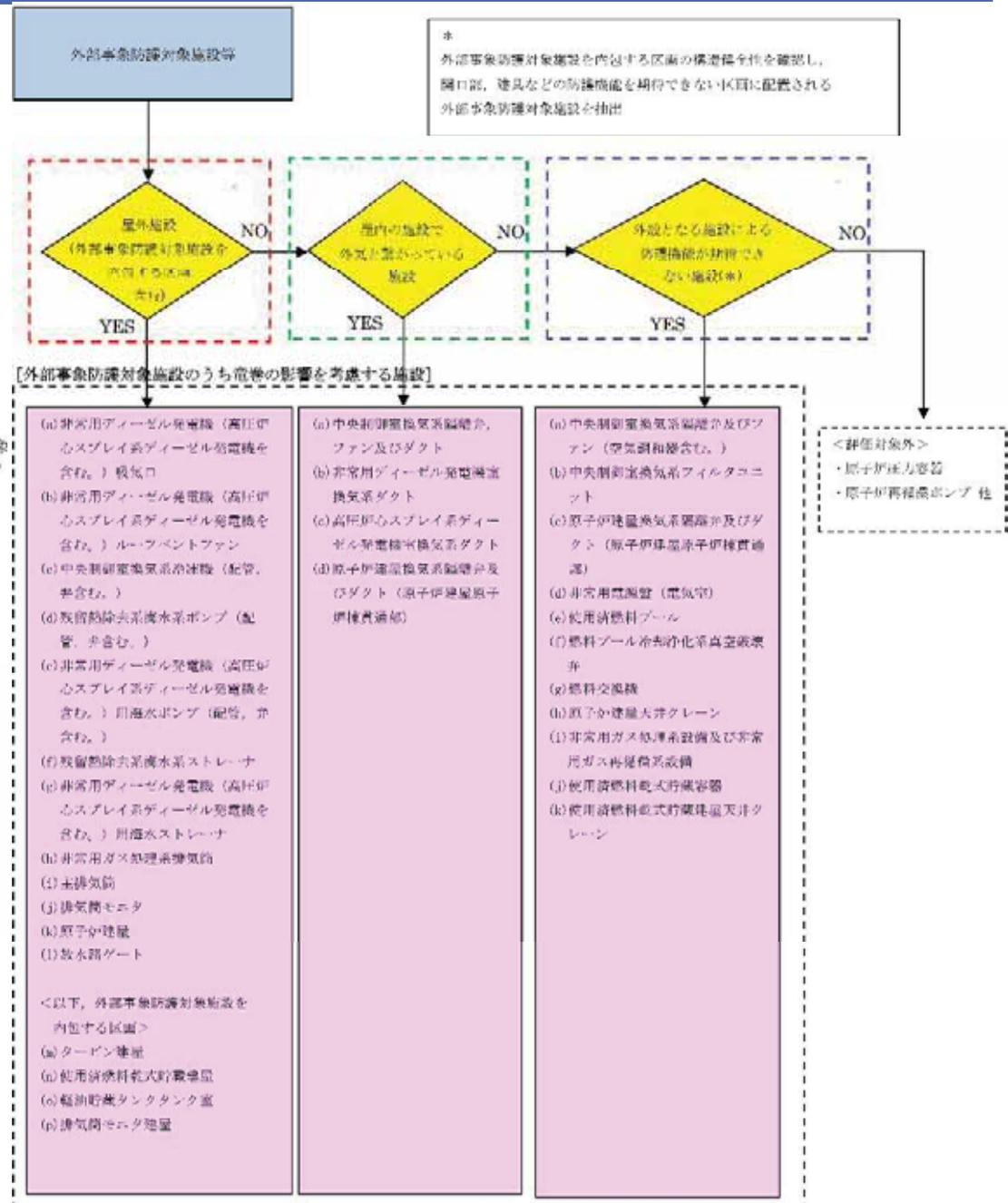


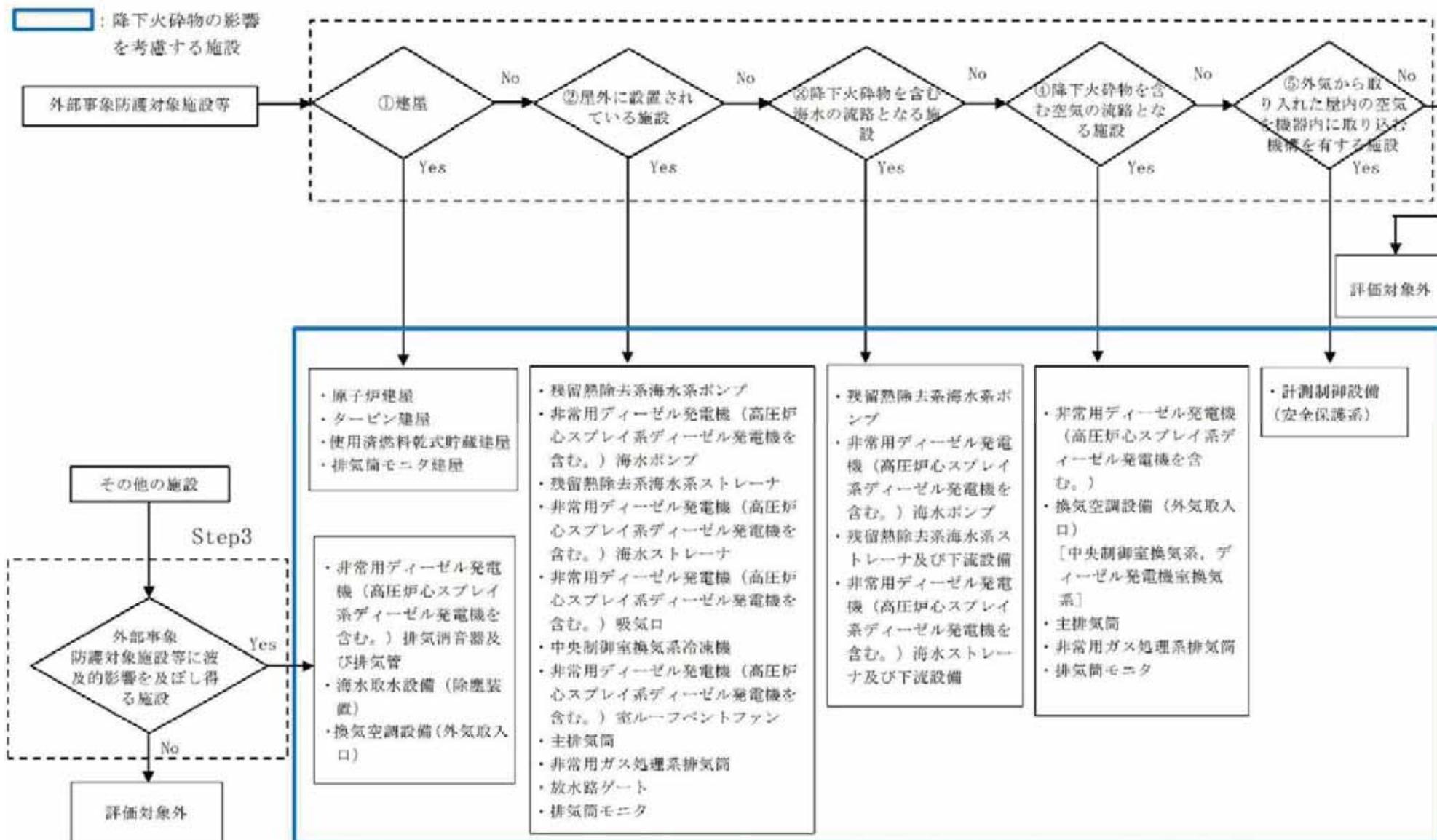
○外部事象防護対象設備となるクラス1,2及び3に該当するDB設備は約850種類, SA設備は約370種類存在する※。それらが各事象に対し, 影響を考慮する施設に該当するかをフローにて判断している。

※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





降下火砕物防護対象設備抽出フロー

8. 重大事故等対処設備の重要度の区分



- 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」機能を持つシステムは、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

8. 重大事故等対処設備の重要度の区分

○重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の区分

➤SA設備の材料及び構造等の区分

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)の解釈では、規定に適合する**材料及び構造は、JSME※の規定・要件による**こととしている。〈表1参照〉

注)施設時にJSMEが適用されていない設備については、施設時に適用された規格
 (「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」等)による。

※日本機械学会の『発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005等』

表1 材料及び構造による重大事故等クラスの区分 <DB設備の区分は別紙1参照>

材料及び構造によるSA設備クラス	技術基準規則によるSA設備クラス区分の定義	設計条件等	JSMEクラス
重大事故等クラス1	重大事故等対処設備のうち 特定重大事故等対処施設 に属する容器, 管, ポンプ又は弁	特重時の環境条件(大型航空機の衝突その他テロリズム等含む)及び一定程度の裕度を確保	クラス2 (クラス1)
重大事故等クラス2	重大事故等対処設備のうち 常設のもの に属する容器, 管, ポンプ又は弁(特定重大事故等対処施設を除く)	SA事象時の環境条件(温度, 放射線, 荷重)	
重大事故等クラス3	可搬型重大事故等対処設備 に属する容器, 管, ポンプ又は弁	SA事象時の環境条件にて, JSMEによる評価または完成品においては一般産業品の規格及び基準が妥当と確認されたもので評価	クラス3

強度要求及び設計条件大



- ・SA設備は、材料及び構造による既設時からの**区分のクラスアップ※1**、**条件アップ※2**及び**耐震重要度分類Sクラス※3**としての評価により、SA時においても、**必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計**を行っている。

※1 既設時の区分が同じまたは上位は除く

※2 SA事象時の条件が設計基準事故時の条件に包絡されていない場合

※3 全体的な変形を弾性域に抑え、延性破断や座屈を生じない設計 <耐震上の区分は別紙2参照>

- ・保安規定にて保全プログラム(保全計画)を策定し**保全及び有効性評価等を行う**こととしている。
 <保全計画の詳細は別紙3参照>

○技術基準規則の解釈におけるDB設備の機器クラスとJSMEにおける機器クラスの比較

材料及び構造区分	技術基準 第二条 DB設備のクラス区分定義	JSMEにおける定義
クラス1	<p>・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p>	<p>・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。</p>
クラス2	<p>・イ 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトにあっては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。)</p> <p>・ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水をいう。)が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器(クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。)の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</p> <p>・ハイ及びビロに掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの</p>	<p>・a) 原子炉を安全に停止するために必要な設備または非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理設備に属するダクトにあっては原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る)</p> <p>・b) タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</p> <p>・c) a)およびb)に掲げる機器以外の機器であって原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁または外側隔離弁までのもの</p>
クラス3	<p>・それぞれクラス1機器、クラス2機器(クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。)、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクト以外の設計基準対象施設に属する容器又は管(内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあっては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル)以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。)をいう。</p>	<p>・a) クラス1機器、クラスMC容器※、クラス2機器および放射線管理設備に属するダクト以外の容器および管(内包する流体の放射性物質の濃度37 mBq/cm³(流体が液体の場合にあっては、37 kBq/cm³)以上の管または最高使用圧力0 MPaを超える管に限る。)*クラスMCの該当は原子炉格納容器のみため記載省略</p> <p>・b) 原子炉を安全に停止するためまたは非常時に安全を確保するために必要な設備を二次的に冷却するために設けられているポンプ及び弁、またはこれに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁</p> <p>・c) b)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、使用済み燃料貯蔵設備を冷却するために設けられているポンプおよび弁、またはこれに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁</p> <p>・d) b)およびc)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する系統のうち、2つの弁(通常時閉あるいは自動閉可能)により原子炉冷却材圧力バウンダリから隔離できる範囲に属するポンプおよび弁(なお、この場合において、上位のクラスに属するものおよび第3の弁により隔離可能な範囲に属するものは除く)</p>
クラス4	<p>・放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトであって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの(クラス2管に属する部分を除く。)をいう。</p>	<p>・放射線管理施設に属するダクトであって内包する流体の放射性物質の濃度が37 mBq/cm³以上のもの(クラス2配管に属する部分を除く)</p>

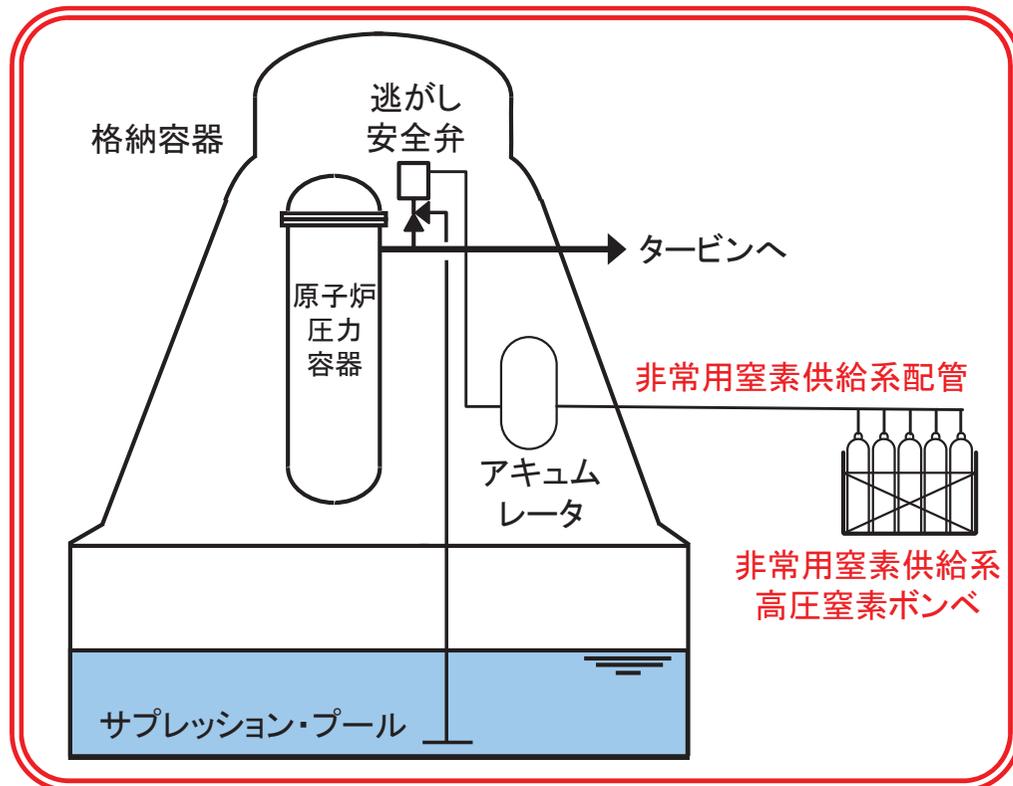
➤上記比較より、DB設備における技術基準とJSMEの機器クラスは同等である。

○重大事故等対処設備は、要求される機能に応じて、**重大事故等の発生を防止する機能を有する設備**(重大事故防止設備)、又は**事故の拡大を防止しまたその影響を緩和するための設備**(重大事故緩和設備)に区分し、さらに設置方法により**常設、可搬に区分**される。

○これら設備区分に応じ耐震評価に適用する設計用地震力は下表のとおりとなる。

設備区分		該当する施設 (設備, 機能の例)	設計用地震力
重大事故 防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 常設 のものであって、重大事故等時において 耐震Sクラス に属する設備の機能を代替するもの (代替制御棒挿入機能, 高压代替注水系による原子炉注水)	基準地震動 S_s による地震力
	常設耐震重要重大事故防止施設以外の 常設 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 常設 のものであって、重大事故等時において 耐震Bクラス及び耐震Cクラス に属する設備の機能を代替するもの (使用済燃料プール水位・温度監視設備(主要監視設備の代替機能))	代替する設備の耐震クラス(Bクラス又はCクラス)に対する地震力 ・Bクラスを代替する設備: $2.4C_i^*$ ・Cクラスを代替する設備: $1.2C_i$ * : 共振する可能性がある設備: $S_d \times 1/2$
	可搬型 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 可搬型 のもの (可搬型代替注水中型/大型ポンプ, 可搬型代替低圧電源装置)	基準地震動 S_s による地震力
	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される 重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される 建物・構築物及び土木構造物 (原子炉建屋)	基準地震動 S_s による地震力
重大事故 緩和設備	常設 重大事故緩和設備	重大事故緩和設備のうち 常設 のもの (格納容器圧力逃がし装置)	基準地震動 S_s による地震力
	可搬型 重大事故緩和設備	重大事故緩和設備のうち 可搬型 のもの	基準地震動 S_s による地震力
	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される 重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される 建物・構築物及び土木構造物	基準地震動 S_s による地震力

原子炉建屋



- 非常用窒素供給設備*のうち、非常用窒素供給系配管は「常設耐震重要重大事故防止設備」に、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは「可搬型重大事故防止設備」に該当するため、いずれも基準地震動Ssによる地震力を用いた評価を行い、発生値が許容値に収まることを確認している。
- また、これら設備が設置される原子炉建屋についても、「常設耐震重要重大事故防止設備等」が設置される建物として基準地震動による地震力により発生値が許容値に収まることを確認している。

* 減圧手段の強化の一つとして、逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、逃がし安全弁に窒素を供給することで、逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。

評価対象設備 (設備区分)	設計用 地震力	評価項目	評価部位	応力分類	発生値	許容値
非常用窒素供給系配管 (常設耐震重要重大事故防止設備)	Ss	構造強度	配管本体	一次応力	144 MPa	371 MPa
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ (可搬型重大事故防止設備)	Ss	構造強度	アンカプレート	せん断	13 MPa	70MPa
原子炉建屋 (常設耐震重要重大事故防止設備等が 設置される重大事故等対処施設)	Ss	構造強度	耐震壁	せん断ひずみ	0.60×10^{-3}	2.0×10^{-3}

- 発電所で新たに導入するSA設備(常設設備, 可搬型設備)等については, 今後, 当該設備に対して定める保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。
- SA設備の動作確認・性能試験等の実施時期, 頻度は, 今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し, 管理していく。
- また, これらの機能確認以外にも, 日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて, また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し, 設備の不具合等を早期に発見するように努める。
- 本方針による代替電源設備及び代替注水設備の機能確認等の内容, 頻度について, 次頁に例示する。

東海第二発電所 SA設備の主な機能確認等の頻度(案) *1

	性能確認 (定検時等毎に行う性能確認)	動作確認 (定期的に行う動作試験)	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設のSA設備 (電源, ポンプ等)	定検停止毎 (定期事業者検査による 原子炉停止期間中)	1カ月に1回	当該設備が機能を代替する 設計基準事故対処設備と 同等の頻度とする。
可搬型のSA設備 (電源車, ポンプ車等)	定検停止毎(又は1年毎) 又は 2定検毎(又は2年毎)	3カ月に1回	運用管理の観点から, メー カー推奨値等に基づき保全 計画で設定した定期的な運 転頻度以上の頻度に設定 する。

*1 試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

- SA設備として新たに設置する代替電源設備は、当該設備に対して定めた保全計画に基づき、定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*1について、代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(DB設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)*1 (SA設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機*3	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
原子炉 運転時等*2		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度: 1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度: 3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器*4)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等*2		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)		・定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等*2	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線*5)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*1 代替電源設備の記載内容は例示であり、性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果、保全計画策定により決定する。

*2 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

*3 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台

原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

*4 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

*5 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

○SA設備として新たに設置する代替注水設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について, 代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(DB設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替注水設備(案)* ¹ (SA設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等) 	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査*³ ・車両の走行確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)

*¹ 代替注水設備の試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請審査, 保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)

*³ ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施, 弁の検査は定期検査時に実施

➤ SA設備の安全機能に関する重要度分類との関係

- ・原子力発電所が従来より備える**設計基準対象施設(DB設備)**については、施設の安全性を確保するために必要な安全機能について、**安全上の見地から相対的な重要度を定めている**^{*}。

※ 原子力安全委員会『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』

- ・一方、**SA設備**は、いずれの設備も、DB設備の機能が失われた場合又はDB設備で対処しきれない、重大事故等に対処するための設備であり、**安全機能について直接的な分類はなされていない**。

発電用軽水型原子炉施設の安全上の機能別重要度分類とSA設備の対応

設 備	重要度による分類	設備の例	設計上の基本的目標
設計基準対象施設 (DB設備)	クラス 1	・非常用ディーゼル発電機 ・非常用炉心冷却系	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 2	・使用済燃料プール冷却系	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 3	・タービン, 主発電機	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
重大事故等対処設備 (SA設備)	安全機能の直接的な 分類なし	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系	重大事故等が発生した場合に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

○技術基準規則の解釈により、材料及び構造の適用すべき規格が記載されている。

○また、「技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。」との記載もあるため、ここでは東海第二における対応を記載する。

DB設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
クラス1	<ul style="list-style-type: none"> ・施設時: 昭和45年告示第501号 ⇒ JSME or 昭和45年告示第501号 (安全側) ・施設時: 平成6年告示第501号 ⇒ JSME※ ・その他: JSME
クラス2	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME
クラス3	<ul style="list-style-type: none"> ・火災防護設備用水源タンク(原水タンクを除く): JIS B 8501(1995)「鋼製石油貯槽の構造(全溶接製)」 ・消火設備用ポンベ及び消火器: 高圧ガス保安法及び消防法 ・その他: JSME
クラス4	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME

※平成6年告示第501号の評価式は、ほぼJSME規格と同じものであることから、JSME規格にて評価を行う。

- 【凡例】・昭和45年告示第501号：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和45年9月3日、昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)
 ・平成6年告示第501号：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(平成6年7月21日 通商産業省告示第501号)
 ・JSME：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)等

SA設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
重大事故等クラス1 (特重)	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME
重大事故等クラス2 (常設SA設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・施設時: 告示第501号 ⇒ JSME or 告示第501号 (安全側) ・非常用炉心冷却設備に係るろ過装置(ストレーナ): 「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))要求 ・その他: JSME または 規定によらない評価(例: 長方形板の大たわみ式, ねじ山のせん断破壊式, クラス1容器準用等)
重大事故等クラス3 (可搬型SA設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME (完成品は一般産業品の規格及び基準)

9. 格納容器ベント系配管による線量影響(1/2)

ベント実施に伴う作業において、線源となるフィルタ装置及び配管に最も接近する作業場所は、第1図及び第2図に示すとおりであり、フィルタ装置及び配管と作業場所の間には十分な厚さの遮蔽壁が設置されており、フィルタ装置及び配管の線量が最大となるベント実施直後でも作業場所の作業員の被ばく線量率は1mSv/h以下である。

また、一般公衆においては、遮蔽壁の線量低減効果に加え、第3図のとおり、フィルタ装置及び配管から周辺監視区域境界までの最短距離は400m以上あり、離隔距離による線量低減効果(1/10000以下)にも期待できることから、フィルタ装置及び配管からの線量影響は十分に小さくなる。

第1表 フィルタ装置入口配管からの線量率評価条件

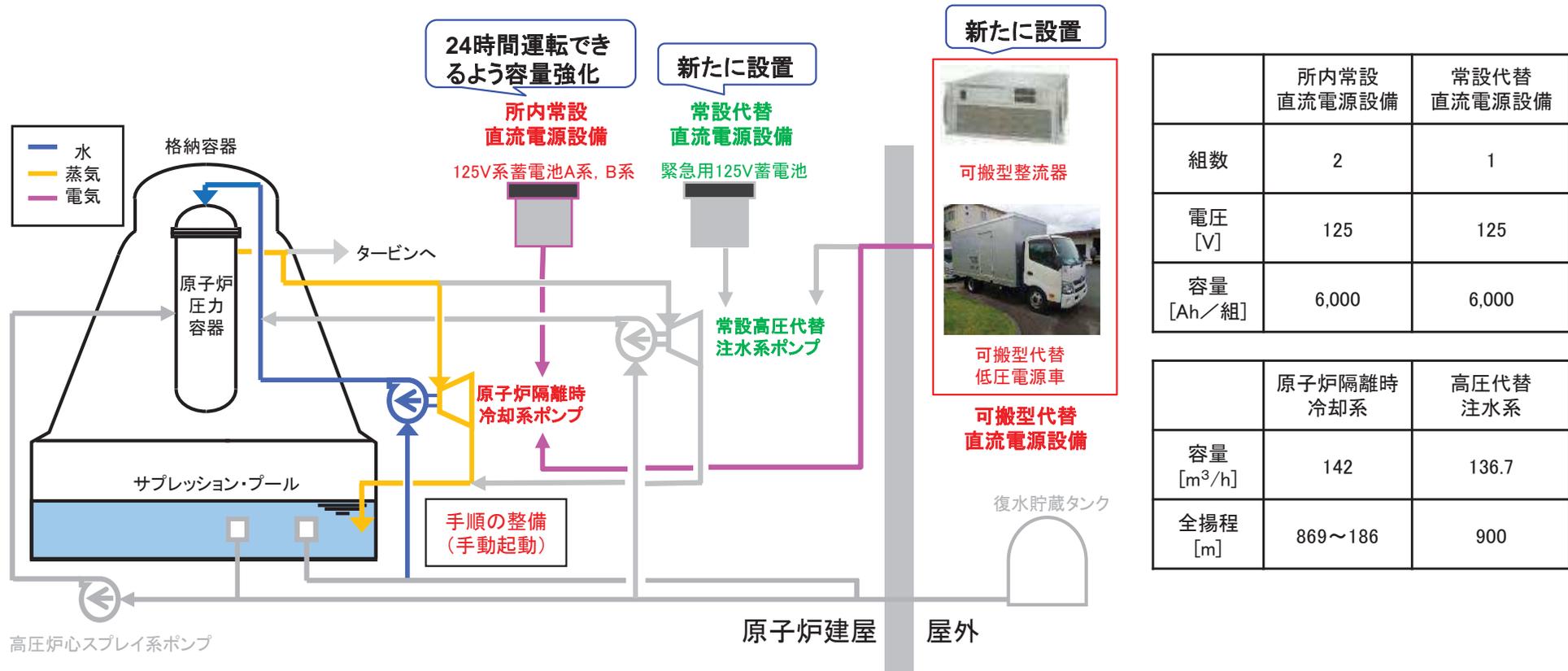
項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	被ばく評価上厳しくなる大破断LOCA時において格納容器ベントに至る事象を選定
放出開始時間	格納容器ベント: 事象発生から約19時間後	シビアアクシデント解析コード(MAAP)による解析結果
線源	フィルタ装置に捕集された放射性物質 配管に付着した放射性物質	保守的に付着後の放射性物質の減衰は考慮しない。
遮蔽設備		フィルタ装置及び配管を取り囲むように設置
フィルタ装置除去効果	有機よう素: 1/50 無機よう素: 1/100 粒子状物質: 1/1000	設計値に基づく

9. 格納容器ベント系配管による線量影響(2/2)

10. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却



- ・RCICは、**直流電源のみで作動可能であり、直流電源喪失時にも現場で手動起動できる手順を整備している。**
- ・また、RCICの作動に必要な所内常設直流電源設備は容量を強化しており、全交流動力電源喪失時には不要負荷の切り離しにより、**事象発生から24時間は枯渇しない設計**としている。
- ・所内常設直流電源の蓄電池が枯渇する前に可搬型代替直流設備によりRCICの運転継続に必要な直流電源を確保できる設計としている。
- ・なお、RCICと同様の機能（蒸気駆動であり、全交流動力電源喪失時にも使用可能）を有する高圧代替注水系を新たに設置する。



10. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 原子炉隔離時冷却系の位置づけ

- RCICは、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に位置付けており、炉心損傷に至るおそれがある事象の発生時に炉心を冷却する機能を有する。

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (2/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (安全弁としての開機能) 	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 	原子炉停止後の除熱機能	
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能) 		
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路 (主蒸気止め弁閉) 	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	安全上特に重要な関連機能	

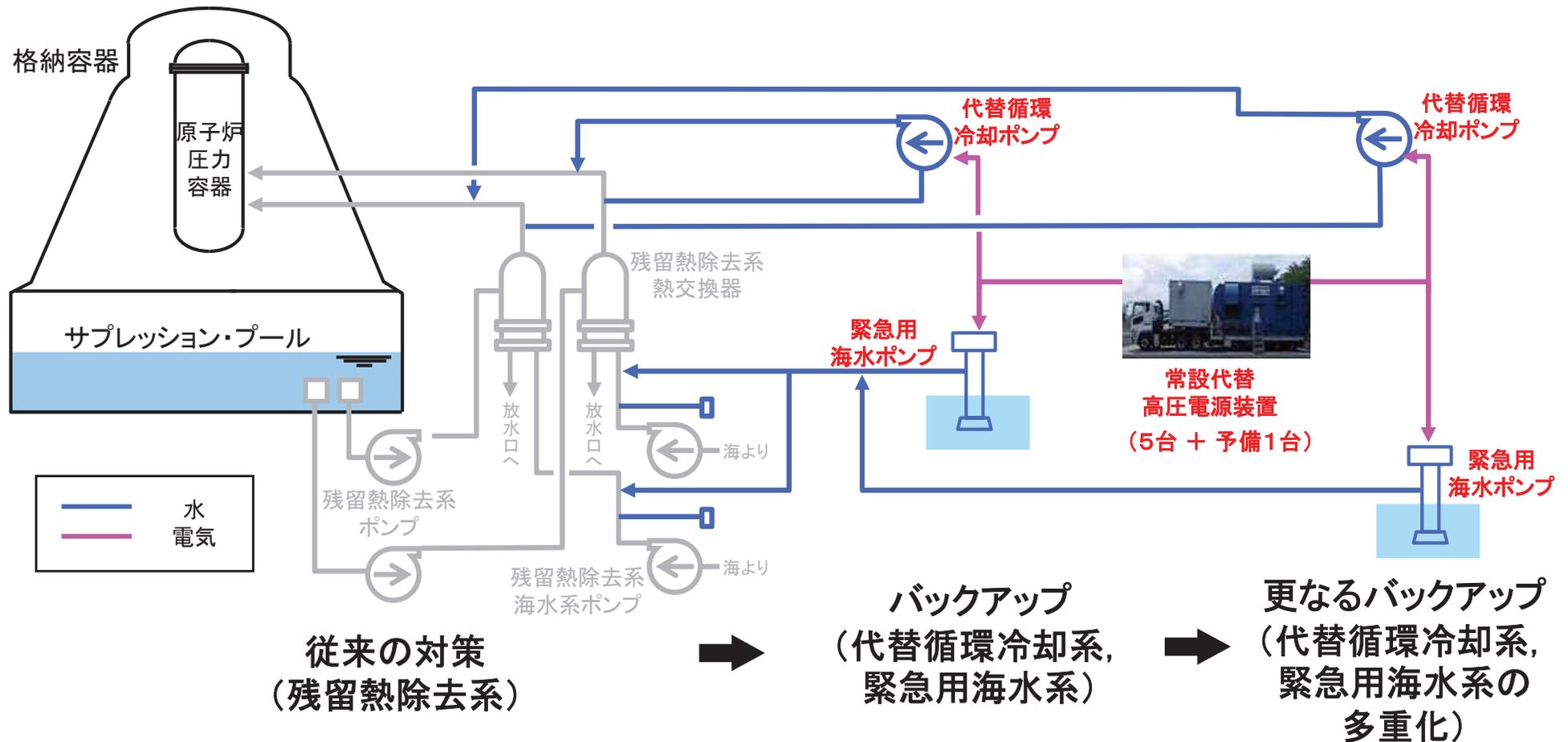
45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
高圧代替注水系による原子炉注水	常設高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	高圧代替注水系タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	(高圧炉心スプレイ系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備)				
ほう酸水注入系による原子炉注水 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水貯蔵タンク [水源]	56条に記載 (常設重大事故緩和設備)				
原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	逃がし安全弁 (安全弁機能)	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

10. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 代替循環冷却系の多重化



- ・代替循環冷却系の駆動源となる常設代替高圧電源装置は複数台配備されている。
- ・多重化した代替循環冷却系それぞれに独立した制御回路を有しており、手動でポンプの起動停止等を行う設計としている。

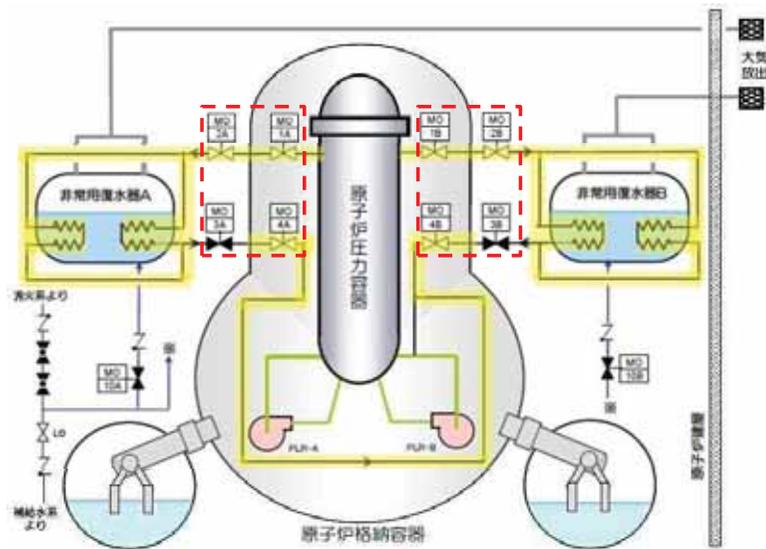


11. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 格納容器内閉じ込め対策の考え方について

●「冷やす」機能と「閉じ込める」機能の優先順位について

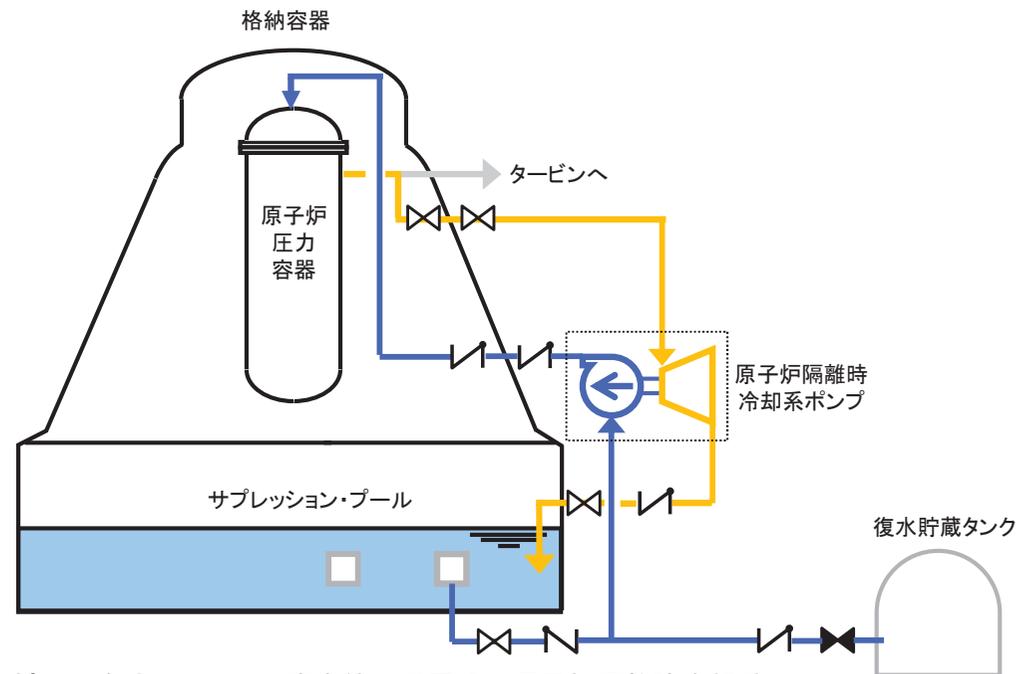
- ・格納容器隔離弁は、**プラントの異常**(原子炉水位の低下等)を検知した場合に、**原則として、自動的に閉状態**となる設計としている(「閉じ込める」機能)。
- ・ただし、**原子炉への注水機能を有する非常用炉心冷却系等の系統**については、「閉じ込める」機能よりも「**冷やす**」機能を優先した設計としている。
- ・なお、**福島第一原子力発電所1号機の非常用復水器(IC)**(原子炉への注水機能なし)は、**制御用電源が喪失した場合に格納容器隔離信号が発信する設計のため、「閉じ込める」機能が優先され自動隔離されたが、2号機及び3号機の原子炉隔離時冷却系(RCIC)**(原子炉への注水機能あり)は「冷やす」機能が優先され、自動隔離されず、**原子炉への注水が継続された。**

福島第一原子力発電所1号機の非常用復水器(IC)は、原子炉への注水機能がないため、制御用電源喪失により隔離信号が発信し、自動隔離された。



福島第一原子力発電所1号炉の非常用復水器(待機状態)
(出典:東京電力 福島原子力事故調査報告書)

東海第二発電所のRCIC(福島第一原子力発電所2、3号機と同じ)は、原子炉への注水機能があるため、「閉じ込める」機能よりも「冷やす」機能が優先される設計であり、制御用電源喪失により隔離信号が発信した場合でも自動隔離されず、原子炉への注水が継続される。



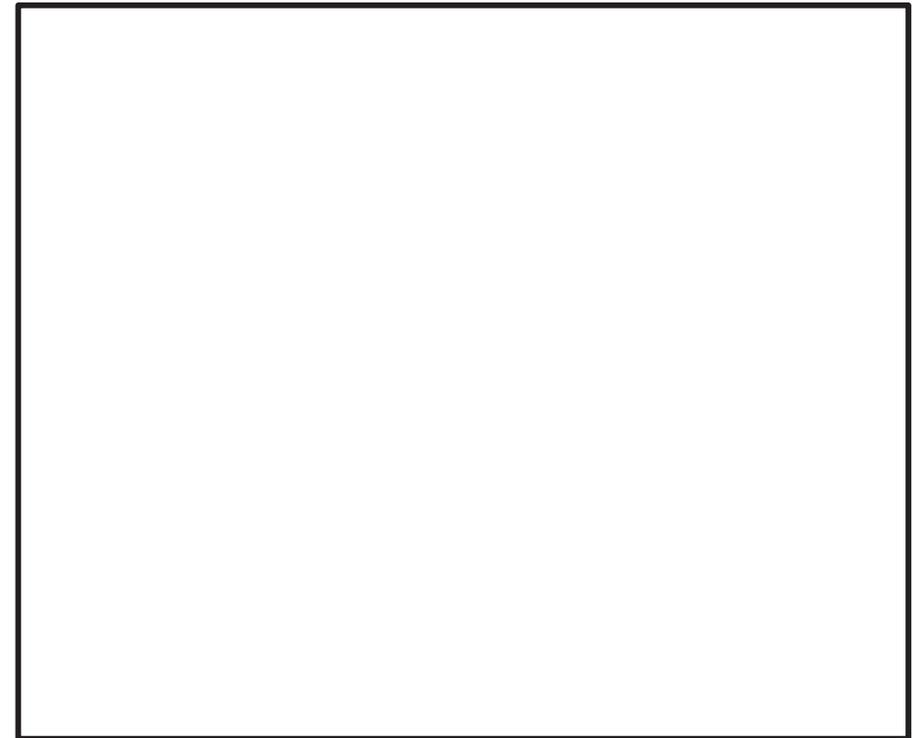
11. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 フィルタベント設備の系統構成及び操作の信頼性

●フィルタベント設備の系統

- ・フィルタベント設備は、下表の判断基準に基づき中央制御室又は現場で2つの電動弁を開操作すると、崩壊熱が大気中へ放出される(格納容器除熱が行われる)ものとなっている。
- ・電動弁の下流には、圧力開放板(開放圧力80kPa[gage])が設置されているが、下表のとおり、圧力開放板はフィルタベント実施の妨げにならない。

【手順におけるフィルタベントの実施判断基準】

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力310kPa[gage]到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+6.5m到達※
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%到達※



※ 重大事故等対策の有効性評価においては、これらの基準に到達して格納容器ベントを実施しており、そのときの格納容器圧力は、圧力開放板の開放圧力より十分高い状態である

東海第二発電所 有毒ガス防護対策について

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。

目 次

1. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ	3
2. 評価に当たって行う事項(固定源及び可動源の調査)	4
3. 固定源に対する防護対策	9
4. 可動源に対する防護対策	13
5. 予期せぬ有毒ガスの発生に対する防護対策	15

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

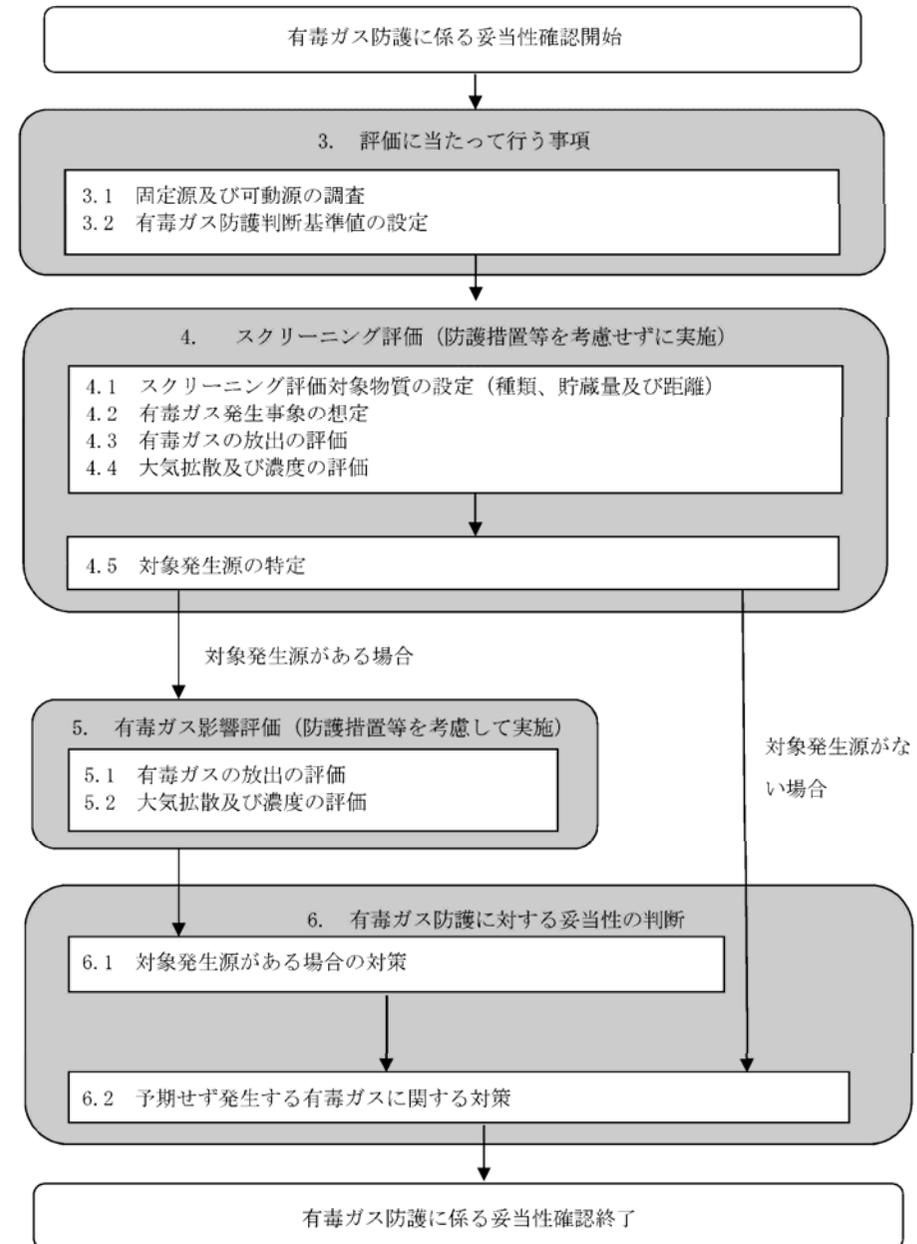


図1 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ
(ガイド図1より抜粋)

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。

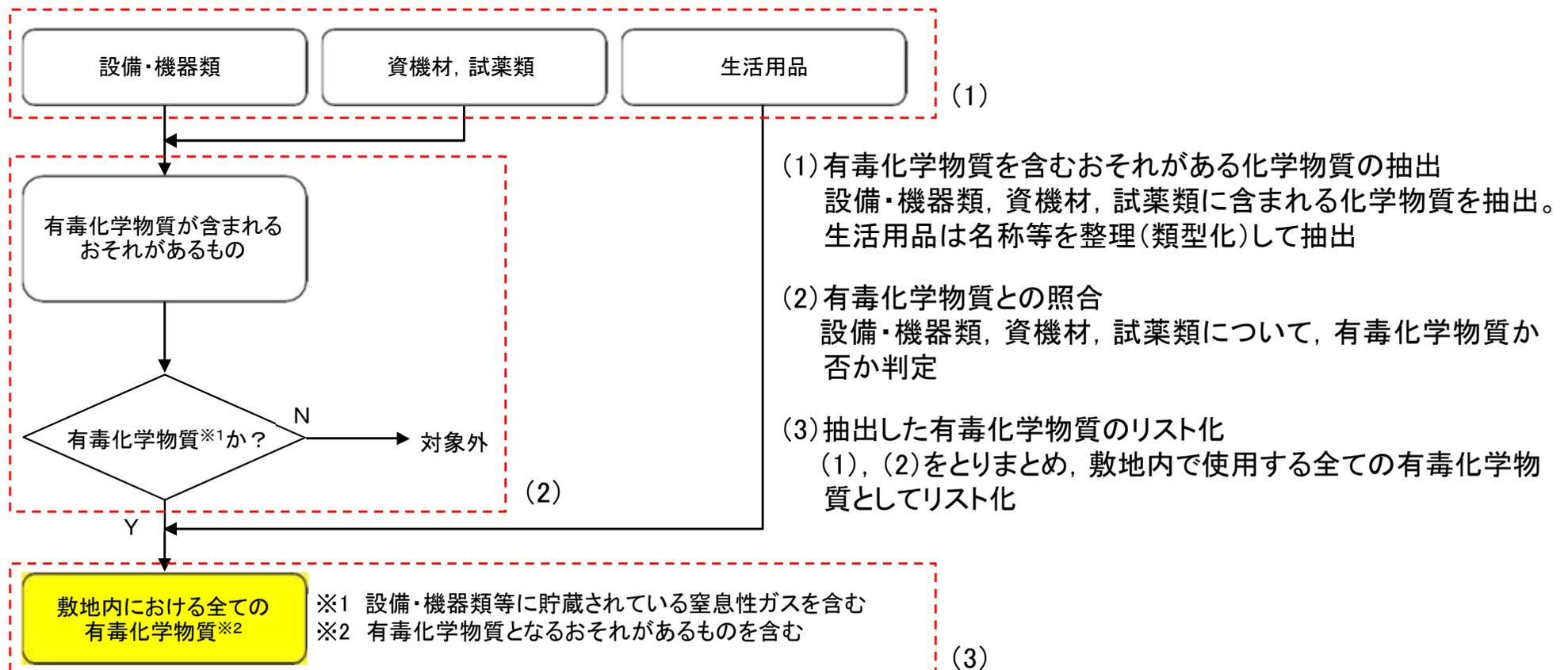


図2 有毒化学物質の抽出フロー

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。

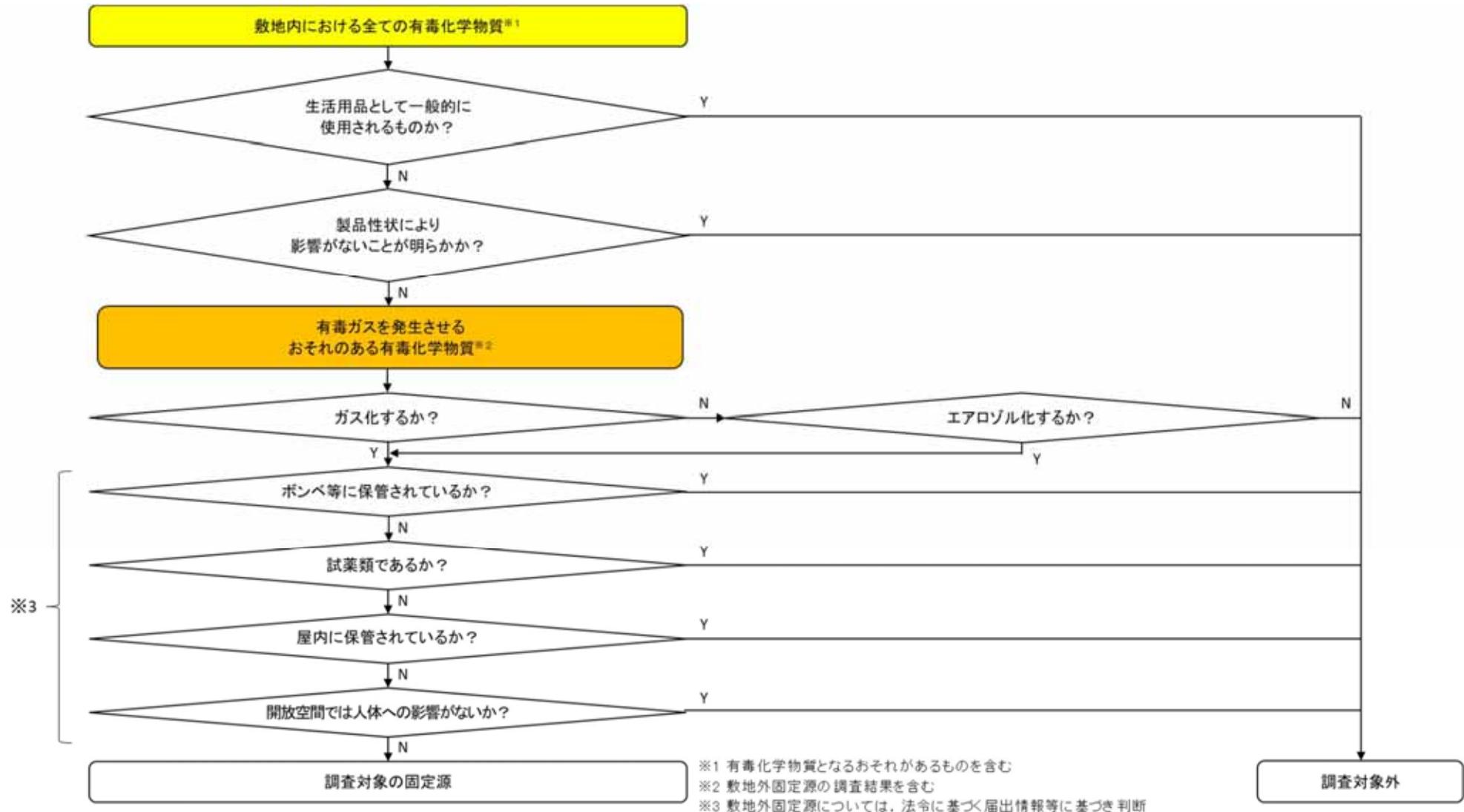


図3 固定源の特定フロー

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。

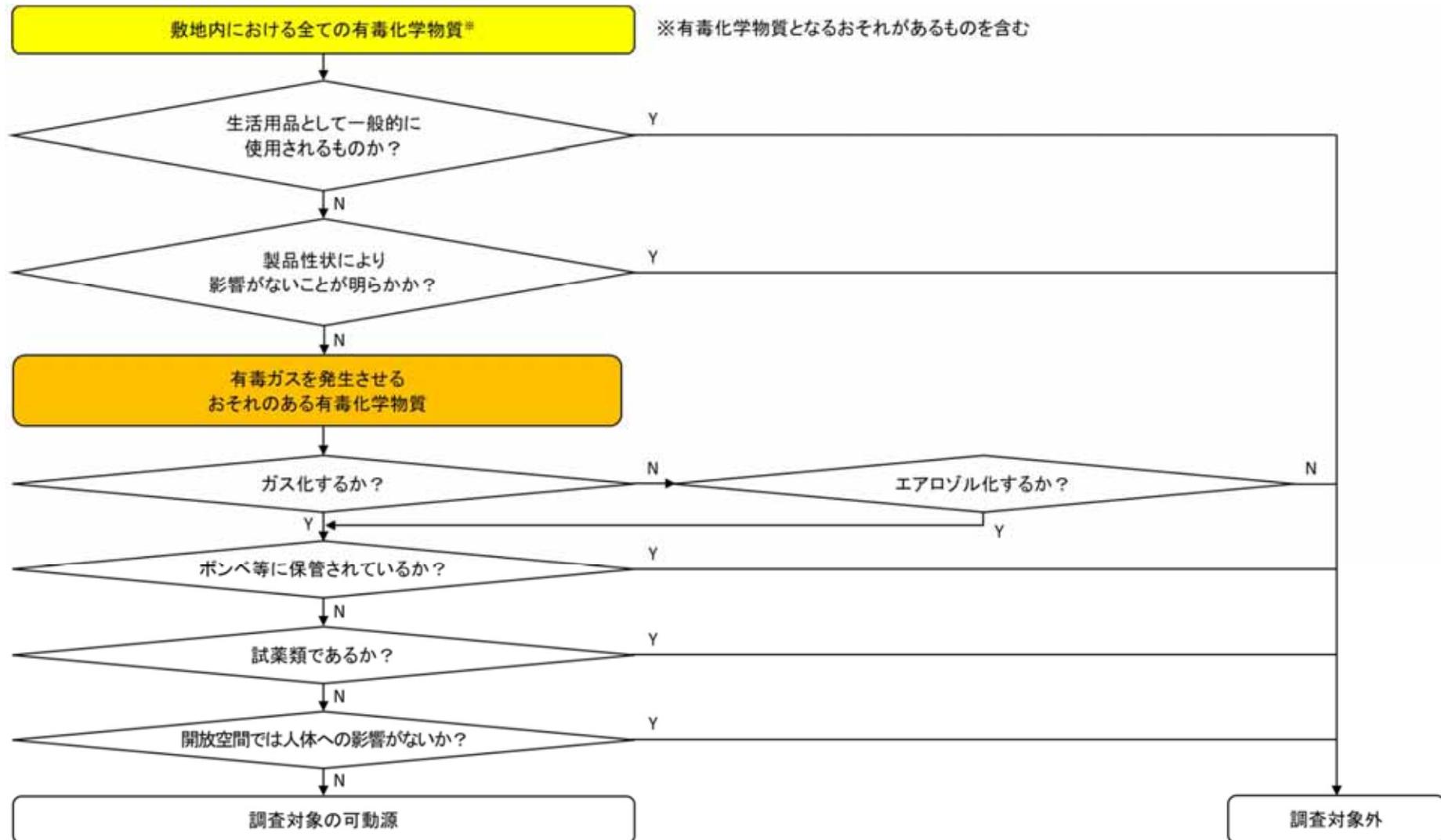


図4 可動源の特定フロー

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

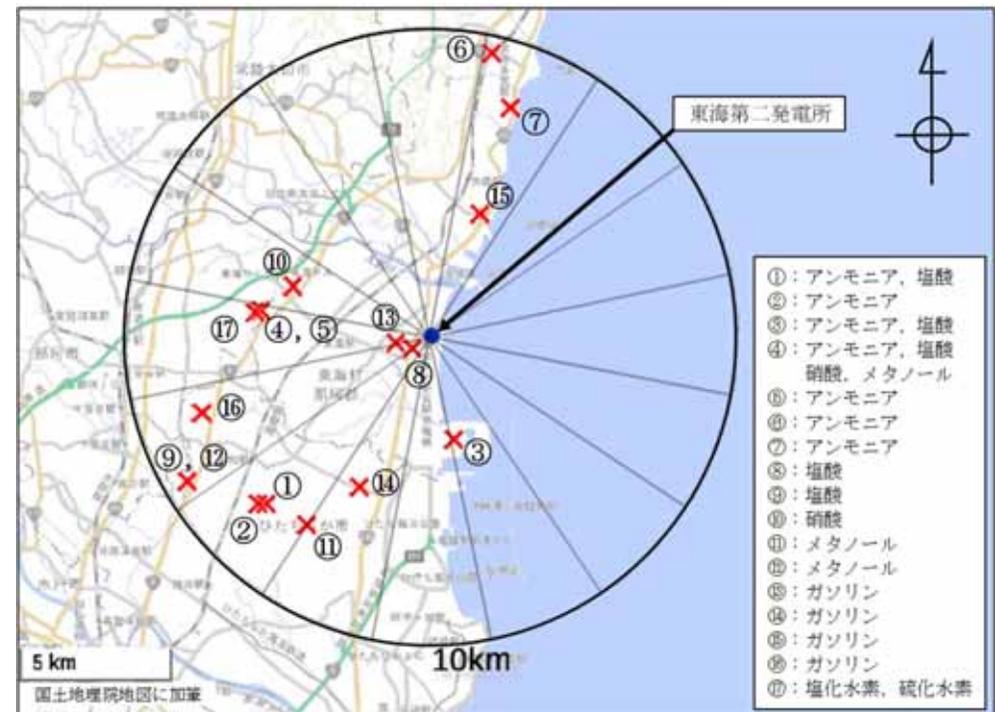


図6 特定された敷地外固定源

※ 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(ガウズプルームモデル)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。

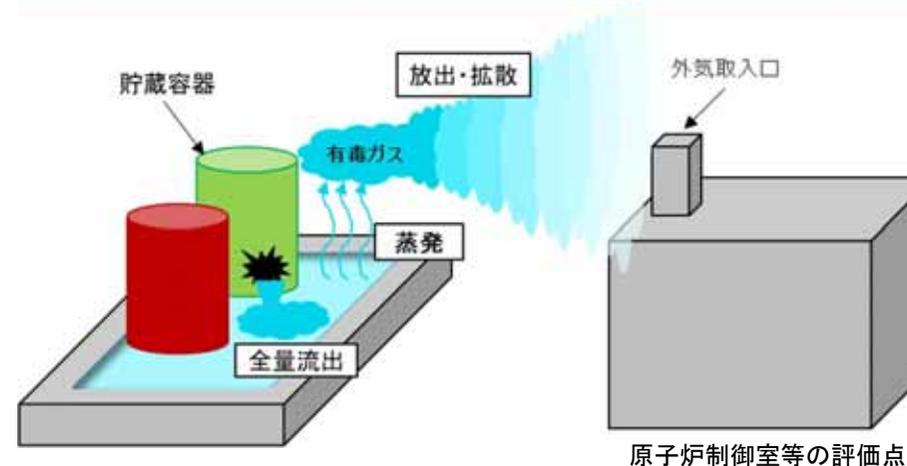


図7 スクリーニング評価イメージ(固定源)

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}			

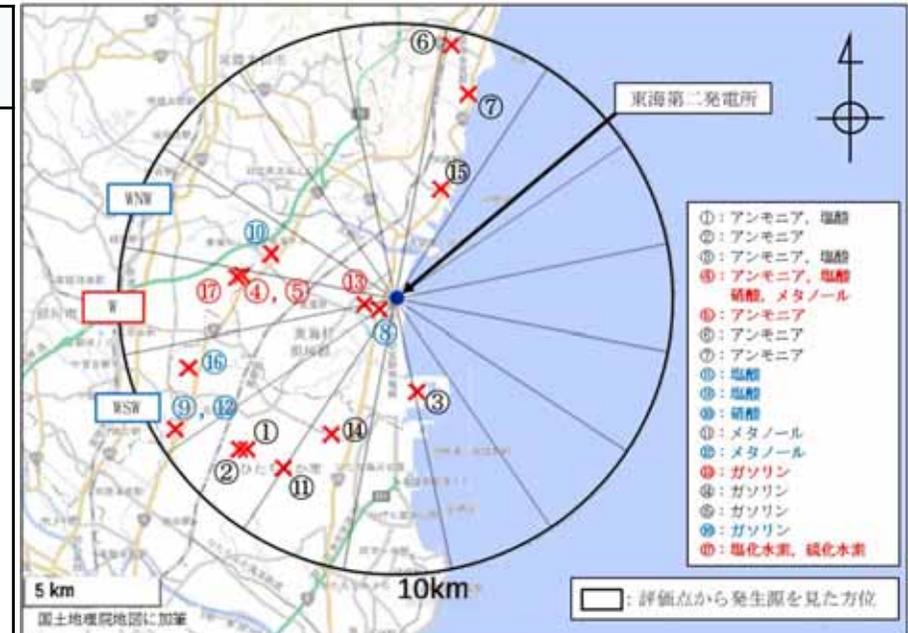


図8 評価点と発生源の位置関係
(評価点:原子炉制御室外気取入口)
(評価点から発生源を見た方位)

- ※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}	$8.2 \times 10^{-2} \text{ ※1}$	$6.7 \times 10^{-1} \text{ ※4}$	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}	$7.0 \times 10^{-4} \text{ ※2}$		
		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}	$5.8 \times 10^{-1} \text{ ※3}$		
		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⑰	1.1×10^{-3}			
		硫化水素⑱	1.1×10^{-2}			

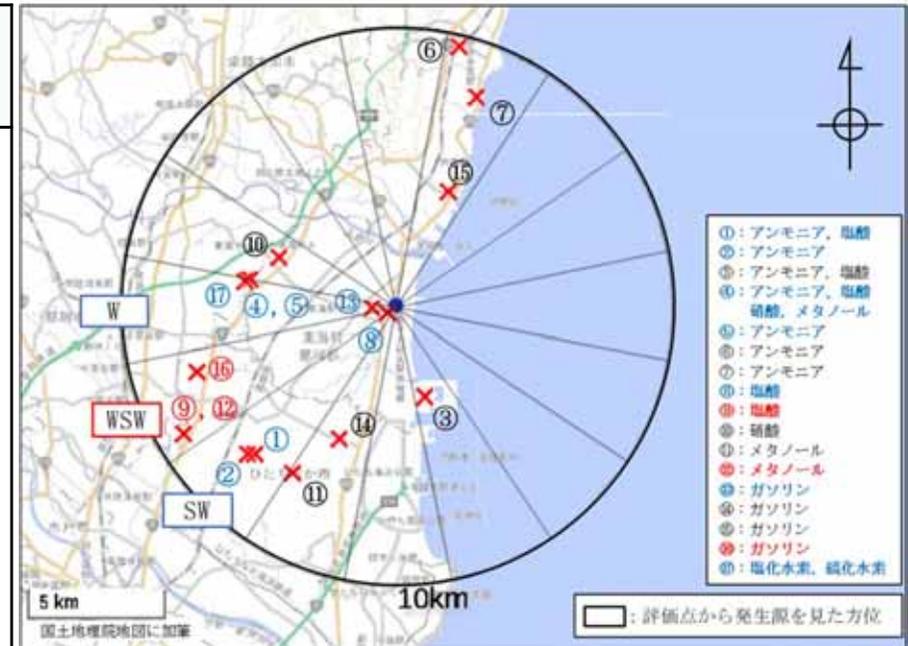


図8 評価点と発生源の位置関係
(評価点:緊急時対策所外気取入口)
(評価点から発生源を見た方位)

※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, ⑰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。

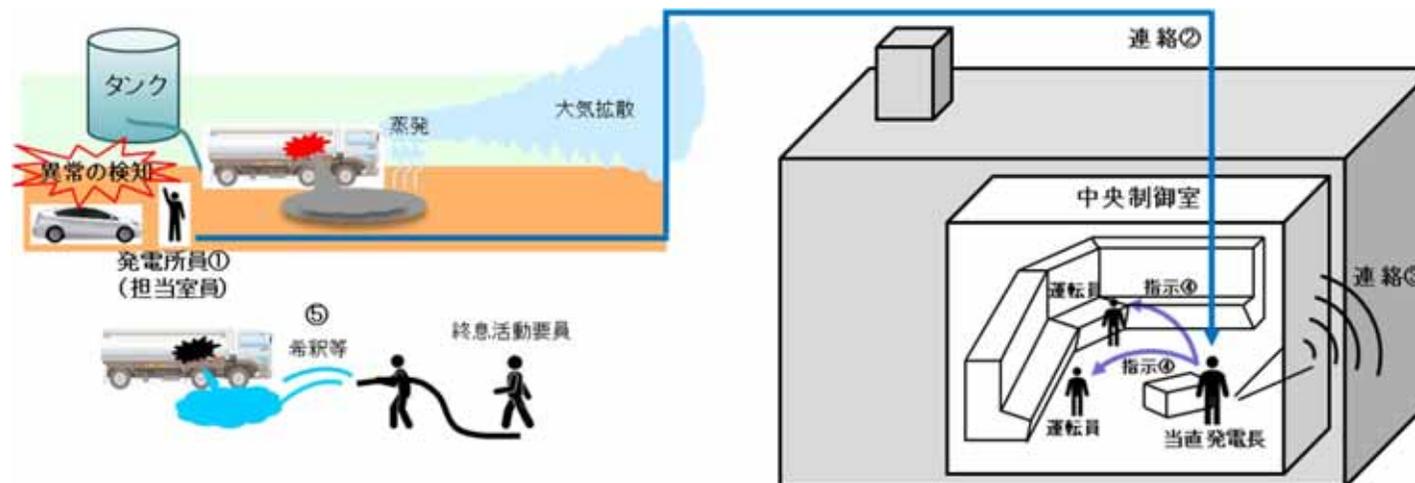


図10 異常の発生を確認した時の防護措置の流れ

5. 予期せぬ有毒ガスの発生に対する防護対策

- ◆ 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。

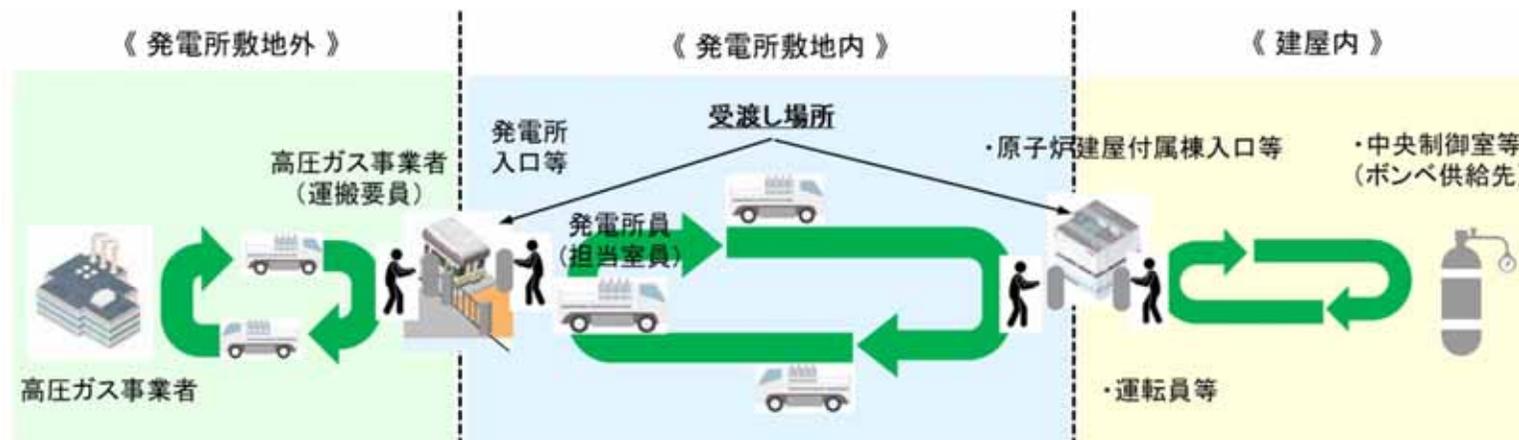


図11 バックアップの供給イメージ