

女川原子力発電所2号炉
先行炉の審査状況を踏まえた新規制基準への
対応状況等について

平成29年10月26日
東北電力株式会社

1. 女川原子力発電所の概要 P2
2. 設計基準対象施設 P7
3. 重大事故等対処施設及び
重大事故等対策に係る体制・手順等 P41
4. 新たな規制項目への対応 P94

1. 女川原子力発電所の概要



1. 1 女川原子力発電所の概要

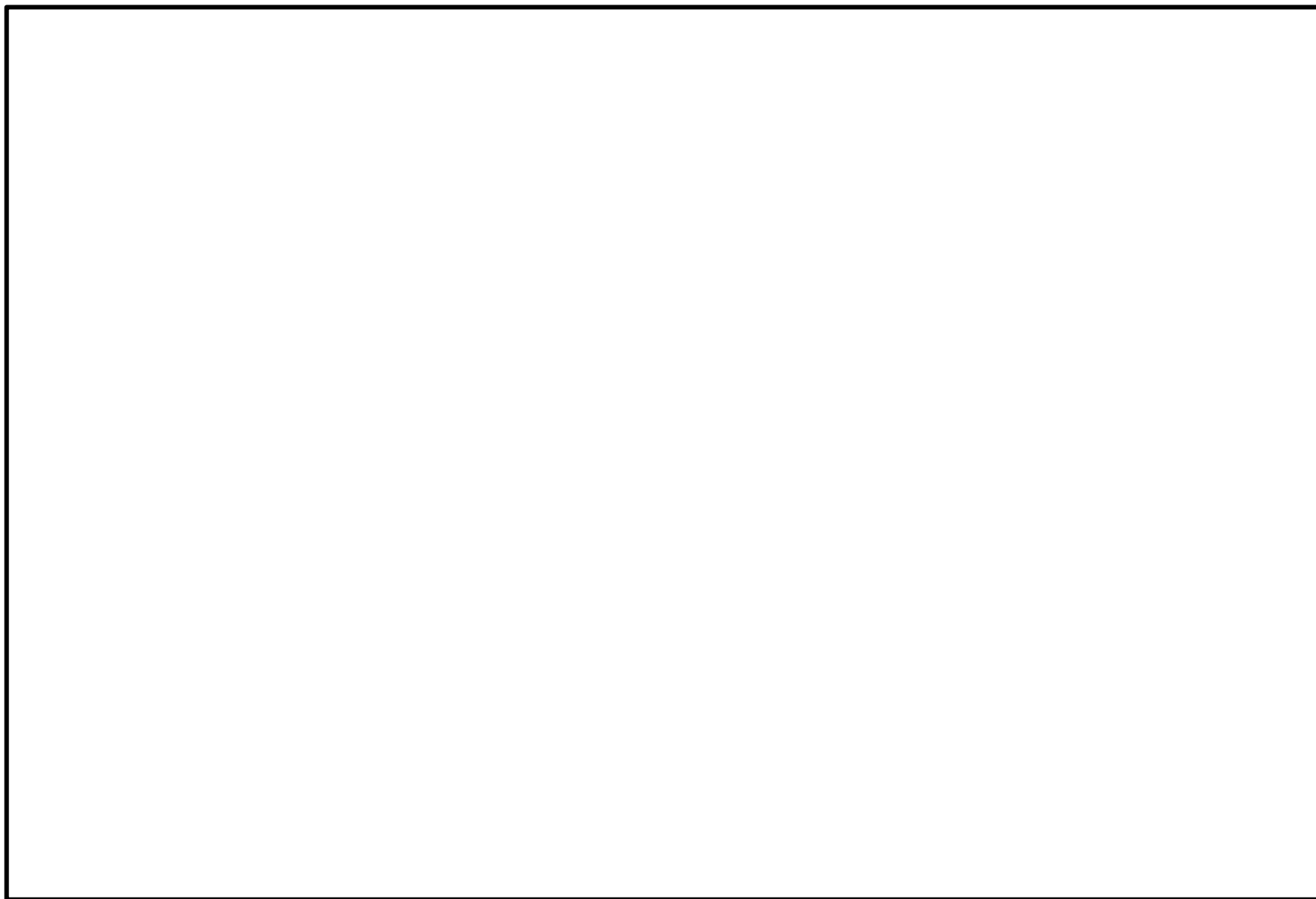
- 宮城県牡鹿半島のほぼ中央東部に位置
- 敷地(約173万㎡)は三方を山に囲まれ、海岸線に直径を持つほぼ半円状の形状



	設備の概要		
	1号炉	2号炉	3号炉
定格電気出力	52万4千kW	82万5千kW	82万5千kW
営業運転開始年月	昭和59年6月	平成7年7月	平成14年1月
原子炉型式	沸騰水型軽水炉(BWR)		



1.2 敷地レイアウト概要



1.3 女川2号炉の概要(設備・機器等の仕様)

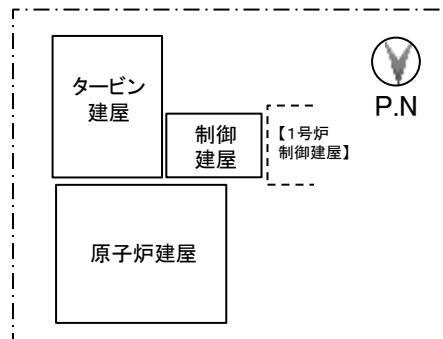
原子炉型式	沸騰水型軽水炉(BWR)		
定格熱出力	2,436MW		
燃料集合体数	560体		
制御棒本数	137本		
原子炉圧力容器	胴部内径	約5.6m	
	全高(内のり)	約21m	
原子炉格納容器	型式	圧力抑制形	
	ドライウエル	円筒部直径	約23m
		全高	約37m
	サプレッション チェンバ	円環部中心線直径	約38m
円環部断面直径		約9.4m	
使用済燃料貯蔵能力	全炉心燃料の約400%相当分		
制御棒駆動系	137個(制御棒駆動機構, 水圧制御ユニット)		
ほう酸水注入系	ポンプ台数 : 2台(うち1台は予備)	ポンプ容量 : 約10m ³ /h/台	
低圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 約1,070m ³ /h/台	
低圧注水系	ポンプ台数 : 3台	ポンプ容量 : 約1,160m ³ /h/台	
高圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 約320~約1,070m ³ /h/台	
自動減圧系主蒸気逃がし安全弁	弁個数 : 6台	弁容量 : 約375t/h/個(7.79MPa[gage]において)	
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 約90m ³ /h/台	
非常用ディーゼル発電機	3台(非常用ディーゼル発電機:2台, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機:1台)		



1.4 女川2号炉の概要(主要断面図)

防潮堤(海側より撮影)

O.P.+29m ※

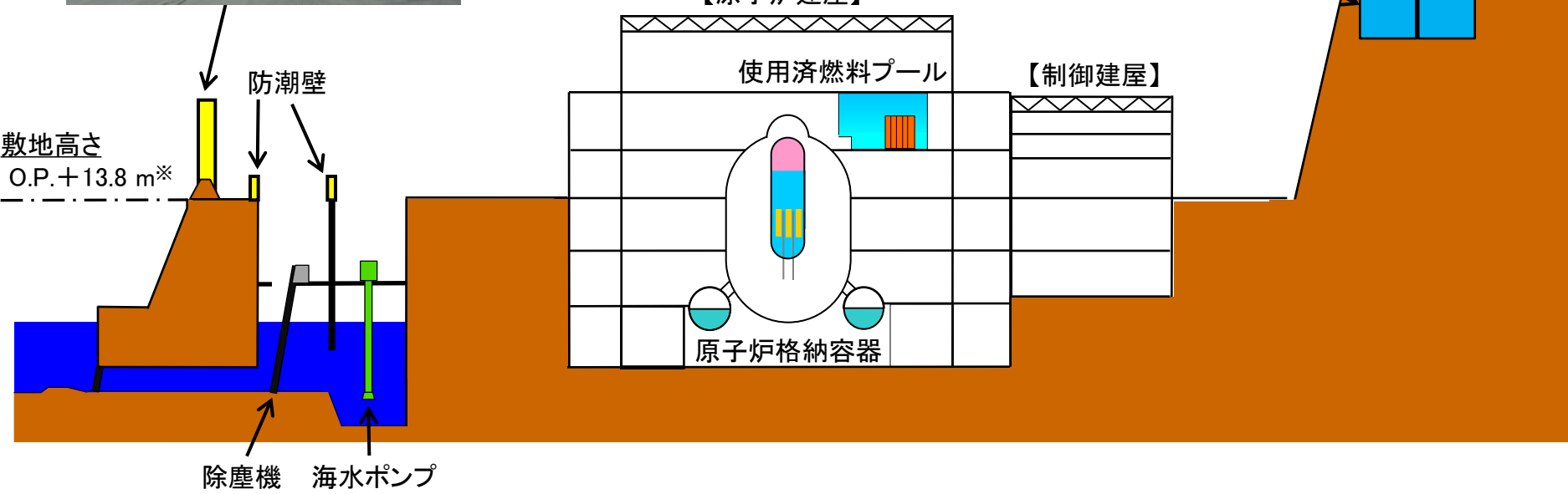


可搬型設備等保管・設置場所

O.P.+61m ※



淡水貯水槽



※ O.P.(女川原子力発電所工事用基準面) = T.P.(東京湾平均海面) - 0.74m

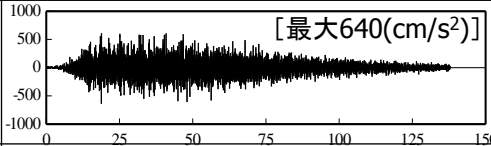
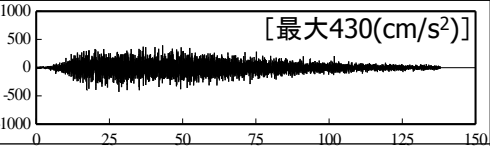
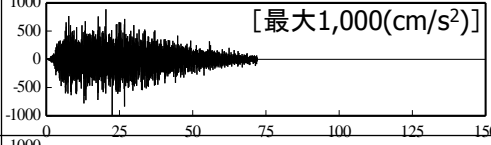
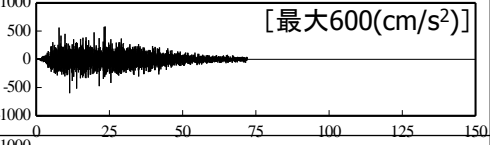
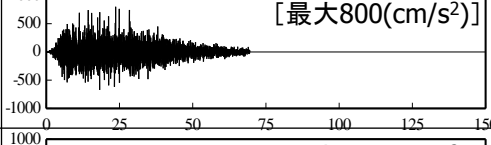
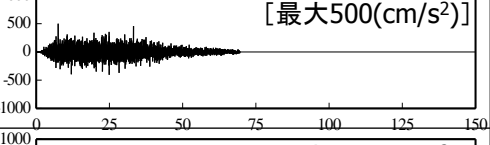
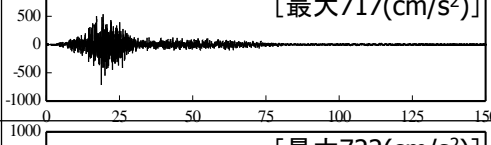
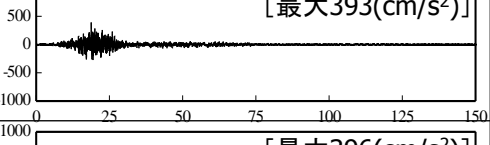
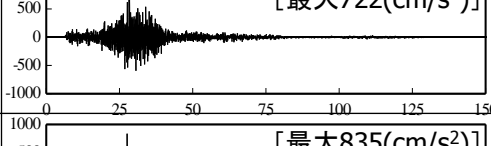
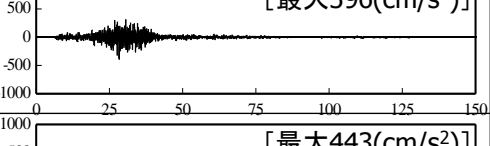
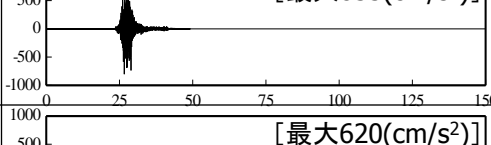
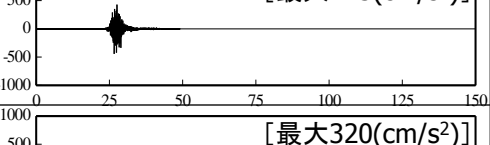
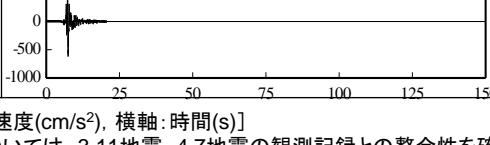
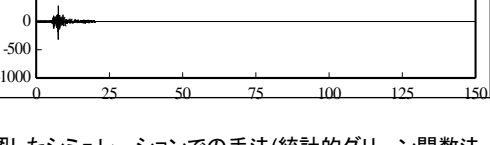
津波防護設計においては、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、一様に約1mの沈降が発生したことを考慮した値を用いる。なお、至近のサイト内の測量結果では、地震直後に比べ約30cm隆起



2. 設計基準対象施設



2.1 基準地震動(1/2) 時刻歴波形・最大加速度値

基準地震動		水平方向	鉛直方向	申請時(H25.12)からの変更
Ss-D1	プレート間地震の応答スペクトル手法による基準地震動	 [最大640(cm/s ²)]	 [最大430(cm/s ²)]	Ss-1から変更
Ss-D2	海洋プレート内地震(SMGA※マントル内)の応答スペクトル手法による基準地震動 ※強震動生成域	 [最大1,000(cm/s ²)]	 [最大600(cm/s ²)]	Ss-2から変更
Ss-D3	海洋プレート内地震(SMGA地殻内)の応答スペクトル手法による基準地震動	 [最大800(cm/s ²)]	 [最大500(cm/s ²)]	追加設定
Ss-F1	プレート間地震の断層モデル手法による基準地震動 [応力降下量(短周期レベル)の不確かさ]	 [最大717(cm/s ²)]	 [最大393(cm/s ²)]	追加設定
Ss-F2	プレート間地震の断層モデル手法による基準地震動 [SMGA位置と応力降下量(短周期レベル)の不確かさの重畳]	 [最大722(cm/s ²)]	 [最大396(cm/s ²)]	追加設定
Ss-F3	海洋プレート内地震(SMGAマントル内)の断層モデル手法による基準地震動 (SMGAマントル内集約)	 [最大835(cm/s ²)]	 [最大443(cm/s ²)]	追加設定
Ss-N1	2004年北海道留萌支庁南部地震(K-NET港町)の検討結果に保守性を考慮した地震動	 [最大620(cm/s ²)]	 [最大320(cm/s ²)]	追加設定

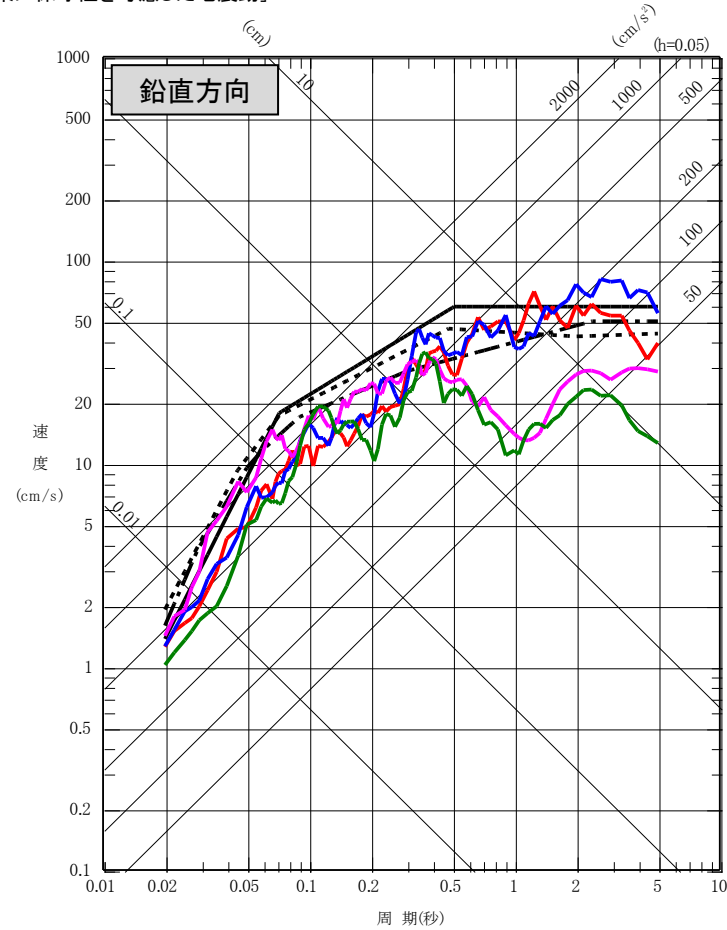
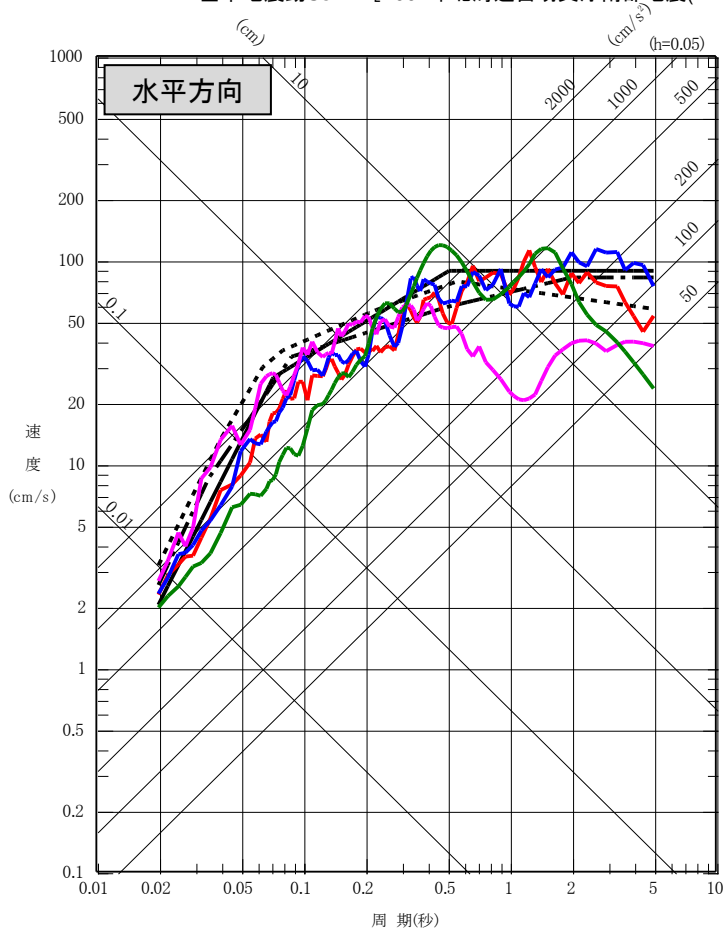
注1: 表中のグラフは各基準地震動の加速度時刻歴波形[縦軸: 加速度(cm/s²), 横軸: 時間(s)]

注2: 断層モデルによる基準地震動のSs-F1, Ss-F2及びSs-F3については, 3.11地震, 4.7地震の観測記録との整合性を確認したシミュレーションでの手法(統計的グリーン関数法, 放射特性一定)を用いていることから水平一方向としている。



2.1 基準地震動(2/2) 応答スペクトル

- 基準地震動Ss-D1 [プレート間地震の応答スペクトル手法による基準地震動]
- - - 基準地震動Ss-D2 [海洋プレート内地震(SMGAマントル内)の応答スペクトル手法による基準地震動]
- · - · 基準地震動Ss-D3 [海洋プレート内地震(SMGA地殻内)の応答スペクトル手法による基準地震動]
- 基準地震動Ss-F1 [プレート間地震の断層モデル手法による基準地震動(応力降下量(短周期レベル)の不確かさ)]
- 基準地震動Ss-F2 [プレート間地震の断層モデル手法による基準地震動(SMGA位置と応力降下量(短周期レベル)の不確かさの重畳)]
- 基準地震動Ss-F3 [海洋プレート内地震(SMGAマントル内)の断層モデル手法による基準地震動(SMGAマントル内集約)]
- 基準地震動Ss-N1 [2004年北海道留萌支庁南部地震(K-NET港町)の検討結果に保守性を考慮した地震動]



※基準地震動Ssの超過確率は、今後審査予定



2.2 原子炉建屋基礎地盤等の安定性評価

- 原子炉建屋基礎地盤が基準地震動 S_s による地震力に対して十分な支持性能を有することを確認
- なお、Sクラスの施設の周辺に斜面は存在しないことから、斜面の崩壊により、施設の安全機能が重大な影響を受けることはない

【評価項目】

- 支持力に対する安全性
- すべりに対する安全性
- 基礎底面の傾斜に対する安全性

審査中
本頁は申請時
(平成25年12月)の内容

【評価結果】

- 各評価項目について、以下のとおり、評価基準値を満足することを確認

評価項目	南北断面(X-X'断面)	東西断面(Y-Y'断面)	評価基準値
支持力	1.2 N/mm ²	2.8 N/mm ²	13.7 N/mm ² 以下 (支持力試験結果)
すべり安全率	2.8	2.3	1.5 以上
基礎底面の傾斜	1/15,000	1/16,000	1/2,000以下



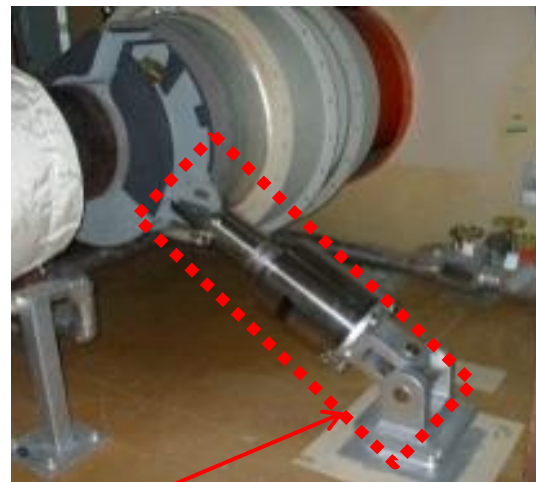
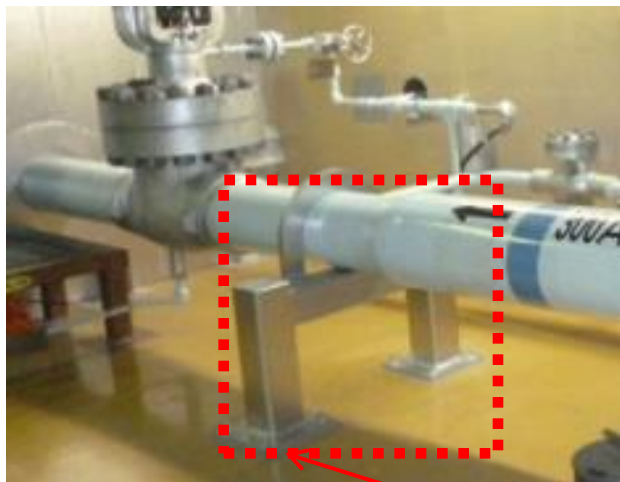
➤ 耐震設計方針

- 設計基準対象施設は、耐震設計上の重要度に応じた地震力に十分に耐えることができるように設計
- Sクラス施設は、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能が損なわれないように設計

【耐震対策の実施状況】

- 2011年東北地方太平洋沖地震及び2011年4月7日宮城県沖の地震の観測記録が当時の基準地震動 S_s (580ガル)を一部の周期帯で上回ったことを踏まえ、耐震性向上を目的とし、配管、電路類、取水設備、原子炉建屋等の耐震対策工事を開始
- 現在は、新たに設定した基準地震動(1,000ガル他)に対して裕度を持たせた耐震工事を実施中

[配管の耐震対策の例]



サポートの追加設置

2.3(2) 耐震設計方針に係る論点(1/4)

論点1. 建屋の地震応答解析モデル【サイト固有の論点】

➤ 女川2号炉の建屋は、平成23年東北地方太平洋沖地震等によって耐震壁に細かいひび割れが発生し、そのため初期剛性が低下した状態を耐震評価モデルに反映するために、モデルの初期剛性等は地震観測シミュレーション解析結果を踏まえ設定

地震応答解析モデルの変更項目

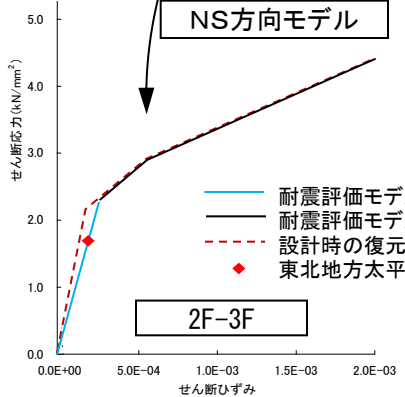
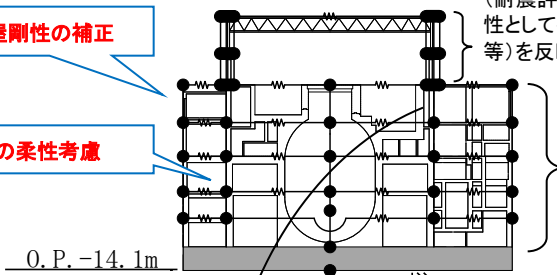
変更項目		適合性審査(申請時)	既工認(建設時)
東北地方太平洋沖地震による建屋の応答状態の反映	建屋剛性(①)	シミュレーション解析に基づいた建屋初期剛性の採用	設計基準強度に基づく建屋剛性を設定
	床の柔性(②)	考慮	非考慮
入力地震動の算定(③)		建屋は約29m掘り込まれており、周辺地盤による入力地震動の低減効果を考慮	基準地震動を建屋基礎下に直接入力(低減効果無視)

①建屋剛性の補正

②床の柔性考慮

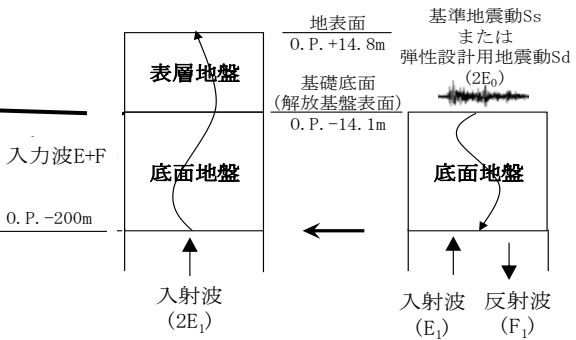
初期剛性の補正係数:0.3
(耐震評価モデルには復元力特性として補強工事(壁増し打ち等)を反映)

初期剛性の補正係数:0.75



せん断スケルトンカーブの設定例

③入力地震動の算定



O.P.(女川原子力発電所工所用基準面) = T.P.(東京湾平均海面) -0.74m

耐震壁の復元力特性(せん断スケルトンカーブ)は、
 ・初期剛性は東北地方太平洋沖地震による建屋の応答状態を反映
 ・最終的な耐力はひび割れの影響を受けないため、設計時の評価を反映(設計基準強度に基づき設定)

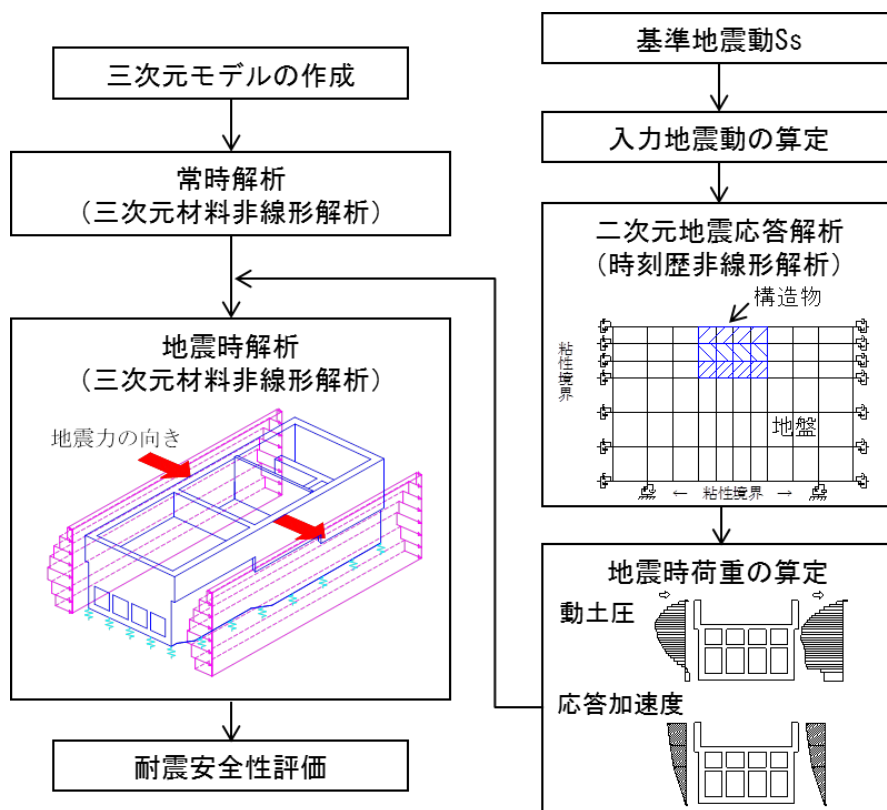


2.3(2) 耐震設計方針に係る論点(2/4)

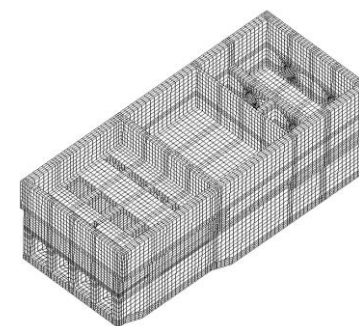
論点2. 屋外重要土木構造物 構造解析における三次元モデルの適用【サイト固有の論点】

- 海水ポンプ室、取水口、復水貯蔵タンク基礎及び軽油タンク室については、二次元地震応答解析により算定した地震時荷重を、三次元材料非線形モデルに静的に載荷して耐震安全性を評価
- 構造物の三次元性や鉄筋コンクリートの非線形性を精緻に再現できる三次元材料非線形解析を採用し、地震時の現実的な応答を求めることにより、建設時の設計地震力を上回る地震力に対しても耐震安全性を確認することができる
- 本手法は、既工認と異なる解析手法であり、先行プラントの審査実績もないことから妥当性について説明

＜評価フロー（海水ポンプ室の例）＞



＜海水ポンプ室の構造解析モデル＞



＜耐震安全性評価＞

(1) 地震時の要求性能確保に対する評価

地震応答解析に基づき算定した地震時荷重を三次元モデルに載荷し、部材の要求性能（通水性能、貯水性能、支持性能）が確保されることを確認。評価は、要求性能毎に要素ひずみの許容限界を設定し、発生ひずみとの比較により実施

(2) 構造物の耐荷力の確認

構造物の耐荷力が地震荷重載荷時の総水平力に対して十分に余裕があることを確認。構造物の耐荷力は、地震時荷重を漸増させ、構造物の荷重－変位関係において荷重の増分に対して変位が急増する点とし、地震荷重載荷時の総水平力との比較により実施

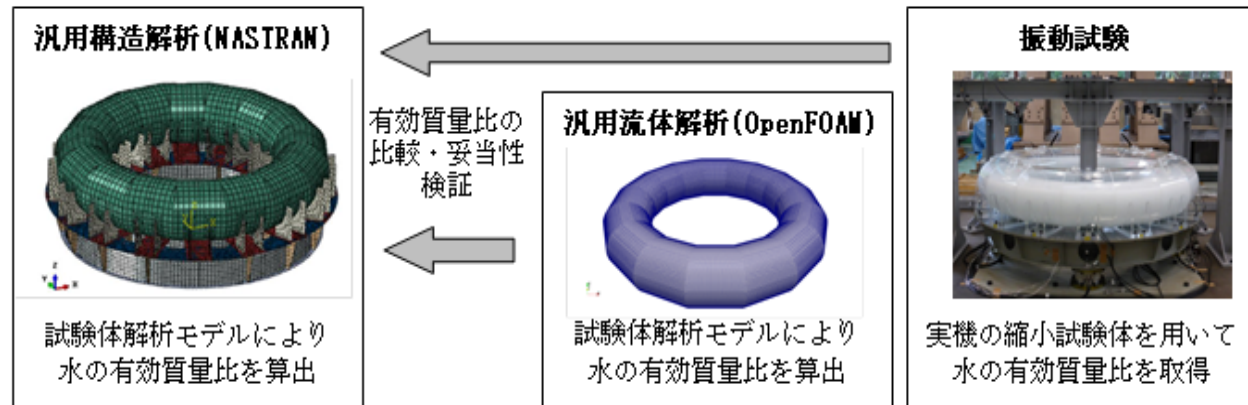


2.3(2) 耐震設計方針に係る論点(3/4)

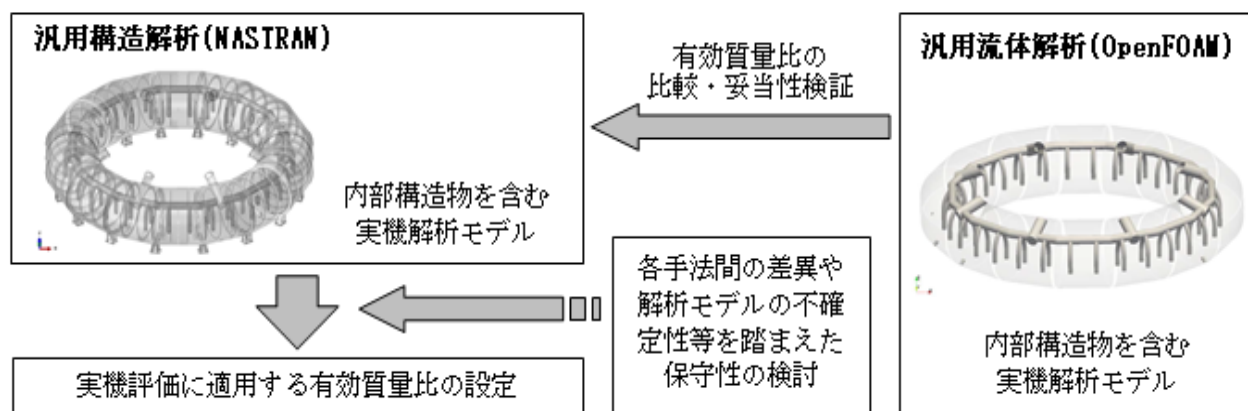
論点3. サプレッションチェンバ内部水質量の考え方の変更【サイト固有の論点】

- 既工認では、水全体を剛体と見なし、水の全質量を用いて地震荷重を算出していたが、今回の評価では、タンクの耐震設計に一般的に用いられている水の有効質量比を適用
- 有効質量比を適用し、地震時の現実的な応答を求めることにより、建設時の設計地震力を上回る地震力に対しても耐震安全性を確認できる
- 実機の縮小試験体による振動試験、構造解析及び流体解析の比較・検証により、汎用構造解析ソフトを用いて有効質量比を算出することの妥当性を確認
- 耐震評価に適用する水の有効質量比は、実機解析モデルを用いて汎用構造解析ソフトにより算出し、流体解析との比較・妥当性検証を行い、更に保守性を考慮して設定
- 既工認と異なる考え方を採用すること、また、先行プラントの審査実績もないことから妥当性について説明

【有効質量比算出の妥当性検証】



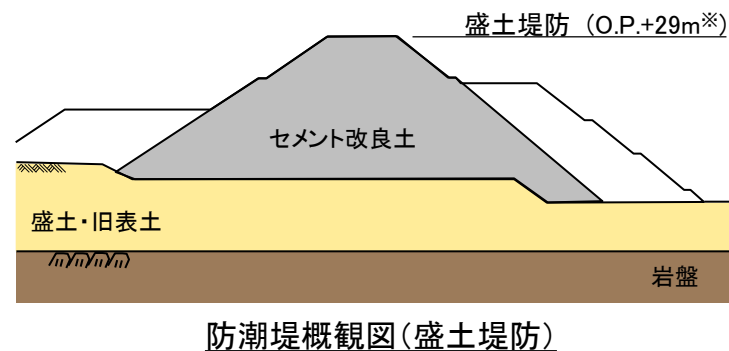
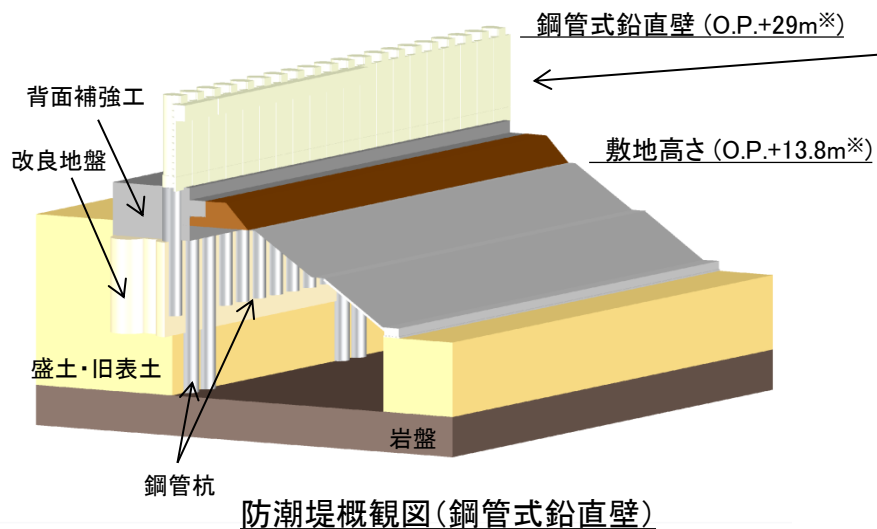
【耐震評価で用いる有効質量比の設定】



2.3(2) 耐震設計方針に係る論点(4/4)

論点4. 地盤の液状化【サイト固有の論点】

- 女川の敷地には、岩盤や改良地盤以外の土層として、旧表土（砂・砂礫層）と盛土（建設時の掘削岩砕を主体とした層）が存在するため、液状化の影響を考慮し評価
- 液状化強度特性や防潮堤の構造についてはサイト固有であり、評価の基本方針と防潮堤の構造成立性について説明



※ O.P.(女川原子力発電所工事用基準面)=T.P.(東京湾平均海面)-0.74m

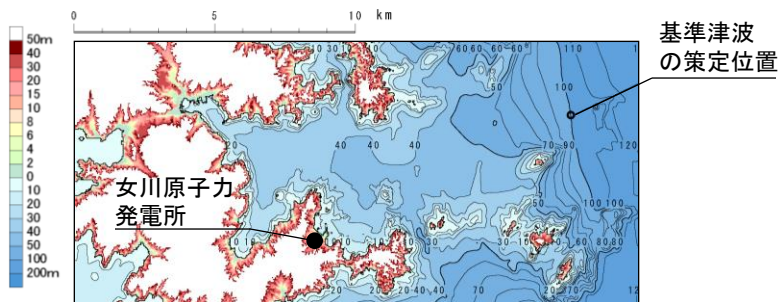
津波防護設計においては、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、一様に約1mの沈降が発生したことを考慮した値を用いる。
なお、至近のサイト内の測量結果では、地震直後に比べ約30cm隆起



2.4 基準津波

- 東北地方太平洋沖型の地震(3.11型の地震)に起因する津波が敷地に対して最も影響が大きいと評価※1
- 基準津波により, 発電所前面の防潮堤に到達する津波の最大遡上水位をO.P.+23.1mと評価

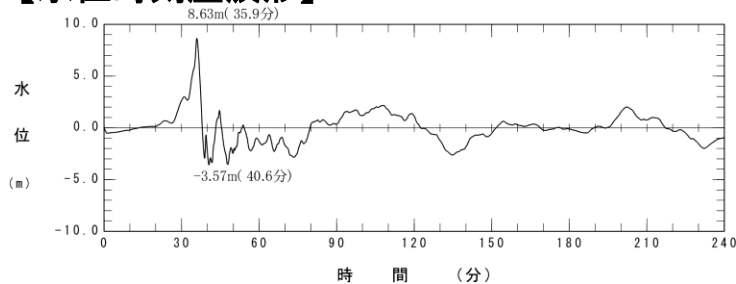
【基準津波策定位置】



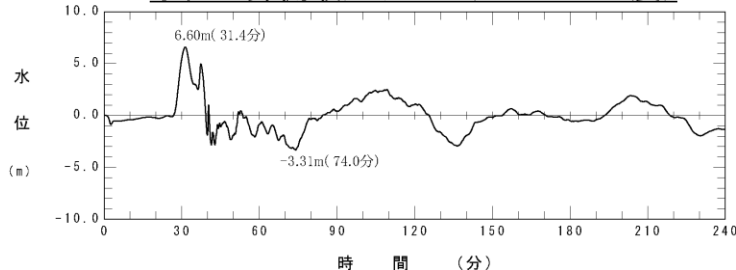
【基準津波の超過確率】

- 最高水位O.P.+10.1m※2の年超過確率は, $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度
- 最低水位O.P.-3.5m※3の年超過確率は, $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度

【水位時刻歴波形】

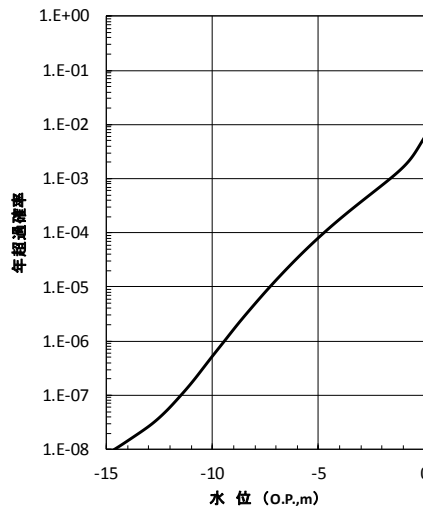


水位上昇側最大ケース(3.11型の地震)

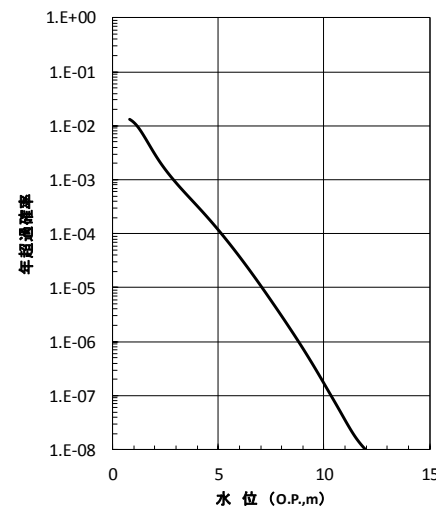


水位下降側最大ケース(3.11型の地震)

水位下降側



水位上昇側



基準津波の策定位置における津波ハザード曲線

※1 3.11型の地震(Mw9.0)の他, 津波地震(Mw8.5)や海洋プレート内地震(Mw8.6)等の地震に起因する津波, および地震以外に起因する津波の検討を踏まえた評価

※2 朔望平均満潮位O.P.+1.43mを考慮した値

※3 朔望平均干潮位O.P.-0.14mを考慮した値

O.P.(女川原子力発電所工事用基準面) = T.P.(東京湾平均海面) - 0.74m



2.5(1) 耐津波設計方針(1/3)

[入力津波水位（上昇側）]

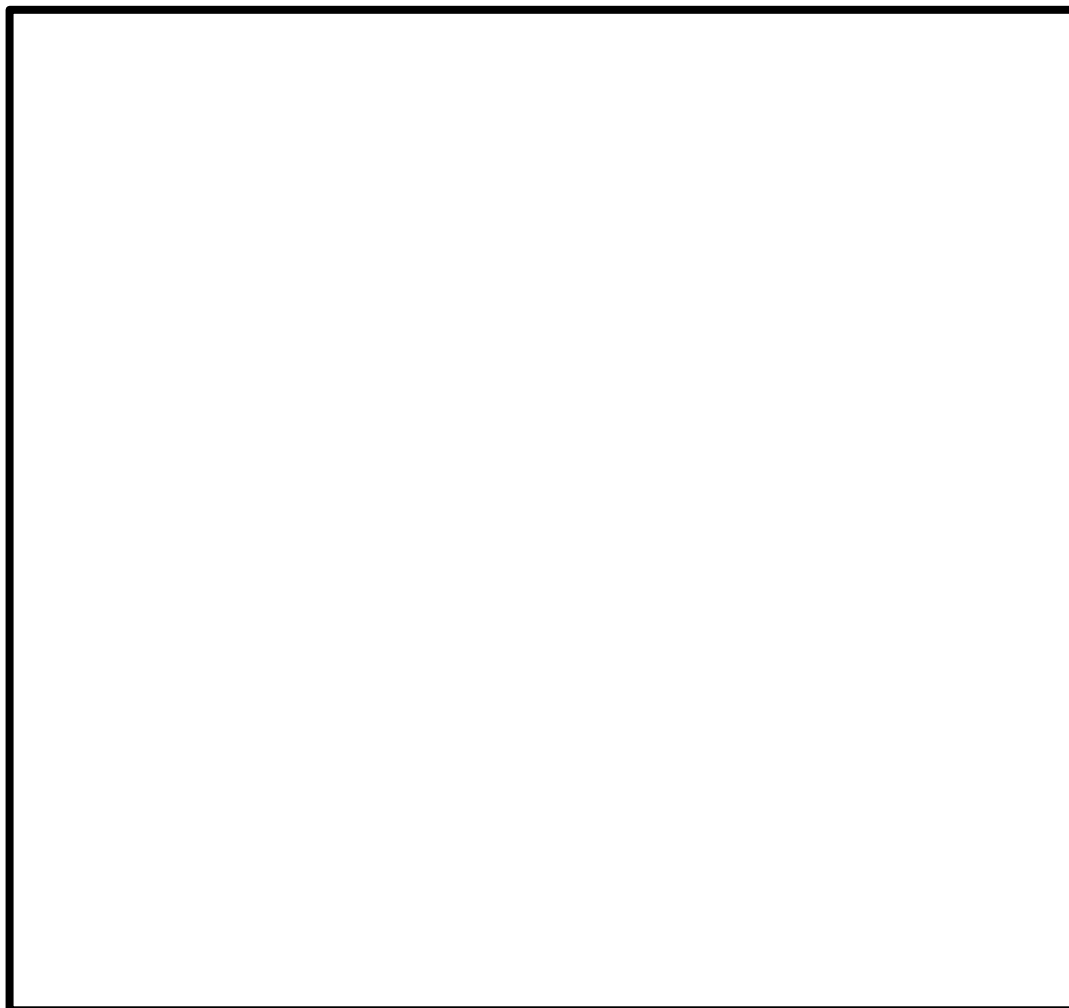
評価位置	入力津波水位※
①防潮堤	O. P. +23. 9m
② 1号海水ポンプ室	O. P. +10. 4m
③ 1号放水立坑	O. P. +11. 8m
④ 2号海水ポンプ室	O. P. +17. 6m
⑤ 2号放水立坑	O. P. +17. 1m
⑥ 3号海水ポンプ室	O. P. +18. 6m
⑦ 3号放水立坑	O. P. +17. 2m
⑧ 3号熱交換機建屋	O. P. +18. 6m

[入力津波水位（下降側）]

評価位置	入力津波水位※
④ 2号海水ポンプ室	O. P. -6. 4m

※ O.P.(女川原子力発電所工事用基準面) = T.P.(東京湾平均海面) - 0.74m

津波防護設計においては、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、一様に約1mの沈降が発生したことを考慮した値を用いる。なお、至近のサイト内の測量結果では、地震直後に比べ約30cm隆起



女川原子力発電所 入力津波評価位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



2.5(1) 耐津波設計方針(2/3)

- 敷地前面における入力津波水位 O. P. +23.9m※¹に対しては、O. P. +29m※²の防潮堤を設置することにより、敷地内への直接流入を防止
- 各取水路、放水路における入力津波に対しては、防潮壁の設置等により取水路、放水路等の経路から敷地への流入を防止
- 入力津波水位一覧、津波防護対策の設備分類と設置目的を次頁以降に示す

※1 基準津波による水位を基本として潮位のバラつき及び地殻変動による地盤の沈降量を考慮した値

※2 O. P. (女川原子力発電所工事用基準面) = T. P. (東京湾平均海面) - 0.74m

津波防護設計においては、2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、一様に約1mの沈降が発生したことを考慮した値を用いる。

なお、至近のサイト内の測量結果では、地震直後に比べ約30cm隆起

女川原子力発電所 津波防護対策の配置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



2.5(1) 耐津波設計方針(3/3)

[津波防護対策の設備分類と設置目的]

設備分類	津波防護対策	設置目的
津波防護施設	防潮堤	津波による遡上波が地上部から敷地へ到達・流入することを防止
	防潮壁	海と接続する開口部からの津波の流入を防止
浸水防止設備	逆流防止設備	屋外排水路等からの津波の流入を防止
	水密扉	取水立坑からの津波の流入を防止
	浸水防止蓋	海水ポンプ設置エリア床開口等からの津波の流入を防止
	逆止弁付ファンネル	海水ポンプ室床からの津波の流入を防止
	貫通部止水処置	貫通部からの津波の流入を防止
津波監視設備	津波監視カメラ	敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、その影響を俯瞰的に把握
	取水ピット水位計	
津波影響軽減施設	取放水路流路縮小	津波による影響を軽減



論点1：防潮堤の構造成立性

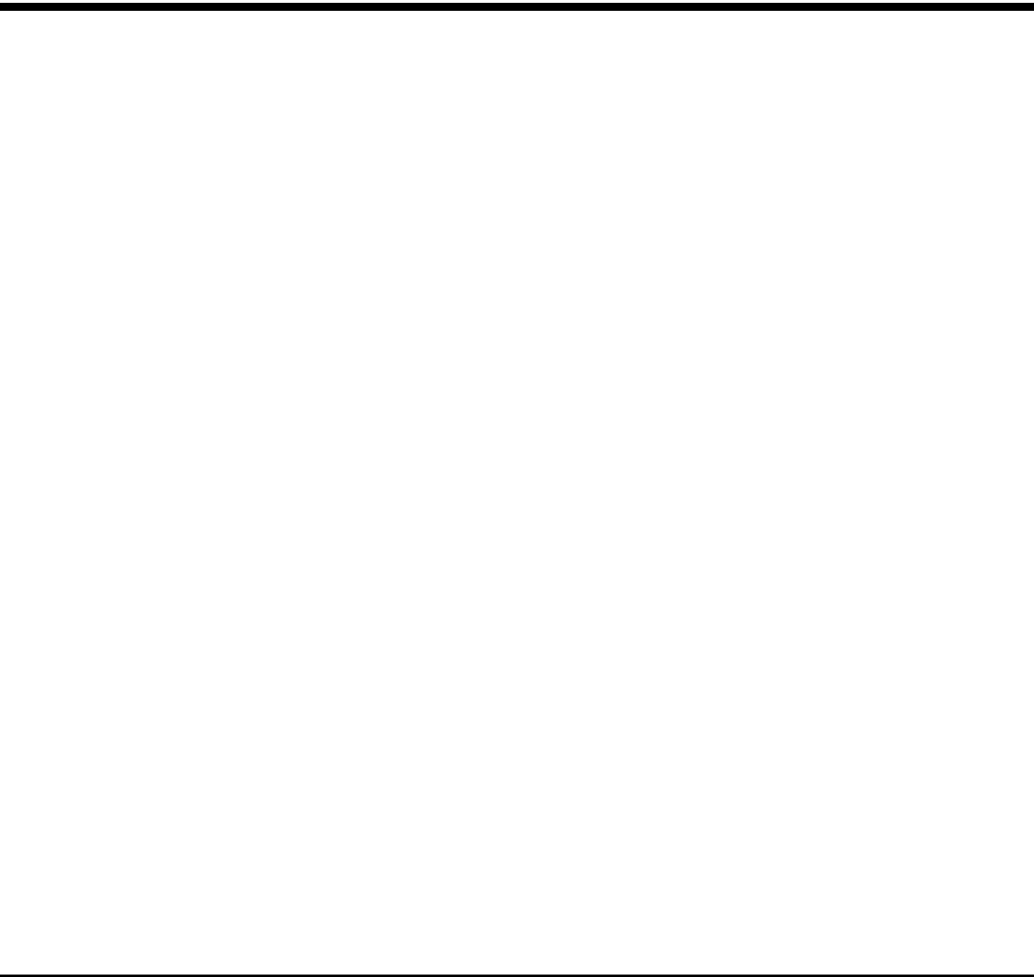
【サイト固有の論点】

- 防潮堤の構造について、サイト固有のものとして、設計方針および構造成立性について説明
 - ・ 防潮堤：①
(防潮堤の構造はP15を参照)

論点2：取放水路からの流入防止

【サイト固有の論点】

- 取水路、放水路からの津波の流入を防止する対策として、防潮壁の設置等を行うことをサイト固有のものとして、設計方針および構造成立性について説明
 - ・ 防潮壁：②, ③, ④, ⑤, ⑥
 - ・ 取放水路流路縮小：⑦, ⑧



女川原子力発電所 津波防護対策配置図（防潮堤・防潮壁抜粋）

2.6 設計基準／自然現象に対する方針

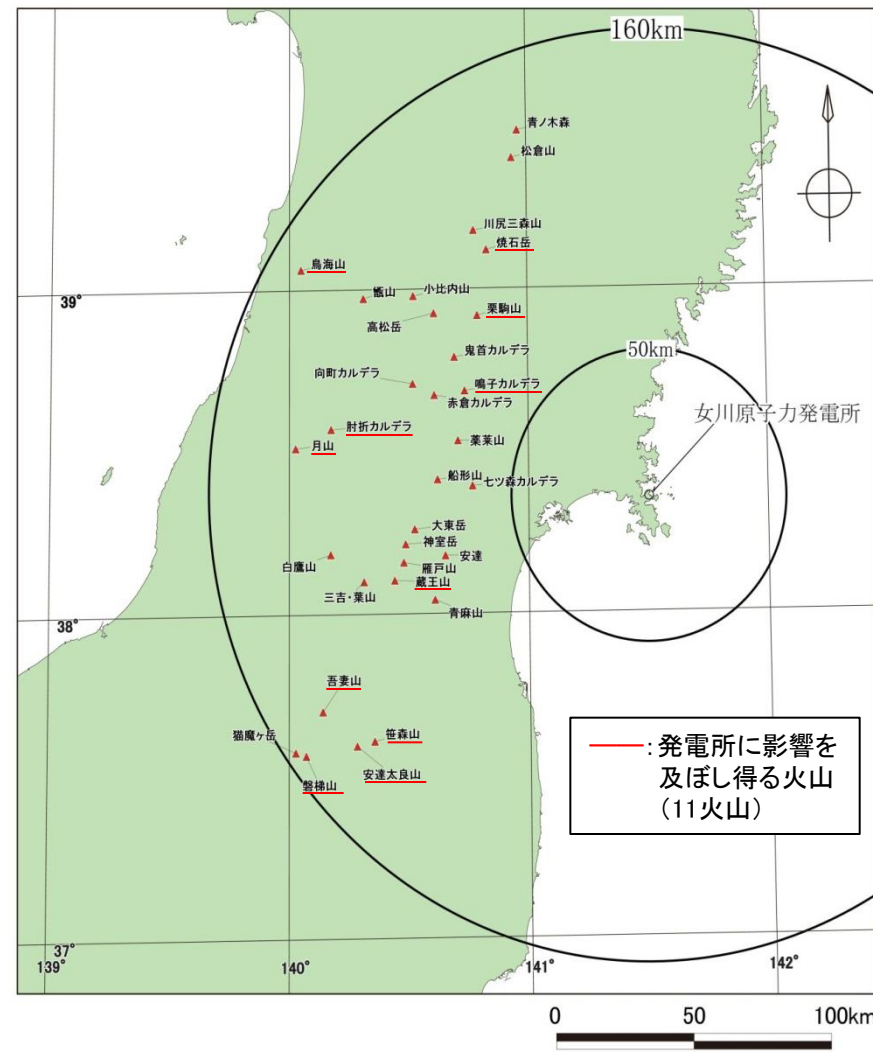
項目		概要
設計基準	自然現象	火山 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象は降下火砕物であり、敷地内の降下火砕物の層厚は文献調査結果、地質調査結果及びシミュレーション結果に対して、さらに保守的な評価となるよう15cmとした。 ➤ 降下火砕物に対して、その直接的影響及び間接的影響により安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計
		竜巻 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 気象庁「竜巻等の突風データベース」(1961年～2012年)に基づき、竜巻検討地域における過去に発生した竜巻による最大風速及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速によって定めた基準竜巻の最大風速は92m/s。女川原子力発電所の立地する地域特性から地形効果による割り増しは必要ないため、設計竜巻の最大風速は92m/s ➤ 竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設は、設計竜巻の最大風速等から設定した設計荷重に対して、安全機能を損なうおそれがない設計
		その他 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 森林火災に対し、原子炉の安全機能を損なうおそれがないことを確認 ➤ 航空機落下については、落下確率が約5.0×10^{-8}／炉・年であり、10^{-7}回／炉・年を下回ることを確認 ➤ 洪水、風(台風)、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、生物学的事象、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害についても、気象観測記録での既往最大値や周辺の地形等を確認し、安全機能を損なうおそれがないように設計



- 発電所から半径160km圏内の第四紀火山※1を調査し、降下火砕物※2や火砕物密度流の直接的影響及び間接的影響を評価
 - 直接的影響として、発電所構造物への静的負荷、水循環系の閉塞や摩耗、電気系等への機械的及び化学的影響等について考慮する。また、積雪深さの最大値を考慮した対策を検討
 - 間接的影響として、広範囲にわたる送電網の損傷による長期の外部電源喪失の可能性や発電所内外へのアクセス制限事象について考慮
- 発電所に影響を及ぼし得る火山(11火山)について、発電所の運用期間中において設計対応が不可能な火山事象(火砕物密度流等)を伴う火山活動の可能性の評価及び発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある火山事象(降下火砕物等)の抽出を実施
 - 発電所の運用期間中において設計対応が不可能な火山事象については、敷地との位置関係等から、発電所に影響を及ぼさないと判断
 - 発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある火山事象として、降下火砕物(層厚15cm)と評価
 - 降下時は必要に応じて空調フィルタの取替・清掃等を実施

※1 約258万年前以降に活動した火山

※2 降下火砕物については、半径160km以遠の火山も調査



敷地を中心とする半径160kmの範囲の第四紀火山



【竜巻検討地域の設定】

- 気候区分等を基に、発電所が立地する地域との気象の類似性を考慮し、北海道襟裳岬から千葉県九十九里町までの海岸線から陸側5kmと海側5kmの範囲に設定

【基準竜巻の最大風速(V_B)の設定】

- 竜巻検討地域における過去最大の竜巻 V_{B1} と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 V_{B2} から基準竜巻の最大風速 V_B は92m/sと設定

【設計竜巻の最大風速(V_D)の設定】

- 発電所の立地する地形特性により V_B の割り増しは不要
- 設計竜巻の最大風速 V_D は92m/sと設定

【設計竜巻の特性値の設定】

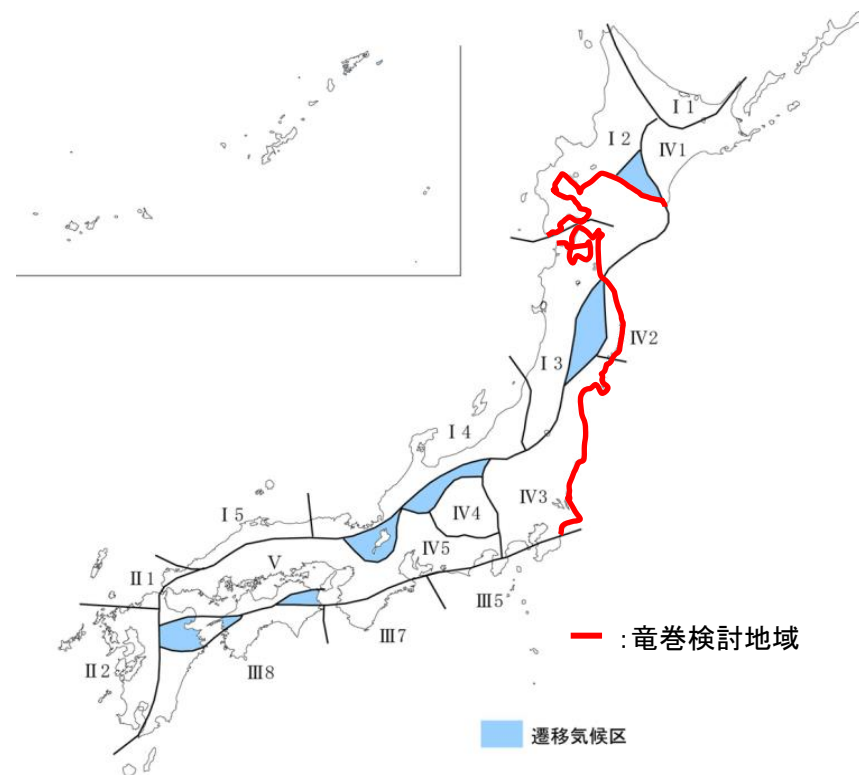
- 設計竜巻の最大風速 V_D 等に基づいて移動速度、最大気圧低下量等の特性値を設定

【設計竜巻荷重の設定】

- 風圧力、気圧差による圧力、飛来物の衝撃荷重を設定

【施設の構造健全性等の確認】

- 設計竜巻荷重に対して、構造健全性等が維持され、安全機能が維持されることにより、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計
- 竜巻防護施設に影響を与える可能性のある飛来物に対しては、防護ネットの設置や飛来物の固縛等実施の方針

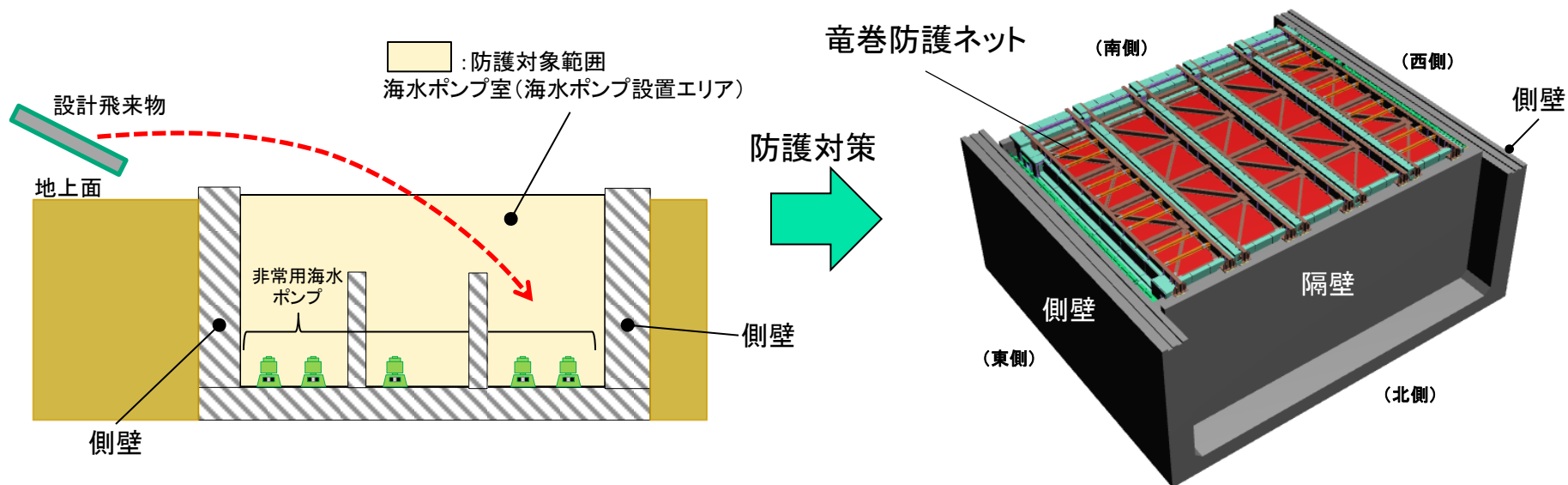


竜巻検討地域



論点: 竜巻防護ネットの構造設計及び耐震評価【サイト固有の論点】

- 安全機能の重要度が特に高い非常用海水ポンプ(原子炉補機冷却海水ポンプ等)は、屋外の海水ポンプ室(海水ポンプ設置エリア)に設置されており、設計竜巻荷重(風荷重, 気圧差荷重, 設計飛来物の衝撃荷重)によって安全機能が損なわれないことが要求される
- 非常用海水ポンプ(付属配管等含む)は、設計飛来物の衝突により安全機能を損なうおそれがあることから、防護対策を講じる
- 防護対象範囲は海水ポンプ室(海水ポンプ設置エリア)(約28×30m)の全域であること、非常用海水ポンプの運転(モータの放熱)を考慮することから、海水ポンプ室(海水ポンプ設置エリア)上面開口を竜巻防護ネットで覆う方式とする
- 海水ポンプ室の壁部材等の耐震安全性を確保するため、地震時の竜巻防護ネットからの荷重を低減させる構造・配置(既工認で適用実績のないゴム支承等の採用)の妥当性について説明



2.6(2-2) 竜巻防護の設計に係る論点(2/3)

[竜巻防護ネットの構造設計における要求と対応]

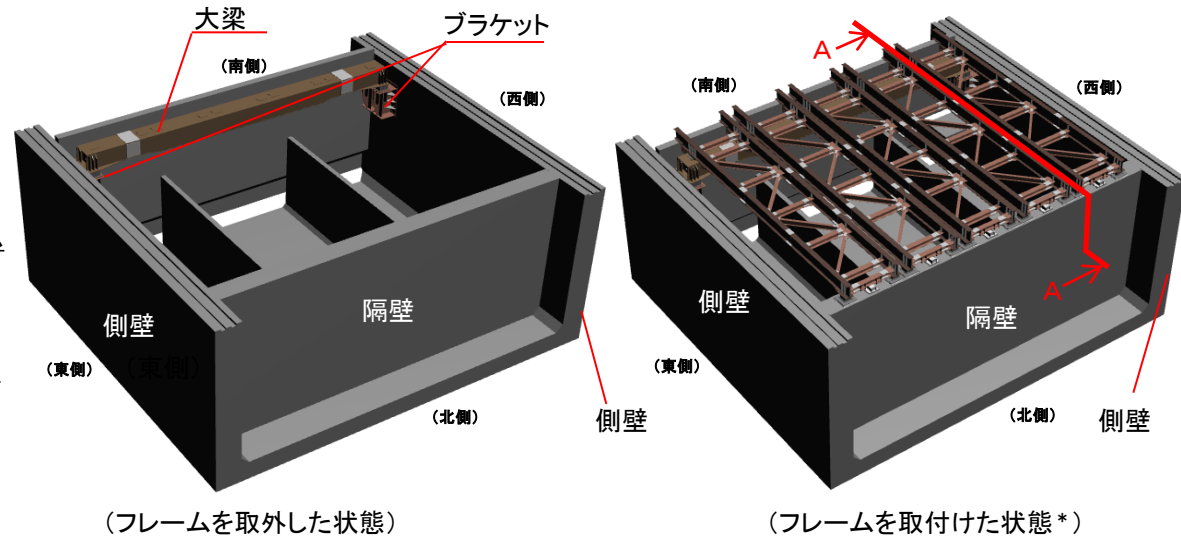
要求事項		対応方針	対策
竜巻	防護対象設備に影響を与える設計 飛来物の侵入を防止できること	<ul style="list-style-type: none"> 設計飛来物の侵入を防止する構造 	<ul style="list-style-type: none"> 設計飛来物の形状を考慮し、防護ネット、防護板で侵入を防止する設計
		<ul style="list-style-type: none"> 設計飛来物の衝突に対して、十分な強度を持つ設計 	<ul style="list-style-type: none"> 設計飛来物の衝撃荷重を考慮した防護ネット、防護板の設計 支承が支持機能を喪失した場合であっても、防護ネットが落下しない設計
耐震設計	Ssにより防護対象設備に対して波及的影響を与えないこと	(海水ポンプ室) <ul style="list-style-type: none"> 地震時の海水ポンプ室への荷重を低減する設計 海水ポンプ室の強度を踏まえた荷重支持位置の設計 	<ul style="list-style-type: none"> ゴム支承等の採用による海水ポンプ室側壁等への伝達荷重の低減 大梁を設置し、強度が確保できる海水ポンプ室側壁へ荷重を伝達する構造
		(竜巻防護ネット) <ul style="list-style-type: none"> 地震に対して構造を維持することで、防護対象施設に影響を与えることのない設計 	<ul style="list-style-type: none"> ゴム支承等の採用による発生応力の低減
その他	温度変化、自重の考慮	<ul style="list-style-type: none"> 伸びや変形への追従する設計 	<ul style="list-style-type: none"> 変位に追従可能な支承構造を採用
	作業性の考慮	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプ室の機器点検時に取付け／取外しが可能な設計 	<ul style="list-style-type: none"> 分割して取外しができる構造の採用
	その他自然現象等の考慮	<ul style="list-style-type: none"> その他自然現象として火山、降雪等考慮する設計 	<ul style="list-style-type: none"> 火山灰、積雪の荷重を考慮
	火災に対する考慮	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻防護ネットが火災源にならない設計 	<ul style="list-style-type: none"> 火災源となる構成部品を使用しない設計
	防護ネットの設置による悪影響防止	<ul style="list-style-type: none"> 設備干渉等の悪影響の確認 	<ul style="list-style-type: none"> ゴム支承の変位による干渉対策



[竜巻防護ネットの構造設計について]

【基本構造と特徴】

- 海水ポンプ室側壁(東側, 西側)にブラケットを取付け, その上に大梁を設置。大梁でフレームの荷重を受けることにより, 強度が確保できる海水ポンプ室側壁に荷重を伝達
- フレーム/隔壁(北側)および大梁/ブラケット接続部はゴム支承, 大梁/フレーム接続部は可動支承とし, 海水ポンプ室への伝達荷重の低減および竜巻防護ネットの発生応力の低減を図る
- 鋼製ネットを取り付けたフレームは作業性を考慮し, 5つに分割できる構造

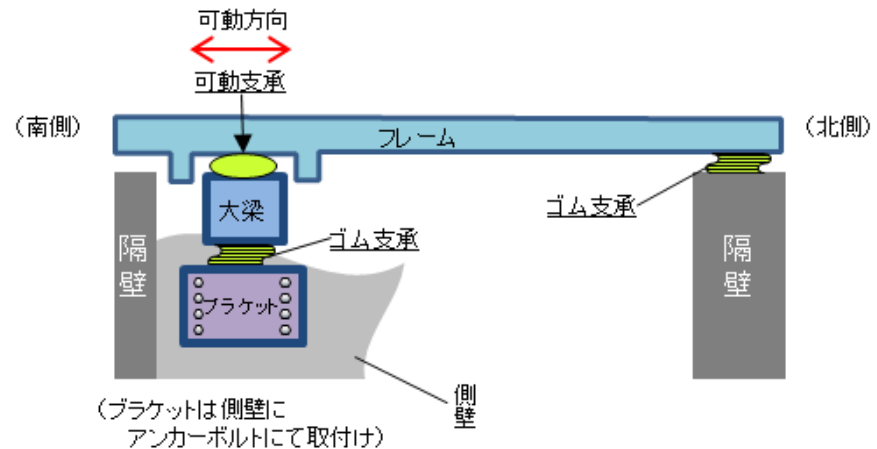


竜巻防護ネット構造(俯瞰図)

*:防護ネット, 防護板は表示していない

【設計への配慮】

- 竜巻防護ネットと海水ポンプ室の構造を踏まえて, 強度評価等へ適切に反映
- 適切な規格・基準の適用, 解析, 試験を行い, 設計の妥当性を確認
- 竜巻や地震等による損傷モードを考慮した構造設計



支持方式模式図(A-A矢視)



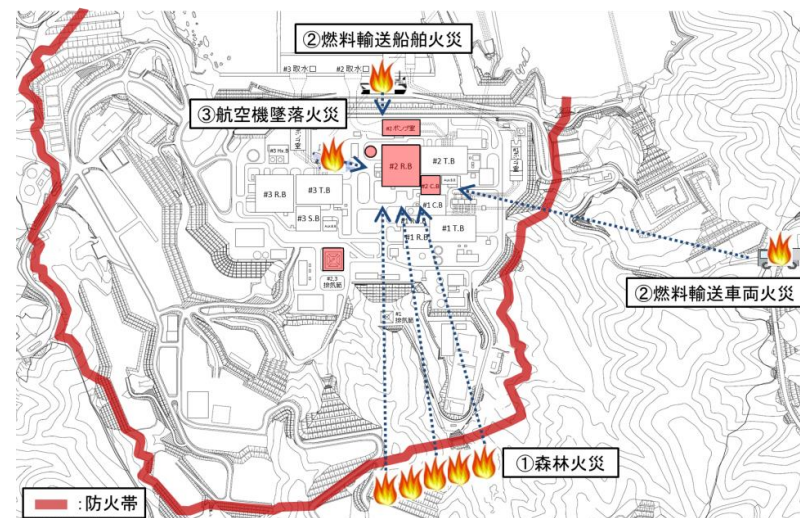
2. 6(3) 外部からの衝撃による損傷の防止(森林火災等)(1/2)

- 「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(原子力規制委員会)」に基づく評価事象による熱、爆発、ばい煙等の重要安全施設への影響を評価

評価事象	事象条件
①森林火災	発電所から10km圏内で出火し延焼する森林火災
②近隣の産業施設の火災・爆発	発電所から10km圏内にある産業施設等での火災・爆発 (石油コンビナート等の大規模な工場, 燃料輸送車両, 漂流船舶, 危険物施設)
③航空機墜落による火災	落下確率 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲に落下した航空機による火災

- 評価事象では、重要安全施設への影響がないことを確認

評価事象	評価結果
①森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 必要な防火帯幅(約20m)が確保されていることを確認 延焼箇所の最縁から安全重要設備を収納する原子炉建屋等まで危険距離以上の離隔距離があることを確認 火災到達時間評価結果から、発電所内に常駐する自衛消防隊が延焼防止活動が可能であることを確認
②近隣の産業施設の火災・爆発	<ul style="list-style-type: none"> 10km圏内に石油コンビナート等なし 発電所構内外の考慮すべき屋外危険物施設について評価し、問題のないことを確認 想定火災(敷地外幹線道路上の燃料輸送車両, 港湾停泊燃料輸送船火災)に対し、危険距離を評価し、原子炉建屋等外壁は許容限界温度未滿を確認
③航空機墜落による火災	<ul style="list-style-type: none"> 想定火災(敷地内への墜落火災)に対し、離隔距離を評価し、原子炉建屋等外壁は許容限界温度未滿を確認
二次的影響(ばい煙等)	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室は、空調の外気取り入れを遮断し影響がないことを確認



外部火災の概要図

2. 6(3) 外部からの衝撃による損傷の防止(森林火災等)(2/2)

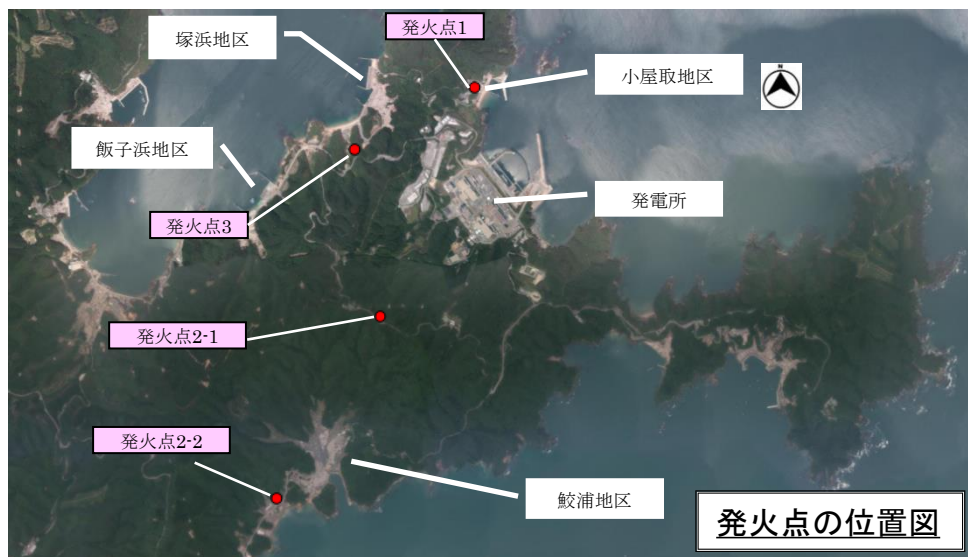
【森林火災における評価条件の特徴】

- 発電所周辺において、森林火災の発生件数の多い月(3月～5月)の最多風向出現回数(日単位)を過去10年間確認し、卓越風向を北北東、南南西、西北西の3グループに分け、卓越風向グループ毎に人為的行為を想定して発火点を設定
- 周辺は発電所に向かってすり鉢状の地形になっており発電所に向かう森林火災は下り方向になるため延焼速度が遅くなる
- 発電所周辺の植生は40年生以上の松が支配的であり燃えにくい植生であるため、FARSITE※へ入力する植生データ、気象データ等を保守的に設定

※ 米国農務省で開発された森林火災シミュレーション解析コード

発火点	発火点名	設定風向 [方位]	発電所と発火点の 距離[km]
発火点1	小屋取漁港道路沿い	北	約0.9
発火点2-1	県道41号線沿い	南西	約1.2
発火点2-2	鮫浦地区(田)	南南西	約2.6
発火点3	塚浜地区道路沿い	西北西	約1.1

入力パラメータ	入力データ												
可燃物 (植生データ)	森林簿及び防火帯周辺の植生調査データよりも保守的に燃えやすい林齢にして入力 <table border="1" style="margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th>森林簿, 植生調査結果</th> <th>保守的林齢設定後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10年生未満</td> <td>10年生未満</td> </tr> <tr> <td>10年生以上20年生未満</td> <td>10年生未満</td> </tr> <tr> <td>20年生以上30年生未満</td> <td>10年生以上20年生未満</td> </tr> <tr> <td>30年生以上40年生未満</td> <td>20年生以上30年生未満</td> </tr> <tr> <td>40年生以上</td> <td>20年生以上30年生未満</td> </tr> </tbody> </table>	森林簿, 植生調査結果	保守的林齢設定後	10年生未満	10年生未満	10年生以上20年生未満	10年生未満	20年生以上30年生未満	10年生以上20年生未満	30年生以上40年生未満	20年生以上30年生未満	40年生以上	20年生以上30年生未満
森林簿, 植生調査結果	保守的林齢設定後												
10年生未満	10年生未満												
10年生以上20年生未満	10年生未満												
20年生以上30年生未満	10年生以上20年生未満												
30年生以上40年生未満	20年生以上30年生未満												
40年生以上	20年生以上30年生未満												
気象要素 (最高気温, 最小湿度)	樹木の燃焼性を高めるため、森林火災の発生件数の多い月(3月～5月)の最高気温を過去10年間確認し、その中でも最高気温である27.8℃, 最小湿度である13%を入力												
風要素 (風速)	火災の延焼及び規模に影響を与えることから、森林火災の発生件数の多い月(3月～5月)の最大風速(10分間平均風速の最大値)を過去10年間確認し、その中でも最大風速である23.8[m/s]を入力												
緯度	日射量が可燃物の燃えやすさ(水分量)に影響を与えることから、保守的に日射量が最も多くなる赤道直下を設定												



発火点の位置図



2.7 設計基準／火災・溢水・安全施設に対する方針

項目		概要
設計基準	火災	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 火災により原子炉の安全性を損なうおそれがないようにするため、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備(以下「火災感知設備」という。)及び消火を行う設備(以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。)並びに火災の影響を軽減する機能を有する設計 ➤ 消火設備(安全施設に属するものに限る。)は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉の安全性を損なわない設計。また、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計
	溢水	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。), 消火系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を想定 ➤ 以下の設備について、溢水防護を考慮した設計 <ul style="list-style-type: none"> • 原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要となる設備 • 原子炉が停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要となる設備 • 使用済燃料プールの冷却機能及びプールへの給水機能を維持するための設備
	安全施設	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 重要度の特に高い安全機能を有し、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であり、単一設計箇所を有する系統は、修復性又は代替性により所定の安全機能を達成できる設計 ➤ 多様性又は多重性を有する系統は、共通要因又は従属要因によって、同時に所定の安全機能を失わないよう独立性を有する設計



➤ 火災区域, 火災区画の設定

- 先行PWRの火災区域及び火災区画設定の考え方を踏まえ, 次の機能を有する構築物, 系統及び機器の設置箇所, 建屋の間取り, 機器やケーブル等の配置, 耐火壁の能力, 系統分離基準等を総合的に勘案し設定
 - 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
 - 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能

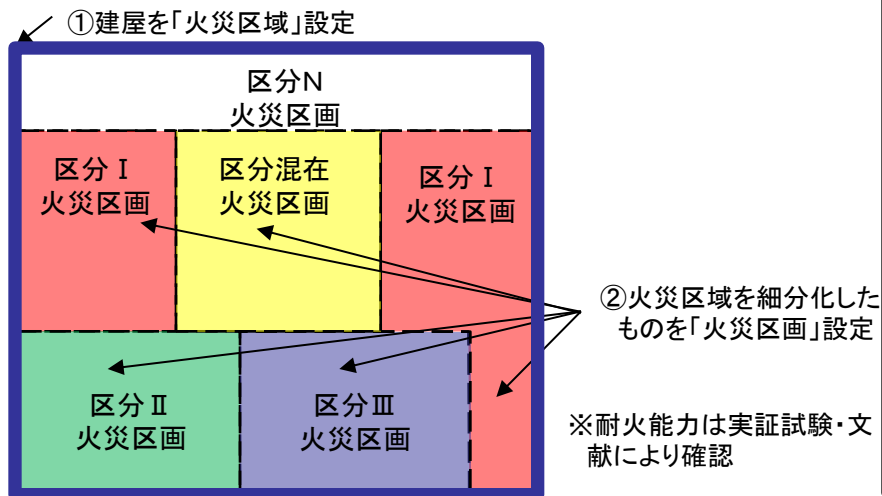
1. 火災区域設定の基本的な考え方

3時間以上の耐火能力の耐火壁等により以下のとおり設定

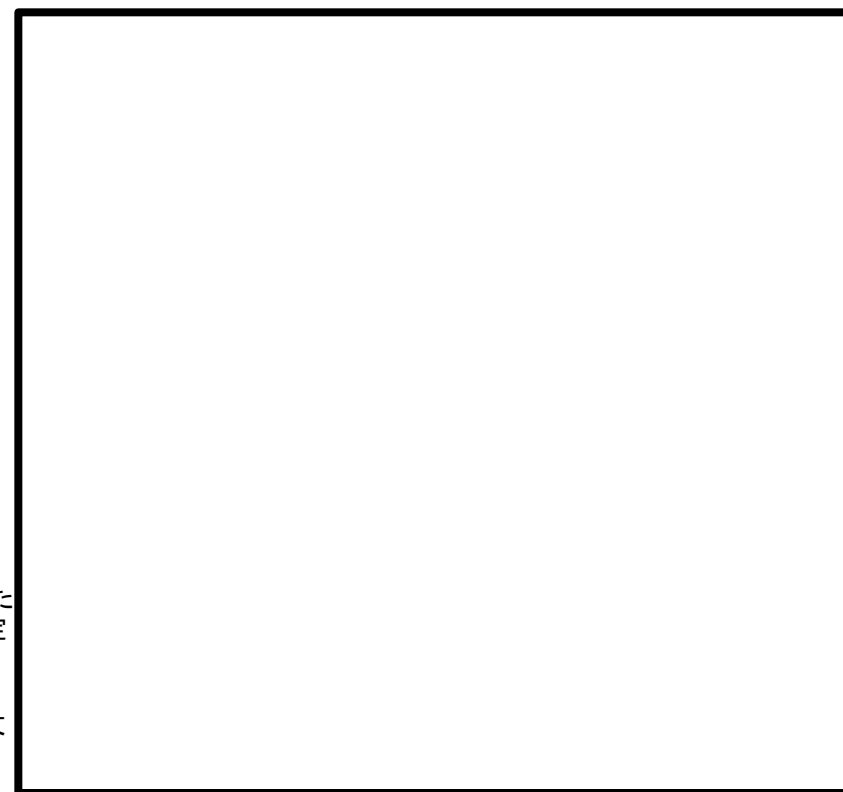
- 建屋内の機器等・・・耐火壁で囲まれた建屋内単位で設定【例: 原子炉建屋】
- 屋外の機器等・・・周囲の耐火壁等の構築物の状況を考慮し, 火災影響を限定できるように設定【例: 海水ポンプ室】

2. 火災区画設定の基本的な考え方

- 図のように, 火災区域を細分化したものを「火災区画」として設定
- 火災区画は, 「3時間耐火隔壁等」「6m以上の離隔及び感知・自動消火設備」, 「1時間耐火隔壁等及び感知・自動消火設備」いずれかにより影響軽減



火災区域及び火災区画の設定例

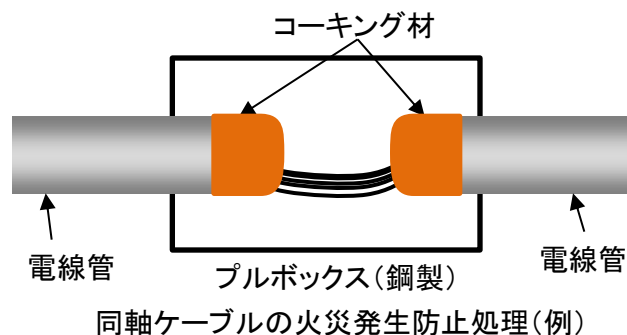


実際の設定状況



➤ 火災発生防止(難燃ケーブル)

- 核計装・放射線モニタ用の同軸ケーブルは、微弱電流・微弱パルスを扱うことから、耐ノイズ性確保のために高い絶縁抵抗を有するケーブルを使用する設計
- 本ケーブルは、自己消火性を確保するためのUL垂直燃焼試験を満足している。また、耐延焼性を確保するため専用電線管に布設するとともに、電線管両端に耐火性のコーキング材を処置し電線管外部からの酸素供給防止を行うことで、十分な保安水準を確保



➤ 火災の感知・消火

(1) 火災感知器の設置

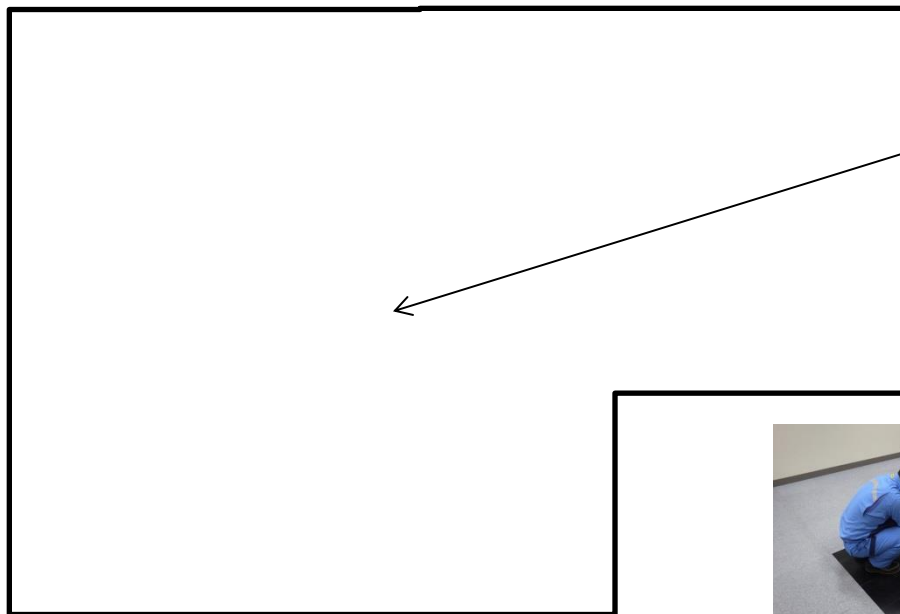
- 安全機能を有する機器等を設置する火災区域又は火災区画は、原則として、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器を設置
- 周囲の環境条件により、アナログ式感知器の設置が適さない箇所には、誤作動防止を考慮した上で非アナログ式の感知器を設置し、十分な保安水準を確保(海水ポンプ室、地下軽油タンク室等)

(2) 消火設備の設置

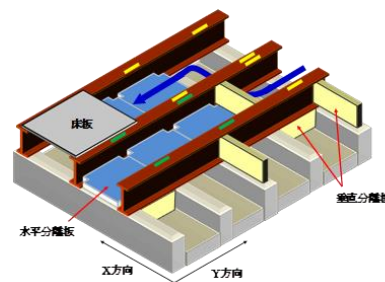
- 消火困難箇所に対して全域ガス消火設備を基本とし、建屋や機器の設置状況に応じ、局所ガス消火設備を設置(油内包機器、電源盤、ケーブルトレイ)

論点1. 中央制御室床下ケーブルピットの分離対策について【サイト固有の論点】

- 中央制御室床下ケーブルピットの火災防護対象ケーブルは、運転員の操作性及び視認性向上を目的として近接して設置するため、以下の分離対策を実施することで、十分な保安水準を確保
 - 実証試験に基づく、1時間以上の耐火能力を有する分離板又は隔壁による分離
 - 感度の高い煙感知器及び2m間隔で火源の特定が可能な光ファイバ式熱感知器を設置することにより、中央制御室にて火災の早期感知及び場所を特定
 - 常駐する運転員が速やかに火災発生場所へ向い、火災発生箇所の床板を専用治具で取り外し、消火器にて早期消火



中央制御室配置図



中央制御室床下ケーブルピットの構造



①火災発生場所の特定



②床板取外し



③初期消火開始

初期消火の概要

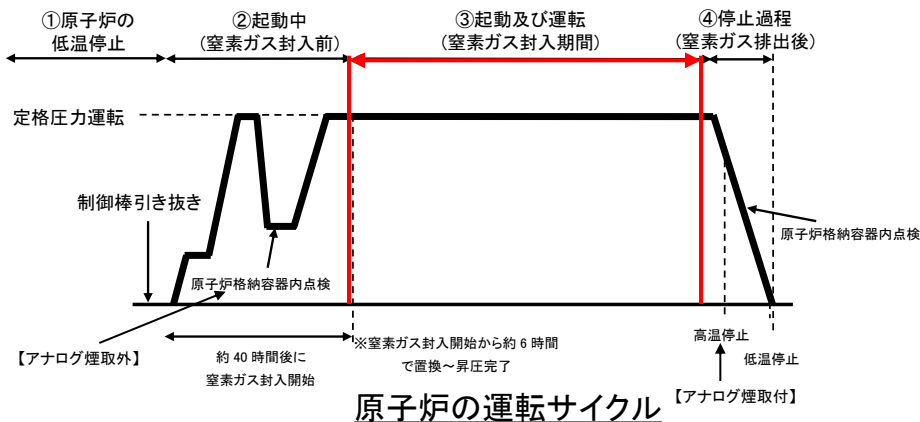


論点2. 原子炉格納容器内火災防護対策について【サイト固有の論点】

- 運転／停止時の原子炉格納容器の状況に応じた火災防護対策を講じることとしており、以下に対して十分な保安水準を確保
 - ・ 原子炉格納容器内への火災感知器の設置
 - ・ 核計装ケーブル(一部ケーブルの露出)【先行審査で審議済】
 - ・ 系統分離(離隔距離の確保及び金属製蓋付ケーブルトレイの使用等)【先行審査で審議済】

[火災感知器の設計方針]

原子炉の運転状態		格納容器内の状態	設置する火災検知器の種類※
① 低温停止		窒素ガス排出	アナログ煙 及び 非アナログ熱
② 起動中	原子炉格納容器内点検前	窒素ガス封入	アナログ煙 及び 非アナログ熱
	原子炉格納容器内点検後		非アナログ熱 及び 運転監視(故障警報含む)
③ 起動及び運転			－(火災発生のおそれなし)
④ 停止過程	原子炉格納容器内点検前	窒素ガス排出	非アナログ熱 及び 運転監視(故障警報含む)
	原子炉格納容器内点検後		アナログ煙 及び 非アナログ熱



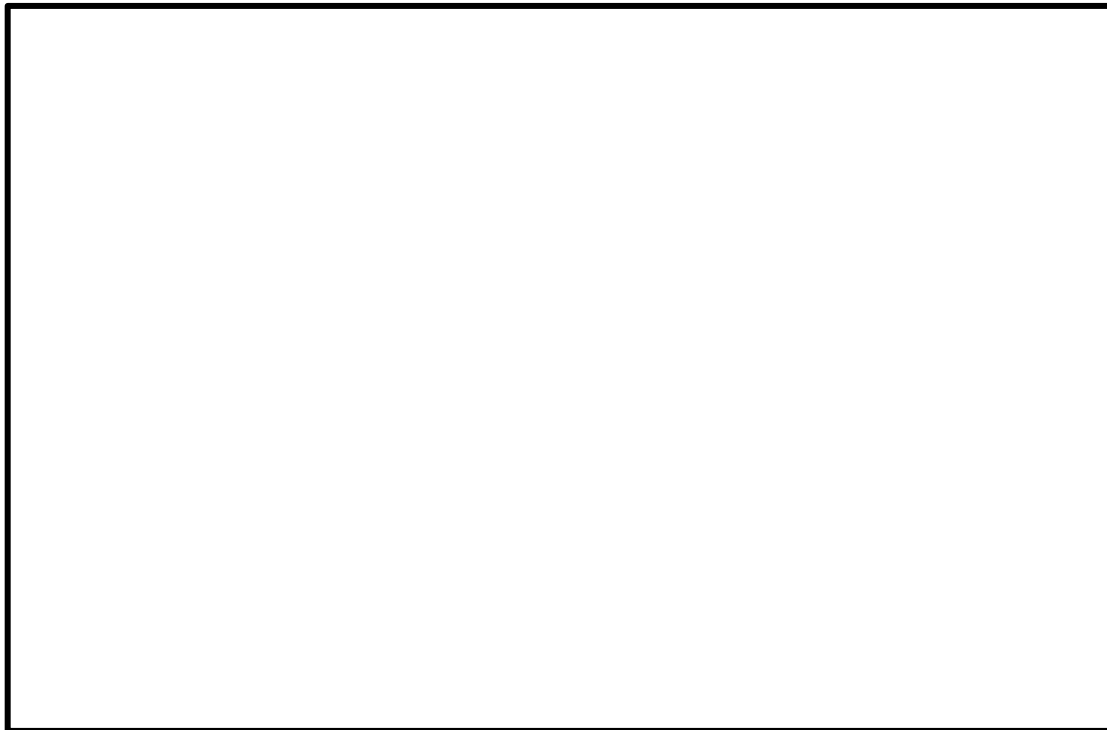
※ 運転中の原子炉格納容器は長時間高温かつ高放射線環境のため、アナログ式火災感知器は電子回路が故障し誤作動する可能性があることから、以下の誤作動防止対策を講じる

- ・アナログ煙 … プラント停止後の格納容器内点検(高温停止時)に取り付け、原子炉起動時の格納容器内点検の際に取外す
- ・非アナログ熱… 電子回路(半導体)を使用しない感知器を採用する。また、水素ガスが発生する事故も考慮し、防爆型とする



論点3. 単一火災発生時の安全停止機能維持について【サイト固有の論点】

- ケーブル処理室及び電気品室において、安全系区分毎の分離状況の調査により単一火災によって複数の区分が同時に機能喪失しないことを確認
- 過渡事象の起因となるような原子炉建屋又はタービン建屋内の単一火災時において、除熱機能に関連するフロント系に加えサポート系に係る機器単位の分離状況の調査により除熱機能が喪失しないことを確認
- 中央制御室における単一の盤内火災を想定した場合に、制御盤間で延焼しないことの評価をもって安全停止上の問題が発生しないことを確認



▶ 内部溢水対策方針

- 溢水が発生した場合でも、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計。さらに使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計
- 放射性物質を含む溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計

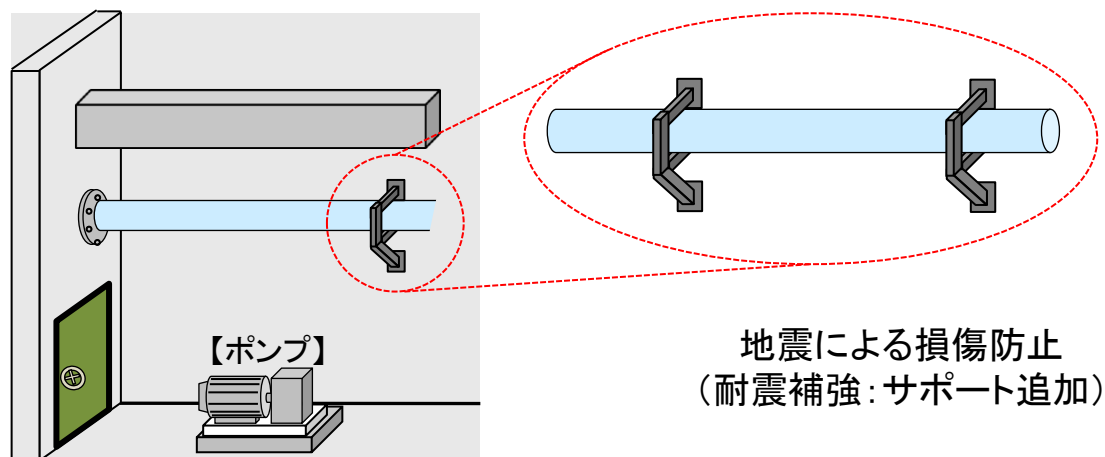
[対策概要]

◆ 地震起因による溢水量の低減対策

防護対象設備が設置されている建屋・エリア内の低耐震クラス(耐震B, Cクラス)配管・機器の耐震性評価を実施し、必要に応じて耐震補強(サポート追加等)を実施

◆ 防護対象設備に対する溢水対策

防護対象設備に、没水・被水・蒸気に対する対策を実施



耐震補強の実施例

◆ 没水対策

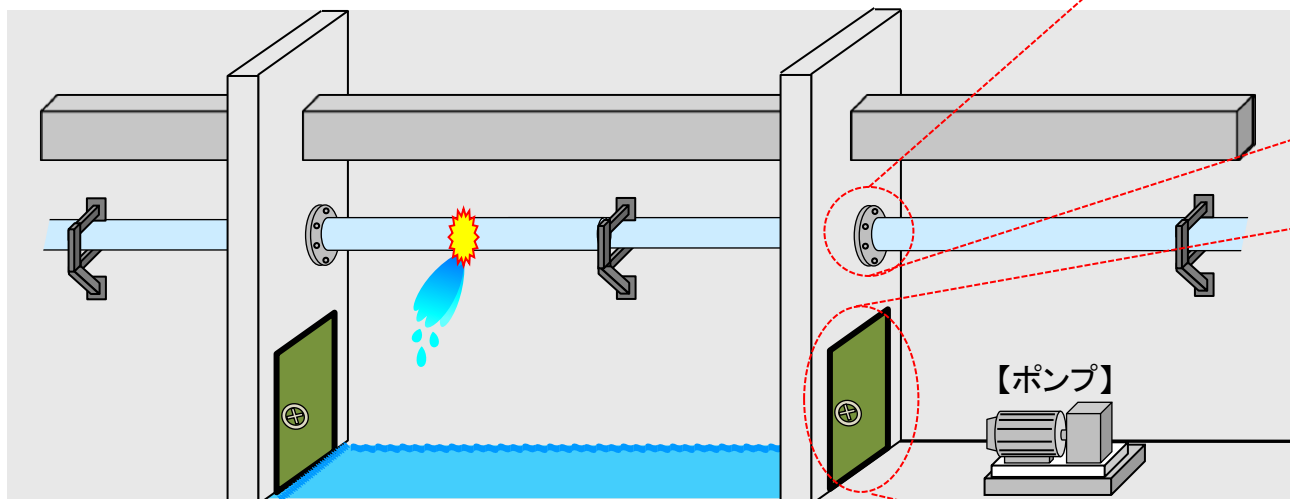
- 設置レベルの見直し
- 設備の移設
- 設備周囲への堰の設置
- 建屋内配水系の逆流防止
- 水密扉の設置
- 配管・電路貫通部への止水処置

◆ 被水対策

- 電線管接続部等へのコーキング処理
- 電線管接続部等への被水防護用カバー設置

◆ 蒸気対策

- 隔離ダンパの設置
- 耐環境仕様品への取替



溢水防護対策の実施例

▶ 静的機器の単一設計について

- 重要度の特に高い安全機能を有し、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器で、単一設計箇所を有する系統は以下の3系統
- 当該系統は、修復性又は代替性により所定の安全機能を達成できるよう設計

対象系統	単一設計箇所	基準適合性*
非常用ガス処理系	配管の一部, フィルタ装置	「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実にあれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に該当
中央制御室換気空調系	ダクトの一部, 再循環フィルタ装置	
格納容器スプレイ冷却系	ドライウェルスプレイ管, サプレッションチェンバスプレイ管	「単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に該当

* : 設置許可基準規則第12条の解釈5

▶ 安全施設の独立性(区分分離)について

- 重要度の特に高い安全機能を有し、多重性又は多様性を有する系統は、地震、溢水、火災等といった共通要因及びその従属要因が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、同時に所定の安全機能を失わないよう独立性を有する設計

(例) 残留熱除去系(RHR系)の場合

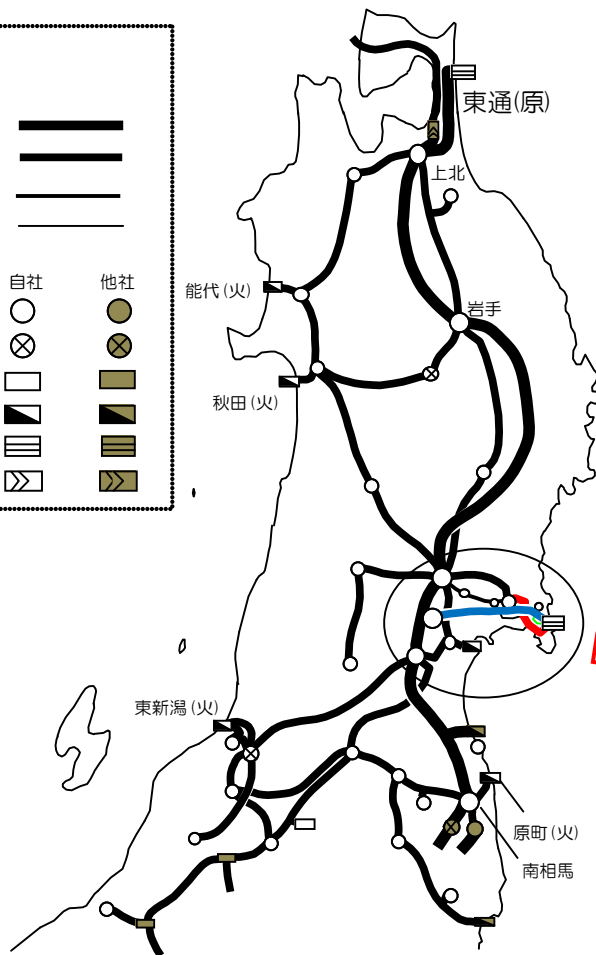
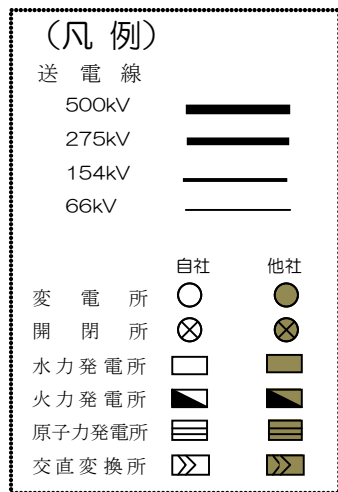
- ① 想定される最も過酷な環境条件(高エネルギー配管破断, LOCA)においても健全に動作するよう設計
- ② 複数ある系統(A系/B系/C系)は、異なるエリアに分散配置
- ③ 異なる区分からの電源供給(A系が区分Ⅰ, B系/C系が区分Ⅱ)



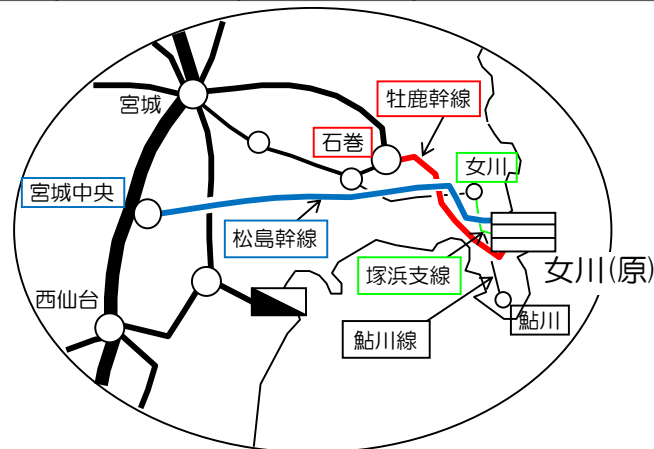
項目		概要
設計基準	保安電源	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 本発電所の送電線は、275kV送電線4回線及び66kV送電線1回線で構成され、275kV送電線4回線は、牡鹿幹線2回線、松島幹線2回線の2ルートでそれぞれ石巻変電所、宮城中央変電所に、66kV送電線1回線は、塚浜支線1回線の1ルートで女川変電所に接続される設計 ➤ 275kV送電線の牡鹿幹線2回線及び松島幹線2回線並びに66kV送電線の塚浜支線1回線のうち少なくとも1回線は、異なる送電鉄塔に架線され、他の回線と物理的に分離される設計 ➤ 275kV送電線1回線又は66kV送電線1回線で原子炉を安全に停止するための電力を受電することができる設計。また、275kV送電線4回線はタイラインで接続されており、さらに66kV送電線1回線が非常用所内電源系に接続されていることから、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統から原子炉を安全に停止するための電力を受電することができる設計 ➤ 非常用ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量を有する3台を備え、各々非常用高圧母線に接続。また、蓄電池及びその附属設備も3系統を多重性及び独立性を確保し設置 ➤ 非常用所内電源系は、他の原子炉施設との共用をしない設計

2.8(1) 外部送電系統

➤ 女川原子力発電所は、複数の異なる変電所に接続されている。

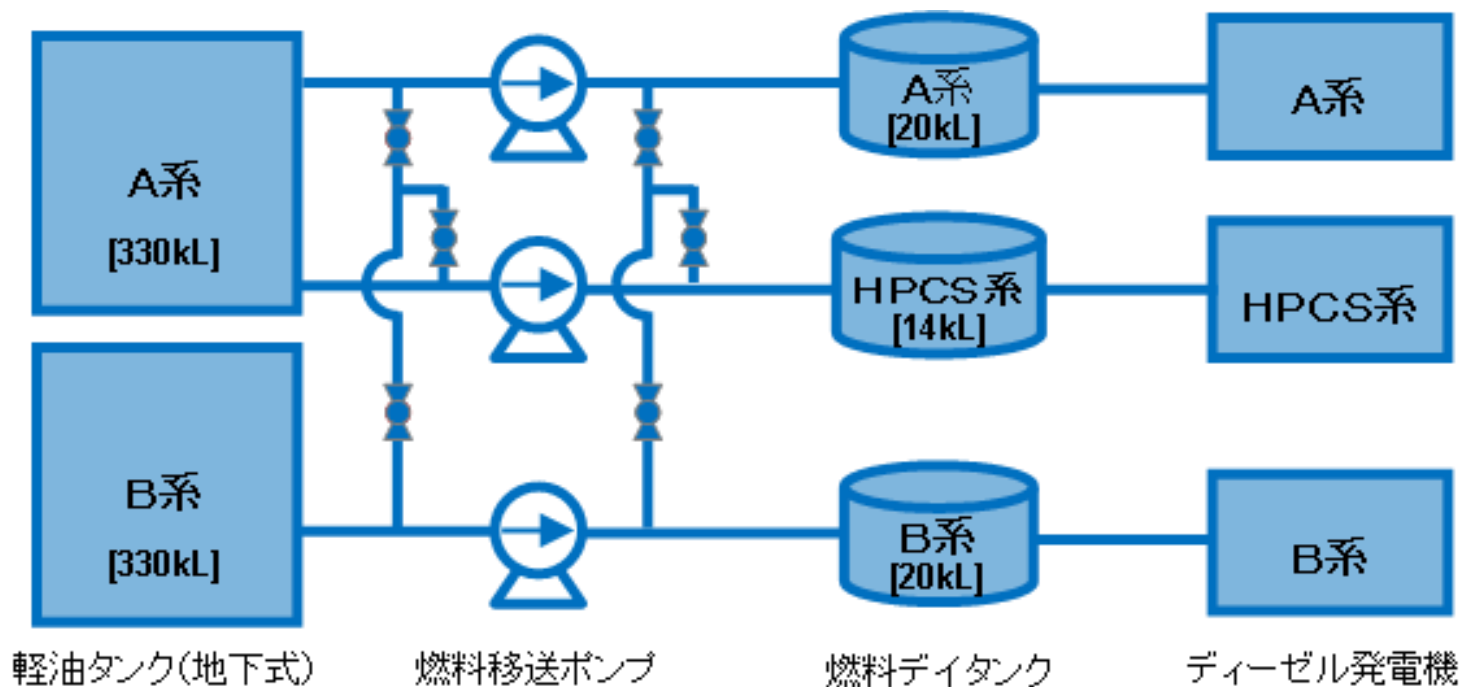


電圧	線路名	回線数	接続する変電所 (発電所からの距離)
275kV	牡鹿幹線	2	石巻変電所 (送電線巨長: 約28km 直線距離: 約25km)
	松島幹線	2	宮城中央変電所 (送電線巨長: 約84km 直線距離: 約65km)
66kV	塚浜支線	1	女川変電所 (送電線巨長: 約8km 直線距離: 約6km)



2.8(2) 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

- ▶ 非常用ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量を有する3台を備え、各々非常用高圧母線に接続。また、蓄電池及びその附属設備も3系統を多重性及び独立性を確保し設置
- ▶ 各ディーゼル発電機は、工学的安全施設等の機能を確保するために必要な容量をそれぞれ有し、また、ディーゼル発電機の燃料貯蔵量は、外部電源喪失及び冷却材喪失事故並びに軽油タンクの単一故障が同時発生した場合であっても、7日分の連続運転に必要な容量以上を確保



3. 重大事故等対象施設及び 重大事故等対策に係る体制・手順等



3. 重大事故等対策 に対する方針(1/7)

項目	概要
重大事故等対策の有効性評価	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」において，想定することが定められた事故シーケンスグループ，格納容器破損モードに対し，それぞれ対策の有効性を確認 ➤ 確率論的リスク評価の知見を踏まえ，規則で定められた事故シーケンスグループ，原子炉格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認
重大事故等対策 保管場所及びアクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 地震，津波時等においても可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，斜面对策を講じたアクセスルートを2ルート確保 ➤ 可搬型重大事故等対処設備は，共通要因によって同時に必要な機能が損なわれないよう複数の保管場所に分散配置
重大事故等対策 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に，原子炉を未臨界に移行するため，全制御棒を挿入できる代替制御棒挿入機能を設ける ➤ 原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に，原子炉出力を制御するため，原子炉再循環ポンプを停止できる代替原子炉再循環ポンプトリップ機能を設ける
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態でも原子炉隔離時冷却系等の機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷を防止する設備として，高圧代替注水系を設ける ➤ 全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失した場合でも，現場での人力による弁の操作により，高圧代替注水系が必要な期間にわたって運転継続ができる設計



3. 1(1) 重大事故等対策の有効性評価(1/4)

- 内部事象及び外部事象に対して，確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用し，対象とすべき事故シーケンスグループ（出力運転時及び運転停止時），格納容器破損モードを抽出

<PRAの実施範囲>

- | | | |
|-------------------|-----------|-----------------------------|
| ・ 内部事象運転時レベル 1 | (炉心損傷頻度 | 5.5×10^{-5} /炉年) |
| ・ 内部事象運転時レベル 1. 5 | (格納容器破損頻度 | 5.5×10^{-5} /炉年) |
| ・ 地震レベル 1 | (炉心損傷頻度 | 1.8×10^{-5} /炉年) |
| ・ 津波レベル 1 | (炉心損傷頻度 | 4.5×10^{-6} /炉年) |
| ・ 内部事象停止時レベル 1 | (炉心損傷頻度 | 9.8×10^{-7} /定期検査) |



「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」で指定される事故シーケンスグループ，格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから，評価する事故シーケンスを選定し，重大事故等対策の有効性評価を実施（以下の項目を参照）
- 本評価において，1，3号炉は停止中を想定

<有効性評価の内容>

- ・ 炉心損傷防止対策の有効性評価
- ・ 格納容器破損防止対策の有効性評価
- ・ 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- ・ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価



評価項目を満足することを確認



3.1(1) 重大事故等対策の有効性評価(2/4)

[炉心損傷防止対策]

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
高圧・低圧注水機能喪失 [TQUV]	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 	以下の評価項目を満足することを確認 <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が1200℃以下 ・燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回る ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回る ・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回る ただし、TBPIについては追而	SAFER CHASTE MAAP
高圧注水・減圧機能喪失 [TQUX]	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能 		SAFER MAAP
全交流動力電源喪失 [長期TB, TBU, TBD, TBP] 【柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見の反映】	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗（蓄電池枯渇後RCIC停止）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・原子炉補機代替冷却水系 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 		SAFER CHASTE MAAP
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗（RCIC本体の機能喪失）			
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失+HPCS失敗			
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗			
崩壊熱除去機能喪失 [取水機能喪失時/残留熱除去系故障時] [TW]	過渡事象+崩壊熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備 		SAFER MAAP
原子炉停止機能喪失 [TC]	過渡事象+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能 		REDY SCAT
LOCA時注水機能喪失 [中小LOCA]	中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・手動操作による減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備 	SAFER MAAP	
格納容器バイパス [ISLOCA]	インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA）	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧による漏えい低減 ・手動操作による隔離 	SAFER	



3. 1(1) 重大事故等対策の有効性評価(3/4)

[格納容器破損防止対策]

格納容器破損モード	最も 厳しい PDS	評価事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要 () : 判断基準値	使用計算 コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） [代替循環冷却系を使用する場合] 【柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見の反映】	AE+SBO	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・代替循環冷却系 ・常設代替交流電源設備 	追而	MAAP
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） [代替循環冷却系を使用しない場合]	AE+SBO	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器最高圧力 約0.854MPa[gage]にてベント実施（0.854MPa[gage]以下） ・格納容器最高温度 約178℃（200℃以下） ・Cs-137総放出量 約15TBq（100TBq以下） 	
高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁を用いた手動操作による原子炉減圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力 約0.2MPa[gage]（2.0MPa[gage]以下） 	
原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用	TQUV	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部への初期水張り（深さ3.4m） 	<ul style="list-style-type: none"> ・圧カスパイクによって格納容器バウンダリにかかる圧力 約0.25MPa[gage]（0.854MPa[gage]以下） ・圧カスパイクによって格納容器バウンダリにかかる温度 約133℃（200℃以下） 	
水素燃焼	AE+SBO	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化 ・原子炉格納容器フィルタベント系 	<ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度（ドライ条件） 4vol%（5vol%以下） 	
熔融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部注水系（常設） ・常設代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート侵食量 格納容器下部床面 約1cm（4.3m以下） 格納容器下部壁面 約1cm（1.7m以下） 	



3. 1(1) 重大事故等対策の有効性評価(4/4)

[使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策]

想定事故		重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
想定事故 1	燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	・燃料プール代替注水系	・水位低下が厳しい「想定事故 2」においても、通常運転水位から約0.9m低下することとなり、燃料は露出することなく、放射線の遮蔽、未臨界の維持は確保	-
想定事故 2	サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故	・燃料プール代替注水系 ・サイフォンブレイク孔		-

[運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策]

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）	・水位低下が厳しい「全交流動力電源喪失」においても、燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下することとなり、燃料は露出することなく、放射線の遮蔽の維持は確保	-
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・低圧代替注水系（常設） ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備		-
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）		-
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	-	・燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界であり、スクラム後は未臨界が確保 ・燃料は露出することなく冷却可能	APEX SCAT



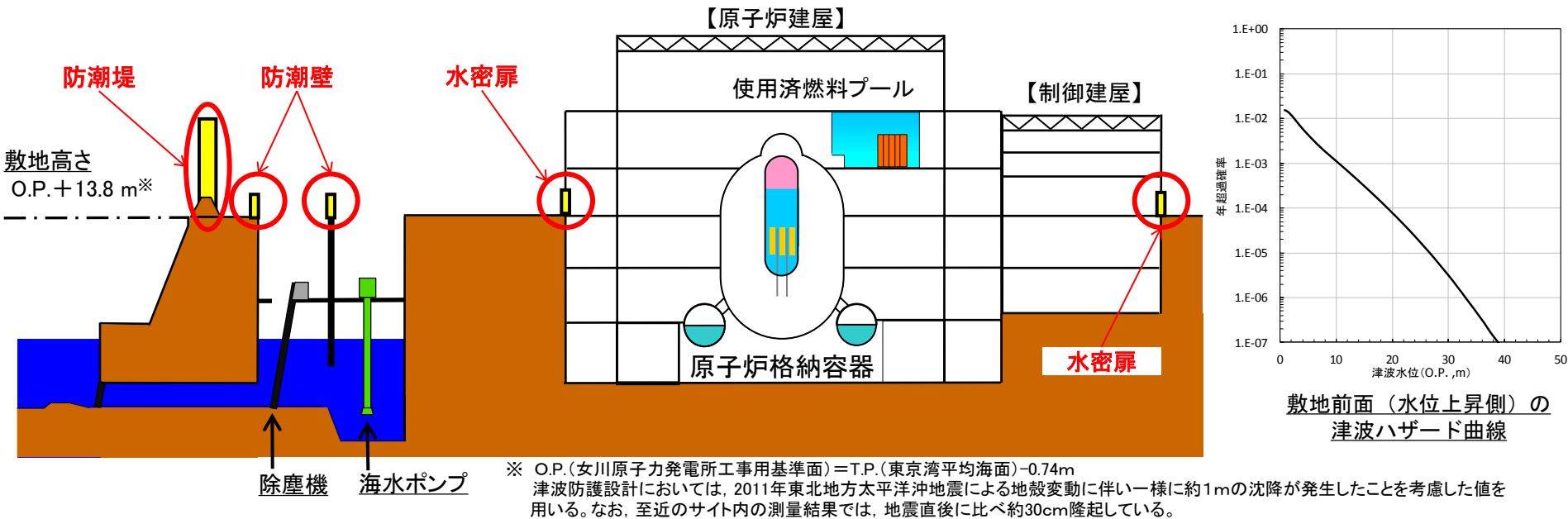
3. 1(2) 重大事故等対策の有効性評価に係る論点(1/6)

論点1. 津波レベル1PRAより抽出した事故シーケンスグループ【サイト固有の論点】

- 津波レベル1PRAでは、プラントに対する津波の影響度の観点から津波高さを3つに分類し、評価を実施
- 評価の結果、内部事象PRAで想定したシーケンスグループの他、津波特有の事故シーケンスグループとして「防潮堤機能喪失」を選定
- 津波特有の事象以外については、内部事象と同様の炉心損傷防止対策が有効なことから、事故シーケンスは同等と評価
- 「防潮堤機能喪失」は炉心損傷直結シーケンスとして整理

[津波高さ毎の津波発生頻度及び炉心損傷頻度]

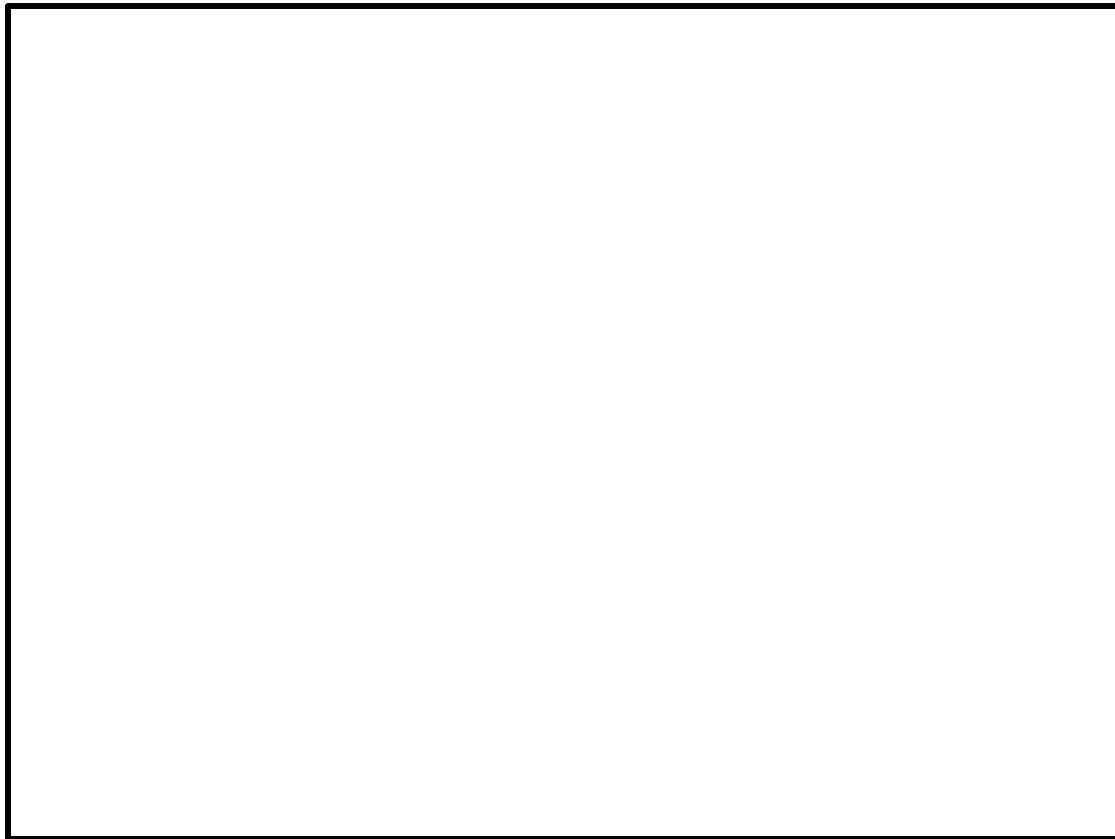
津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (／年)	CDF (／炉年)
1	O. P. +29m以上 +35. 2m未満	$4. 1 \times 10^{-6}$	$4. 1 \times 10^{-6}$
2	O. P. +35. 2m以上 +38. 6m未満	$3. 3 \times 10^{-7}$	$3. 3 \times 10^{-7}$
3	O. P. +38. 6m以上	$1. 1 \times 10^{-7}$	$1. 1 \times 10^{-7}$
全CDF			$4. 5 \times 10^{-6}$



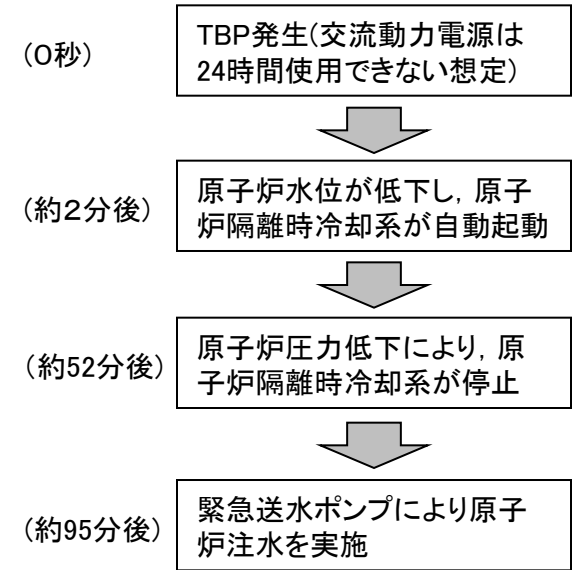
3. 1(2) 重大事故等対策の有効性評価に係る論点(2/6)

論点2. 全交流動力電源喪失時に逃がし安全弁開固着が重畳する事故(TBP)時の対策について【先行炉の論点】

- 全交流動力電源喪失時に逃がし安全弁開固着が重畳する事故(TBP)が発生した場合、事象発生直後より原子炉隔離時冷却系(設計上の注水下限圧力:1.04MPa[gage])が作動するが、原子炉圧力が1.04MPa[gage]に到達することから、事象発生約95分後より可搬型設備である緊急送水ポンプ※を用いて原子炉注水を実施することにより、炉心損傷を防止



<事象進展の概要>



※ 緊急送水ポンプについては、異なる保管場所に計3台(2n+α)配備

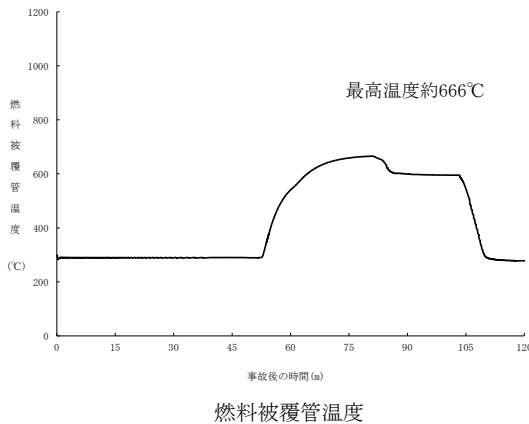


3. 1(2) 重大事故等対策の有効性評価に係る論点(3/6)

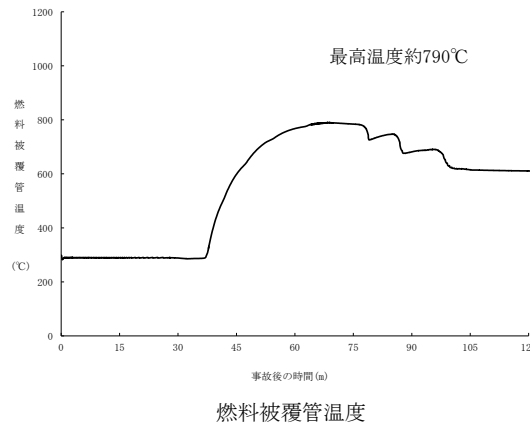
論点3. 中小破断LOCA時の破断面積について【先行炉の論点】

- 中小破断LOCAの破断面積については、対策の有効性が確認できる範囲を踏まえ破断箇所および破断面積を設定することとしており、原子炉隔離時冷却系と同容量の設計となる高圧代替注水系による原子炉冷却を考慮して1インチ径の破断口に相当する6cm²と設定。また、8cm²の破断面積まで対策が有効であることを確認
- 破断想定箇所については、原子炉冷却材の流出が最も大きくなる原子炉圧力容器下部のドレン配管破断を設定しているものの、気相部での破断となる主蒸気管破断においては、318cm²まで対策が有効であることを確認
- 上記の破断想定において、燃料被覆管温度は1,200℃を超えることはない

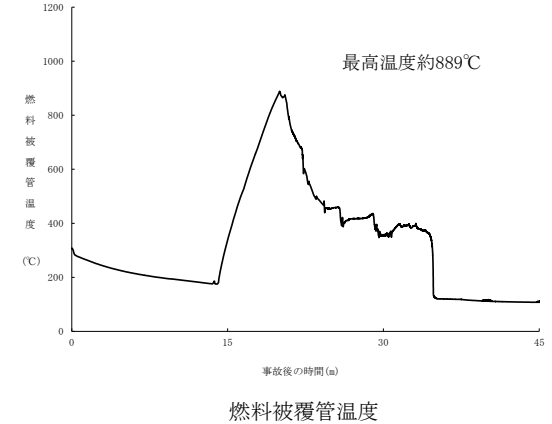
[破断面積：6 cm² (ドレン配管)]



[破断面積：8 cm² (ドレン配管)]



[破断面積：318cm² (主蒸気管)]



	女川2号	柏崎刈羽6, 7号
初期注水設備	高圧代替注水系	低圧代替注水系(常設)
ベースケースにおける破断面積	6cm ²	1cm ²
燃料被覆管破裂が回避可能な破断面積(液相/気相)	8cm ² /318cm ²	5.6cm ² /420cm ²



3. 1(2) 重大事故等対策の有効性評価に係る論点(4/6)

論点4. コリウムシールドの設置について【格納容器型式の相違による論点】

- ドライウェル床ドレンサンプにつながるドレン配管は10m以上の長さ(図2)があり、溶融炉心がドレン配管に流入しても配管内で固化すると考えられる(EPRI/FAI試験結果に基づく評価)が、自主対策設備としてドレン配管内にコリウムシールドを設置
- また、仮にドレンサンプ内に溶融炉心が流入した場合であっても、MCCIにより溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することはない(コンクリート侵食量：壁面約0.16m, 床面約0.20m < 約0.8m(ドレンサンプと原子炉格納容器バウンダリの距離))

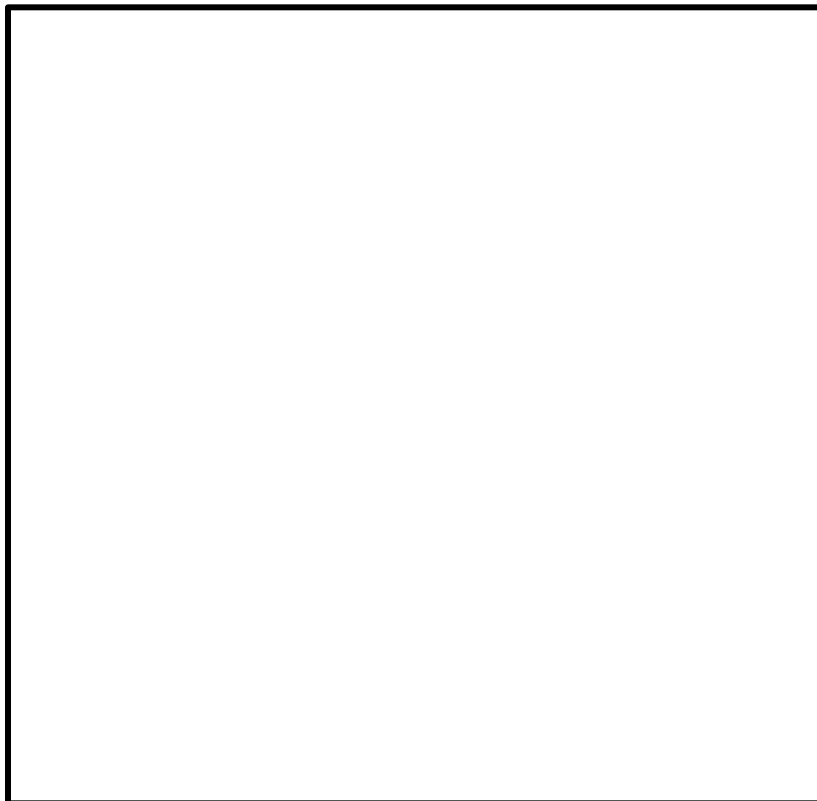


図1 格納容器の構造図

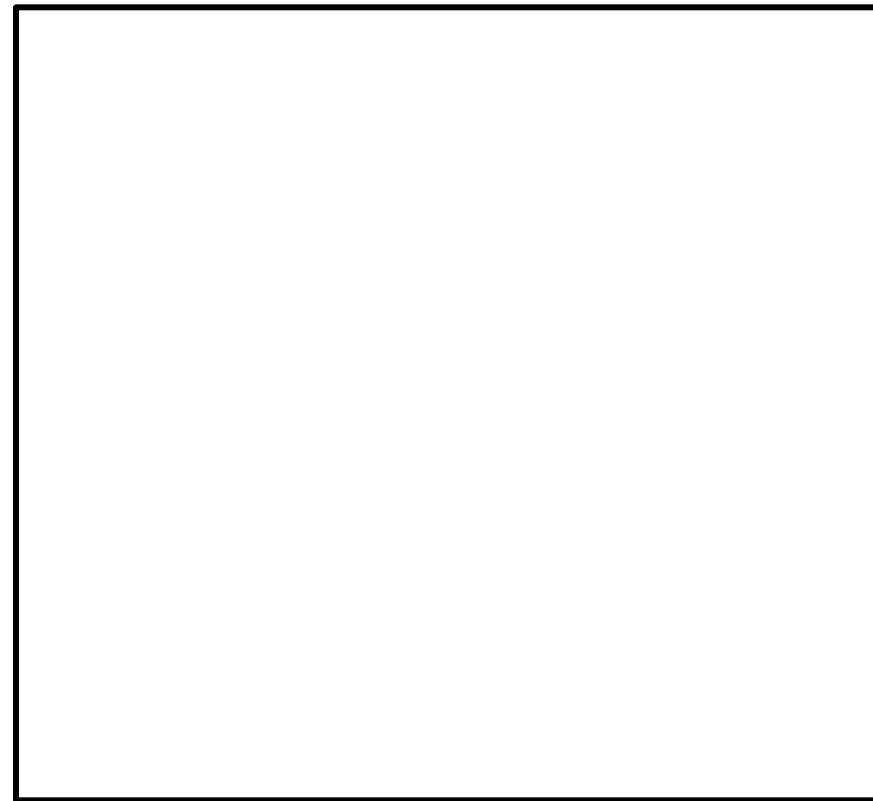


図2 ドレン配管及びコリウムシールド



3. 1(2) 重大事故等対策の有効性評価に係る論点(5/6)

論点5. 格納容器下部への初期水張り水位の適切性について【先行炉の論点】

- ▶ 初期水張りの水位は、FCIの水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCIによる格納容器への影響の観点では高い方が良い
- ▶ 実機において水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価により格納容器の健全性を確認した上で、MCCI緩和のために初期水張りの水位を高く設定するという考えから女川2号炉においては、初期水張りとして格納容器下部水位3.4mに必要な水量(約90m³)を注水

【FCIの影響の観点】

圧カスパイク時の評価

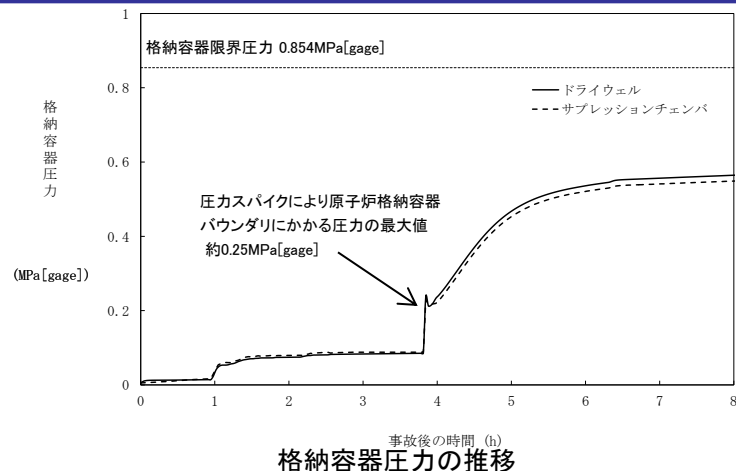
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力:
約0.25MPa[gage] < 0.854MPa[gage]

(参考)

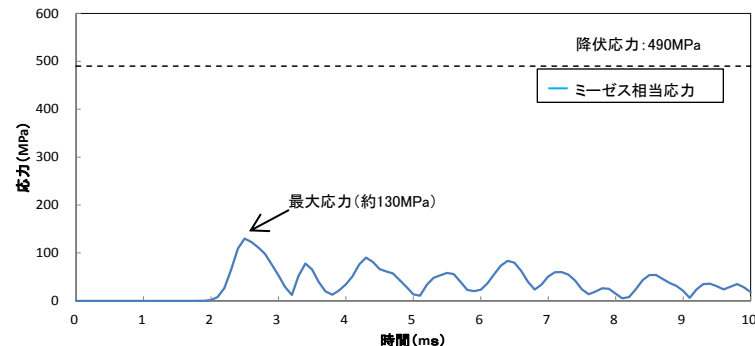
仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価
格納容器下部外側鋼板にかかる応力:
約130MPa < 降伏応力(490MPa)

【MCCIの影響の観点】

MCCIによるコンクリート侵食量
格納容器下部床面: 約1cm < 約4.3m
格納容器下部壁面: 約1cm < 約1.7m



格納容器圧力の推移



水蒸気爆発により格納容器下部外側鋼板にかかる応力の推移



3. 1(2) 重大事故等対策の有効性評価に係る論点(6/6)

論点6. シェルアタックを除外する理由について【格納容器型式の相違による論点】

- 図1のとおり、溶融炉心が100%落下した場合を想定しても溶融炉心堆積高さは約□mであるが、格納容器下部床から格納容器下部開口部下端までの高さは約□mあるため、構造上、ドライウェル床に溶融炉心が拡がることはない
- したがって、女川2号炉の格納容器(BWR MARK I 改良型)の構造上、シェルアタックの発生の可能性はない
- このため、内部事象運転時レベル1.5PRAの対象及び有効性評価の対象から除外

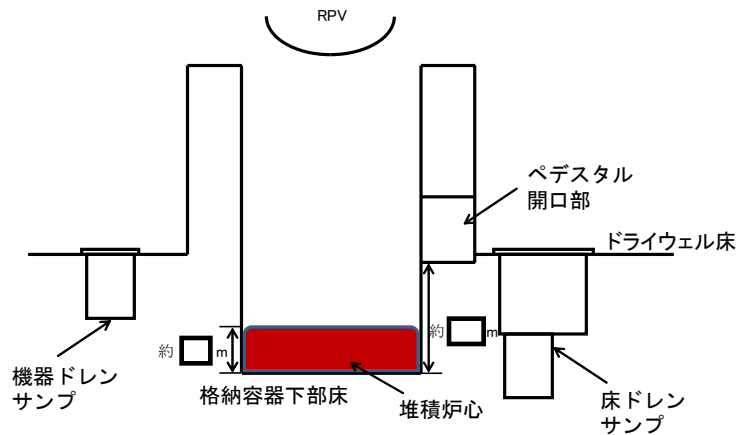
また、以下の不確かさを考慮した上でも、ドライウェル床に溶融炉心が拡がることはない

(1) 格納容器下部の構造物等(CRD自動交換機プラットフォーム等)が溶融した場合のデブリ増加分を考慮

: 約□m ⇒ 約□m < 約□m

(2) (1)に加え、最も厳しい条件として、溶融炉心の全量が単純立方格子(ポロシティ0.48)として堆積する場合を仮定

: 約□m ⇒ 約□m < 約□m

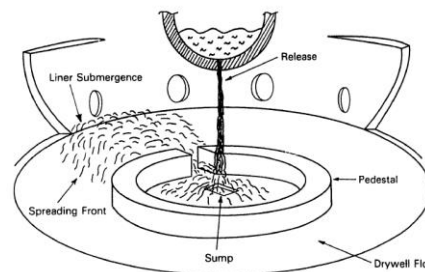


格納容器
女川2号炉における格納容器下部内の堆積炉心の状況

<解説>

「溶融物直接接触(シェルアタック)」の現象の概要

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触する。これにより、原子炉格納容器が破損する可能性がある。



BWR MARK I 型格納容器における溶融炉心の流出イメージ※

※ NUREG/CR-6025, The Probability of MARK- I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)



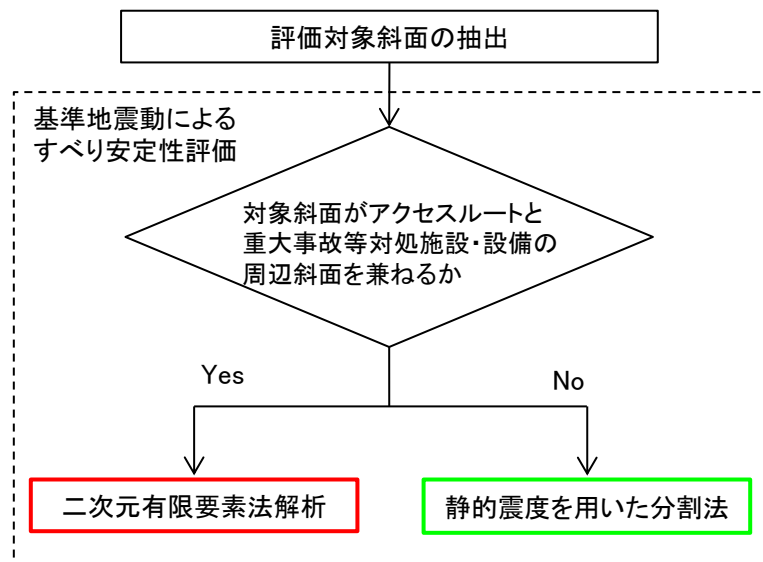
- 地震, 津波時においても利用可能なアクセスルートを2ルート確保
- 地震時に斜面崩壊による土砂撤去が必要ないよう斜面对策を実施
- TBP時にはがれき撤去や段差復旧が不要な位置にTBP対応可搬型SA設備専用の保管エリアを2箇所(第5, 6保管エリア)設置

O.P.(女川原子力発電所工事用基準面) = T.P.(東京湾平均海面) - 0.74m

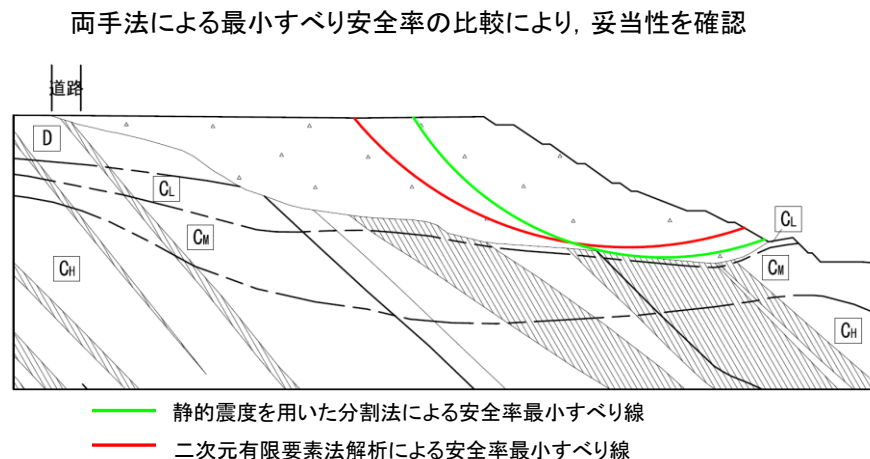


論点. 周辺斜面の安定解析について【サイト固有の論点】

- 一部のアクセスルート周辺斜面の安定解析において、一次元等価線形解析により応答を求め、静的震度を用いた分割法により評価
- 本手法は先行プラントで実績がある手法であるが、斜面高さ等が先行プラントと異なることから、手法の妥当性について説明



安定性評価手法の選定フロー



最も斜面高さが高い盛土斜面において、二次元有限要素解析によるすべり安全率が、静的震度を用いた分割法によるすべり安全率を上回ることをもって妥当性を確認

3.3 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備(1/2)

原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても原子炉を未臨界に移行するため、以下の対策を実施

➤ 代替制御棒挿入機能

- “原子炉圧力高”又は“原子炉水位低”の信号による代替制御棒挿入回路を設置
- 制御棒挿入手動スイッチによる代替制御棒挿入回路を設置

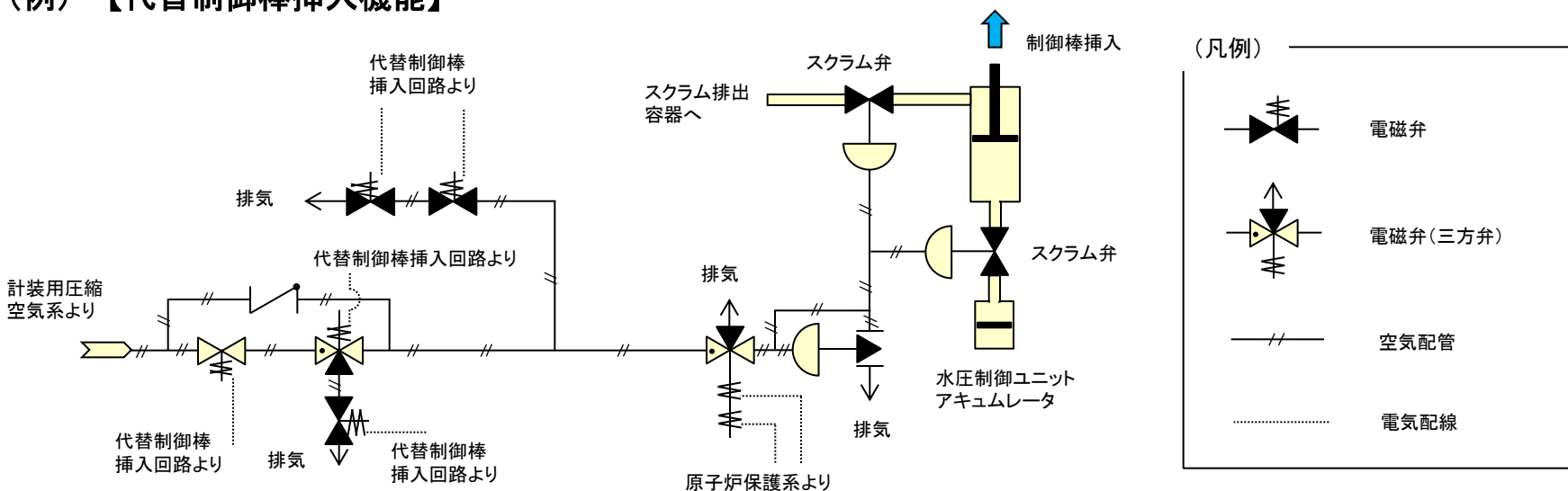
➤ 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

- “原子炉圧力高”又は“原子炉水位低”の信号により原子炉再循環ポンプを停止させる回路を設置

➤ ほう酸水注入系

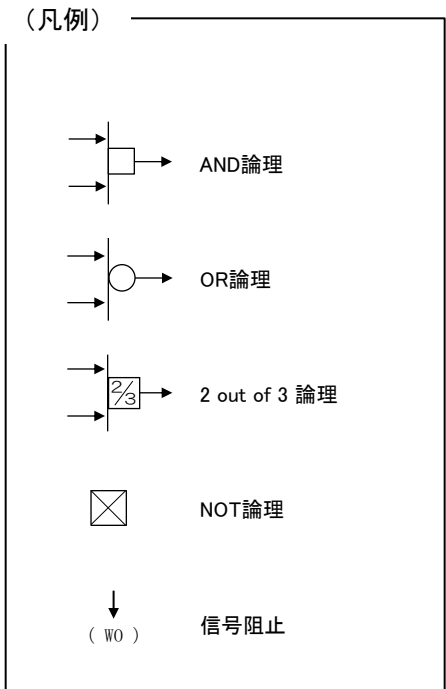
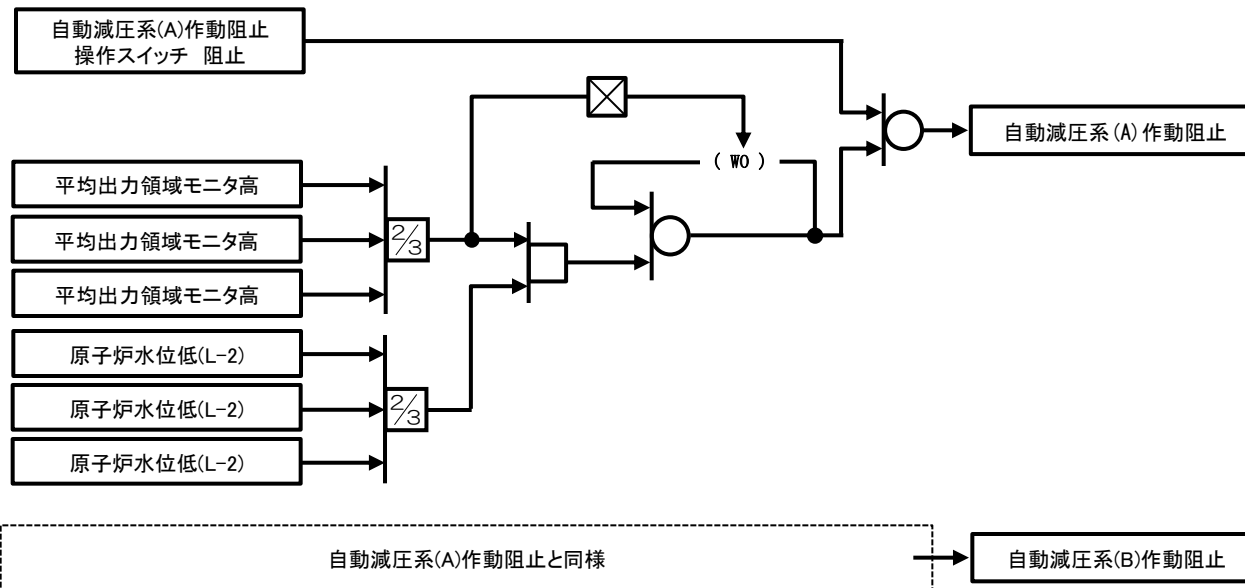
- 設計基準事故対処設備であるほう酸水注入系を使用

(例) 【代替制御棒挿入機能】



▶ 自動減圧系作動阻止機能

- 制御棒挿入機能が喪失し原子炉出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止する回路を設置
- “中性子束高”及び“原子炉水位低”により、自動的に信号を発信し、自動減圧系及び代替自動減圧機能による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を阻止



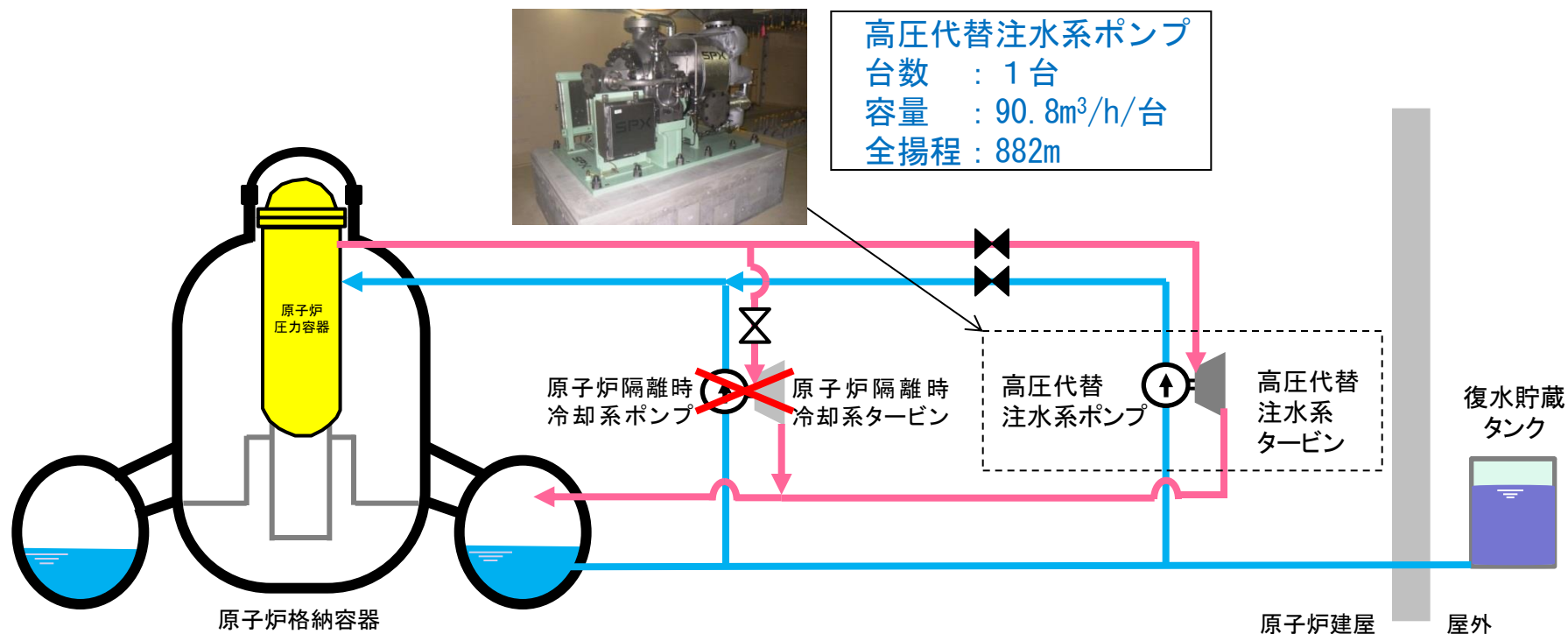
3. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策を実施

➤ 高圧代替注水系の設置

- 高圧代替注水系ポンプ等で構成し、復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水

➤ 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失した場合でも、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系が必要な期間にわたって運転を継続



3. 重大事故等対策に対する方針(2/7)

項目		概要
重大事故等対策	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、主蒸気逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧機能を設ける ➤ 主蒸気逃がし安全弁の窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、高圧窒素ガス供給系(非常用)及び代替高圧窒素ガス供給系を設ける
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では残留熱除去系等の機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設備として、低圧代替注水系を設ける
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、海を最終ヒートシンクとして残留熱除去系熱交換器から発生する熱を輸送できる原子炉補機代替冷却水系を設ける ➤ 残留熱除去系の使用が不可能な場合に、原子炉格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できる原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を設ける



3.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(1/3)

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の対策を実施

➤ 代替自動減圧機能

- 原子炉水位低及び残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系のポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁を作動させる回路を設置

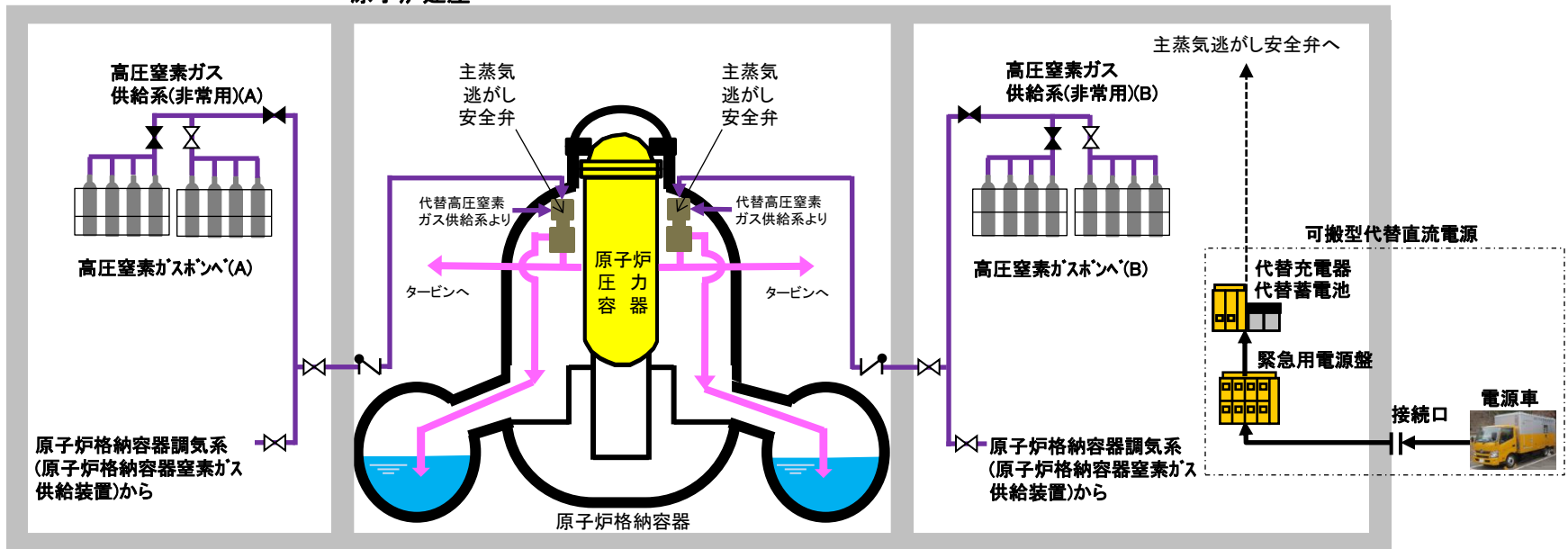
➤ 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備からの給電）

- 常設直流電源系統が喪失した場合でも可搬型代替直流電源設備からの給電が可能

➤ 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系(非常用)）

- 可搬型の高圧窒素ガスポンベを供給源として、主蒸気逃がし安全弁を作動

原子炉建屋

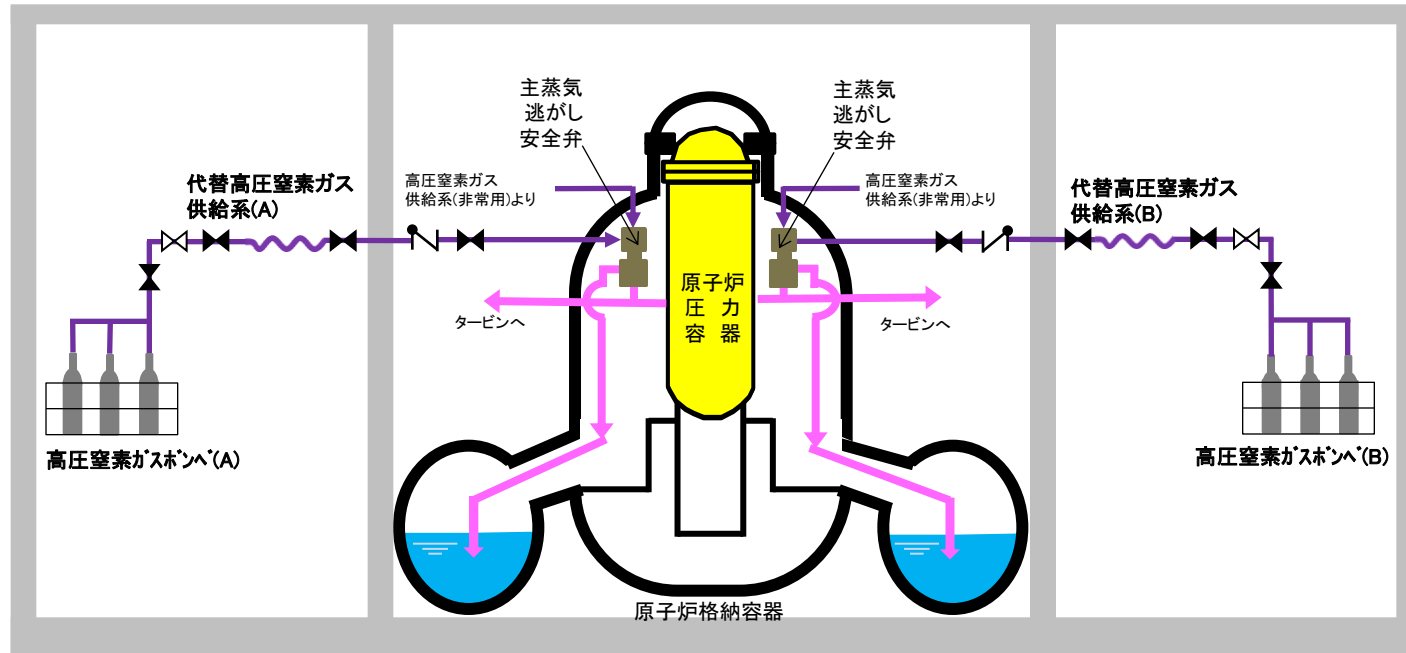


3.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(2/3)

➤ 主蒸気逃がし安全弁機能回復(代替高圧窒素ガス供給系)

- 可搬型の高圧窒素ガスポンペを供給源として、原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態(854kPa[gage])に達した場合においても、主蒸気逃がし安全弁を作動
- 電磁弁の動作に期待せず、駆動用窒素の排気ラインから直接主蒸気逃がし安全弁のアクチュエータに窒素ガスを供給することで開操作することが可能

原子炉建屋



➤ 原子炉建屋ブローアウトパネル

- 以下の2つの機能を満足する対策を実施

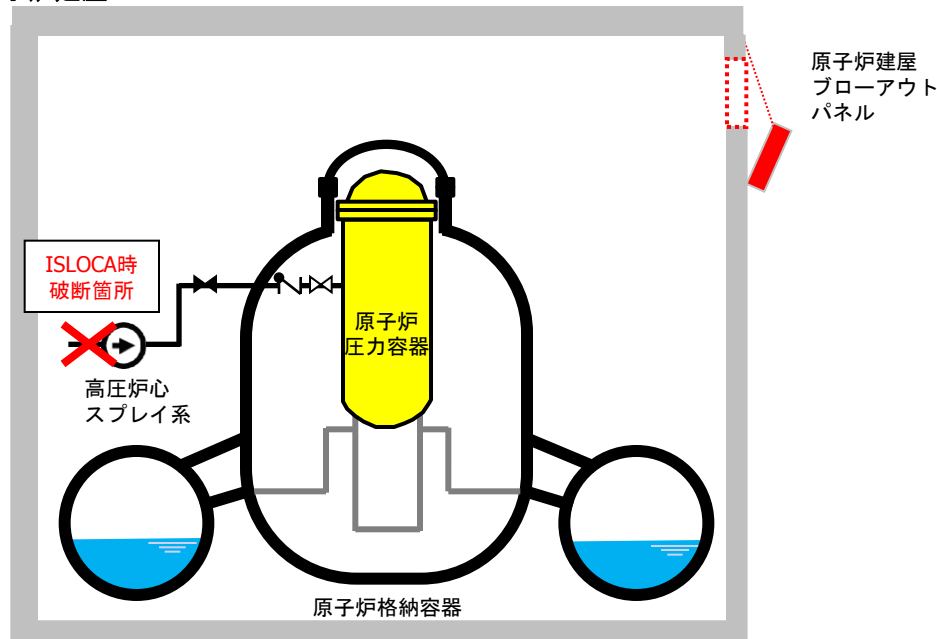
[開放機能]

インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA) 発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋内の圧力が上昇した場合、原子炉建屋内の減圧及び環境の改善のため、原子炉建屋ブローアウトパネルが自動的に開放

[閉じ込め機能] 【柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見の反映】

中央制御室の運転員等の被ばく低減のために、非常用ガス処理系によって原子炉建屋内を負圧に維持するため、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止（「3.17 中央制御室」参照）

原子炉建屋



3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備(1/3)

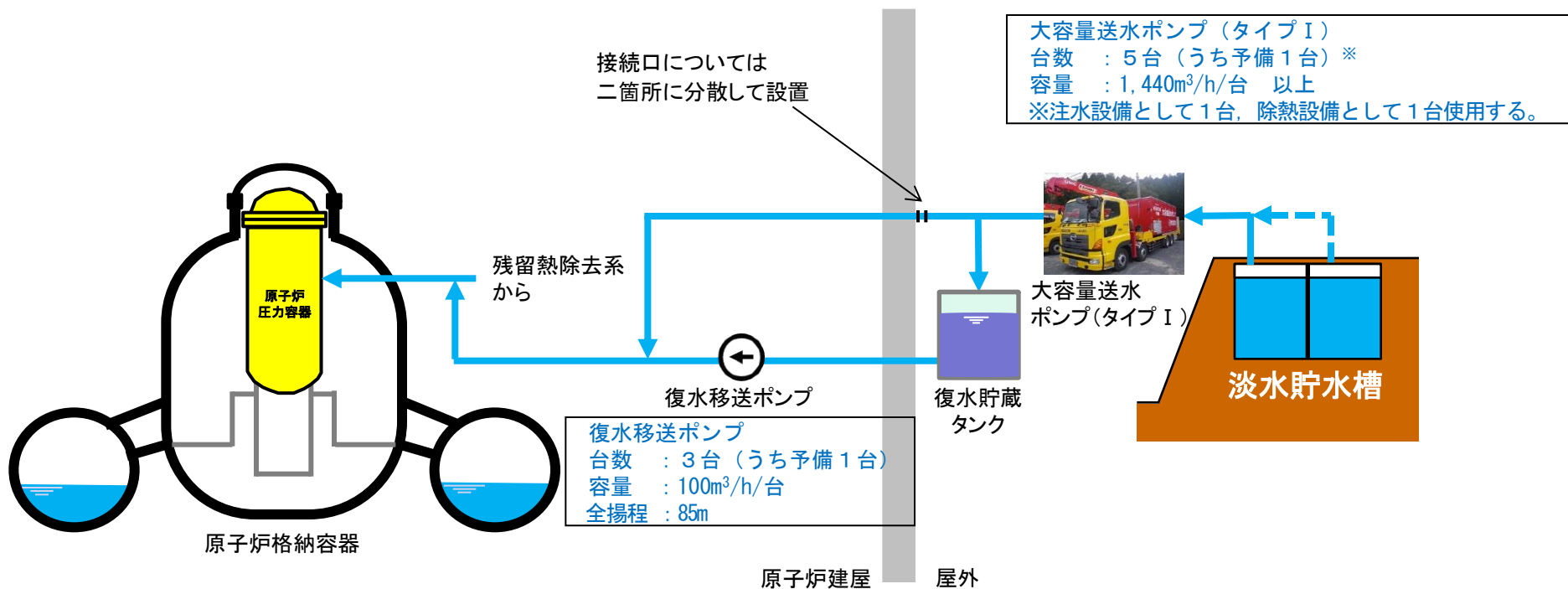
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の対策を実施

➤ 低圧代替注水系（常設）

- 残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系とは異なる場所に配置された復水移送ポンプを用い，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源とすることで，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性並びに位置的分散を図る

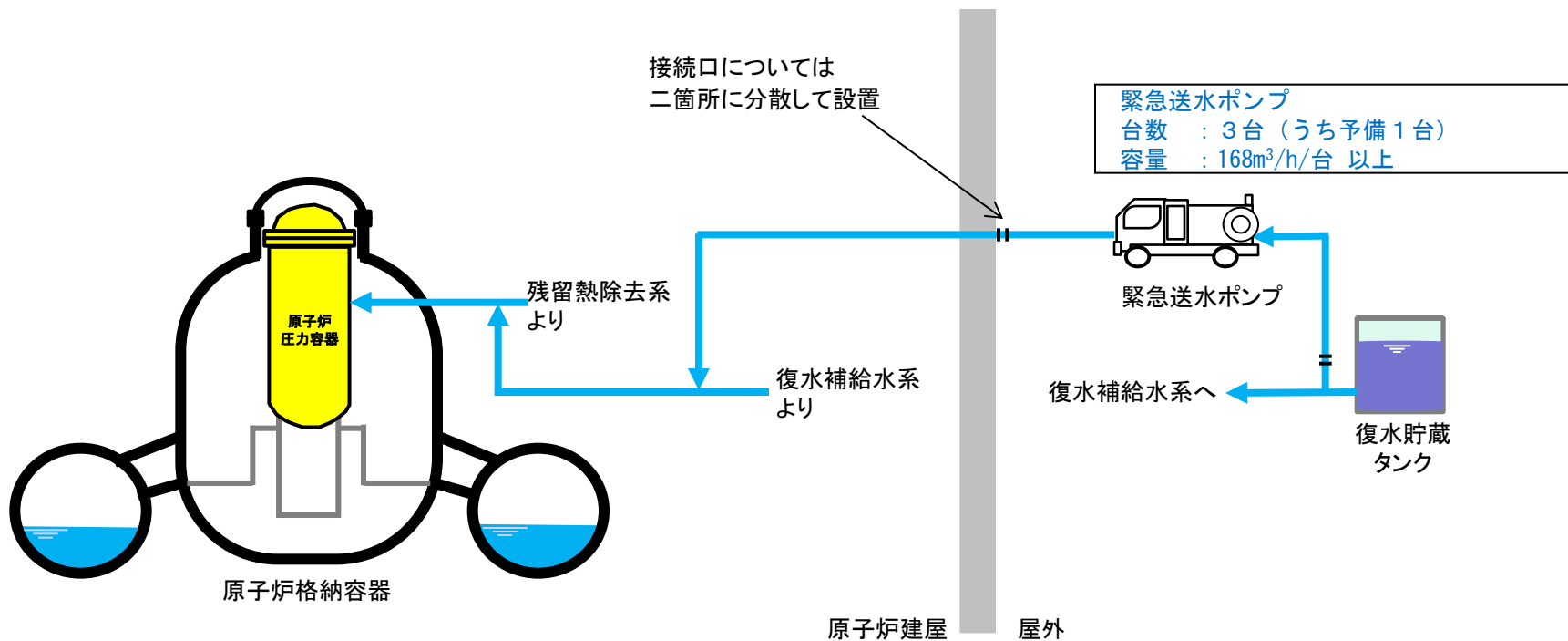
➤ 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を使用した低圧代替注水系（可搬型）

- 代替淡水源を水源とする大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を屋外に配備することで，設計基準事故対処設備及び低圧代替注水系（常設）に対し多様性及び独立性並びに位置的分散を図る



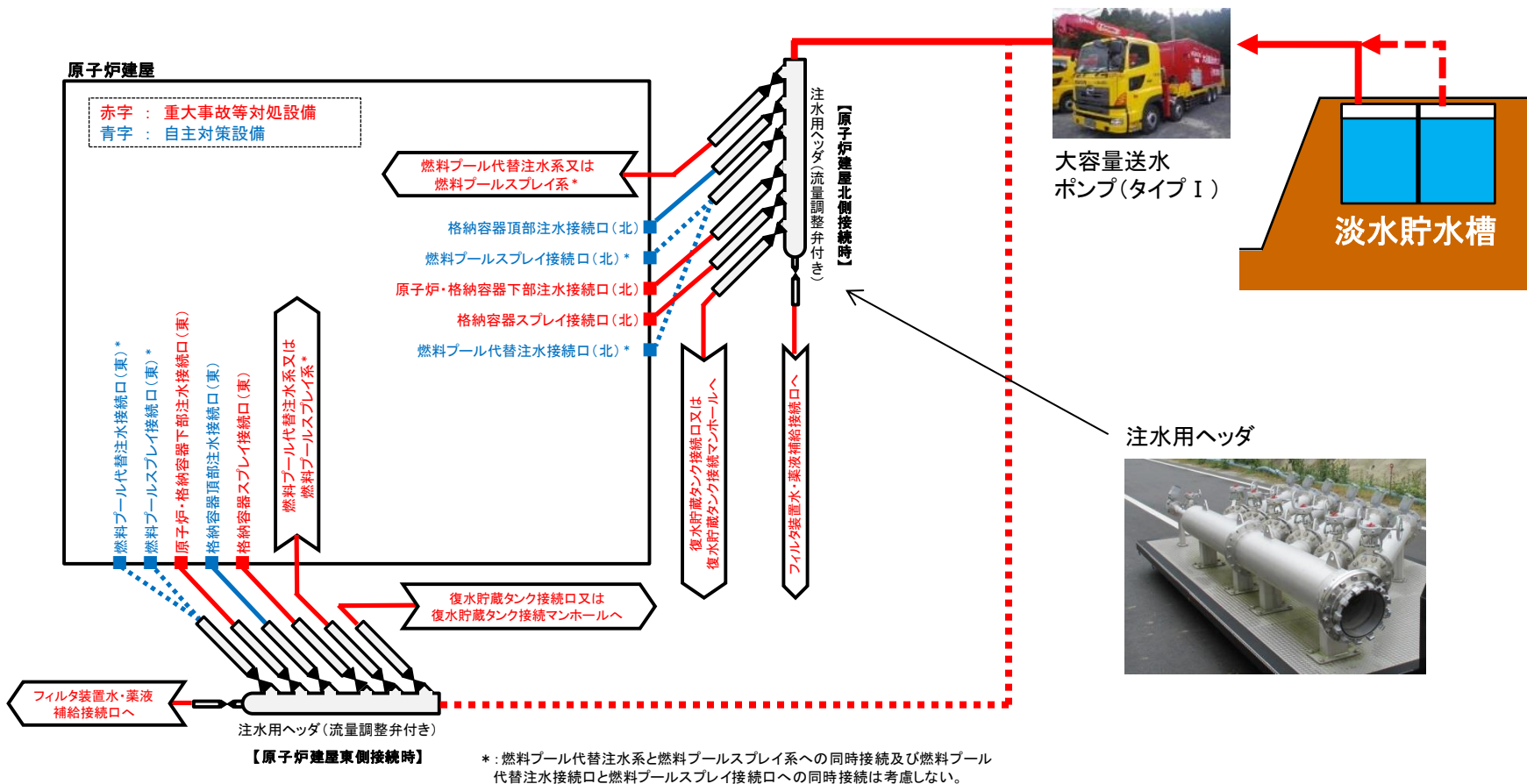
➤ 緊急送水ポンプを使用した低圧代替注水系(可搬型)

- 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗(TBP事故シーケンス)」時に使用
- 復水貯蔵タンクを水源とする緊急送水ポンプを屋外に配備することで、設計基準事故対処設備及び低圧代替注水系(常設)に対し多様性及び独立性並びに位置的分散を図る



▶ 大容量送水ポンプ（タイプ I）の注水設備及び水の供給設備への兼用

- 設置作業の効率化を図るため、注水用ヘッダを用いることにより、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系及び復水貯蔵タンクへの水の供給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として兼用し、同時使用も可能な設計



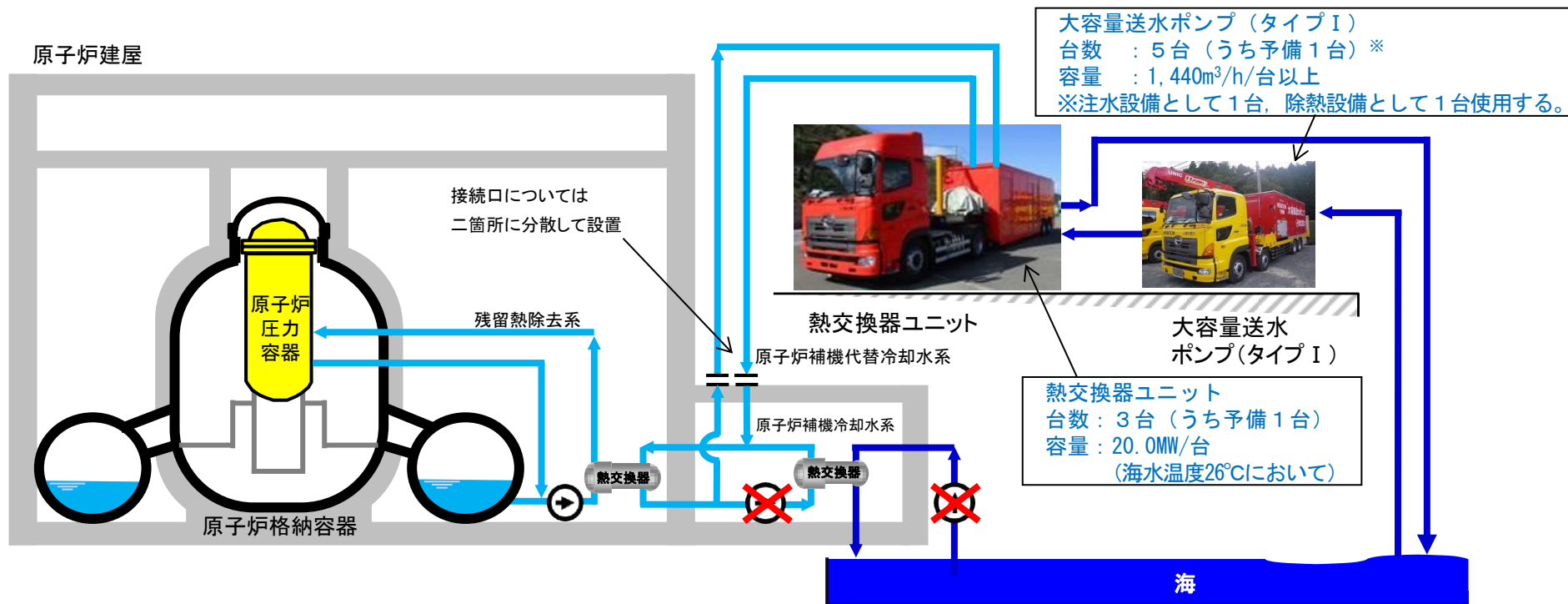
3.7 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る）を防止するため、以下の対策を実施

➤ 原子炉補機代替冷却水系

・可搬型の熱交換器ユニット，大容量送水ポンプ（タイプI）及び接続口等で構成し，海を最終ヒートシンクとして残留熱除去系熱交換器等から発生する熱を輸送

➤ 残留熱除去系の使用が不可能な場合に，原子炉格納容器から大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できる原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を設置（系統概要図はP69に記載）



3. 重大事故等対策に対する方針(3/7)

項目		概要
重大事故等対策	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度を低下させる設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系を設ける
	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができ、排気中に含まれる放射性物質を低減することができる設計 ➤ 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける
	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却する設備として、原子炉格納容器下部注水系を設ける
	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合に、水素ガスを原子炉格納容器外に排出できる設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける ➤ 原子炉格納容器フィルタベント系は、水素爆発を防止するため排出経路を窒素ガスで不活性化する。また、排出経路における放射性物質濃度及び水素濃度を把握するため、フィルタ装置出口配管に水素濃度監視設備及び放射線モニタを設ける

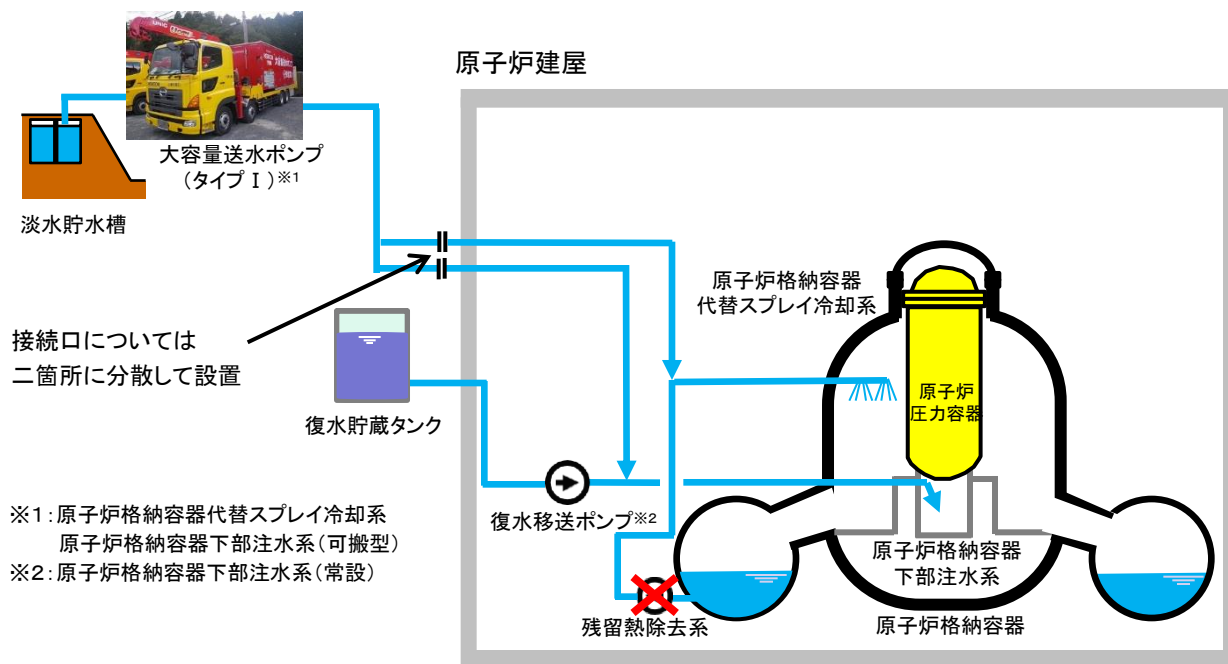


➤ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

- 屋外に配備した大容量送水ポンプ(タイプ I)を用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)と異なる代替淡水源を水源とすることで設計基準事故対処設備に対し、多様性及び独立性並びに位置的分散を図る

➤ 原子炉格納容器下部注水系(常設, 可搬型)

- 復水貯蔵タンクを水源とする復水移送ポンプ又は代替淡水源を水源とする屋外に配備した大容量送水ポンプ(タイプ I)により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を行う



原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

- 大容量送水ポンプ(タイプ I)
- 台数 : 5台(うち予備1台)※
- 容量 : 1,440m³/h/台 以上

原子炉格納容器下部注水系(常設)

- 復水移送ポンプ
- 台数 : 3台(うち予備2台)
- 容量 : 100m³/h/台
- 全揚程 : 85m

原子炉格納容器下部注水系(可搬型)

- 大容量送水ポンプ(タイプ I)
- 台数 : 5台(うち予備1台)※
- 容量 : 1,440m³/h/台 以上

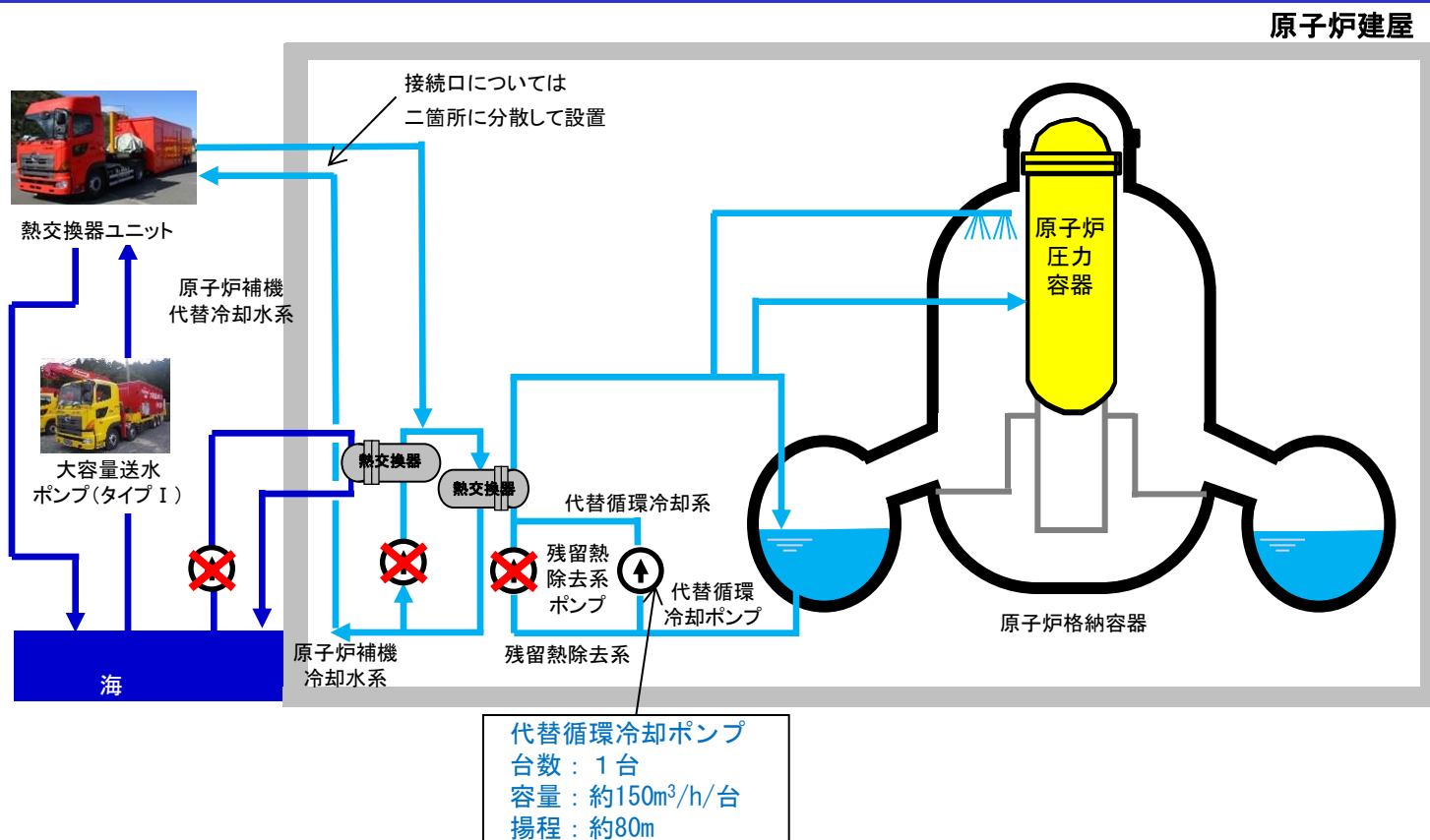
※ 注水設備として1台、除熱設備として1台使用する。

3.9 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(1/2)

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の対策を実施

➤ 代替循環冷却系【柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見の反映】

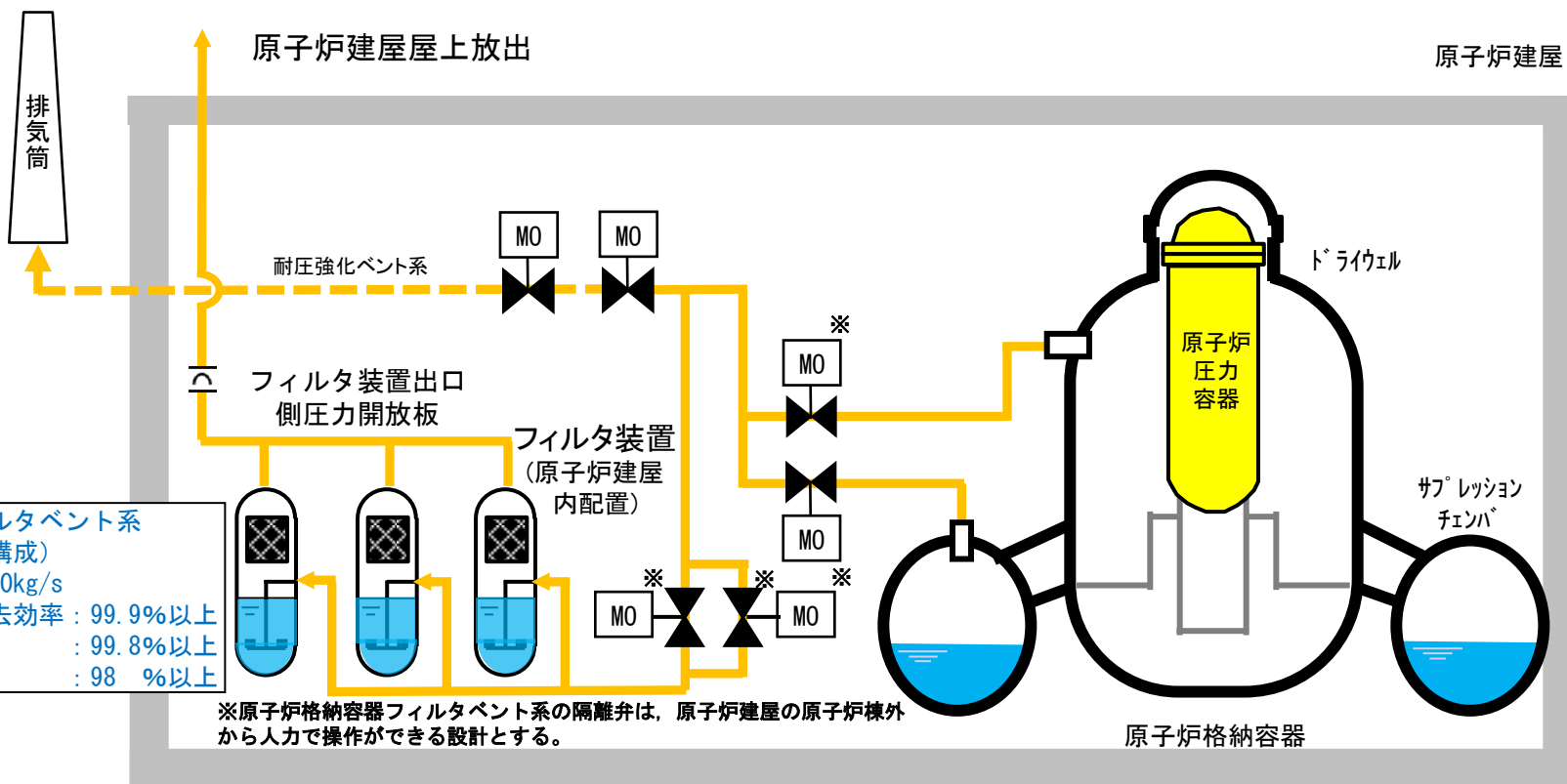
- 原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持しながら圧力及び温度を低下させることが可能
- 代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機代替冷却水系等で構成
- サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却水系を用いて除熱することで循環冷却を行う



3.9 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(2/2)

➤ 原子炉格納容器フィルタベント系

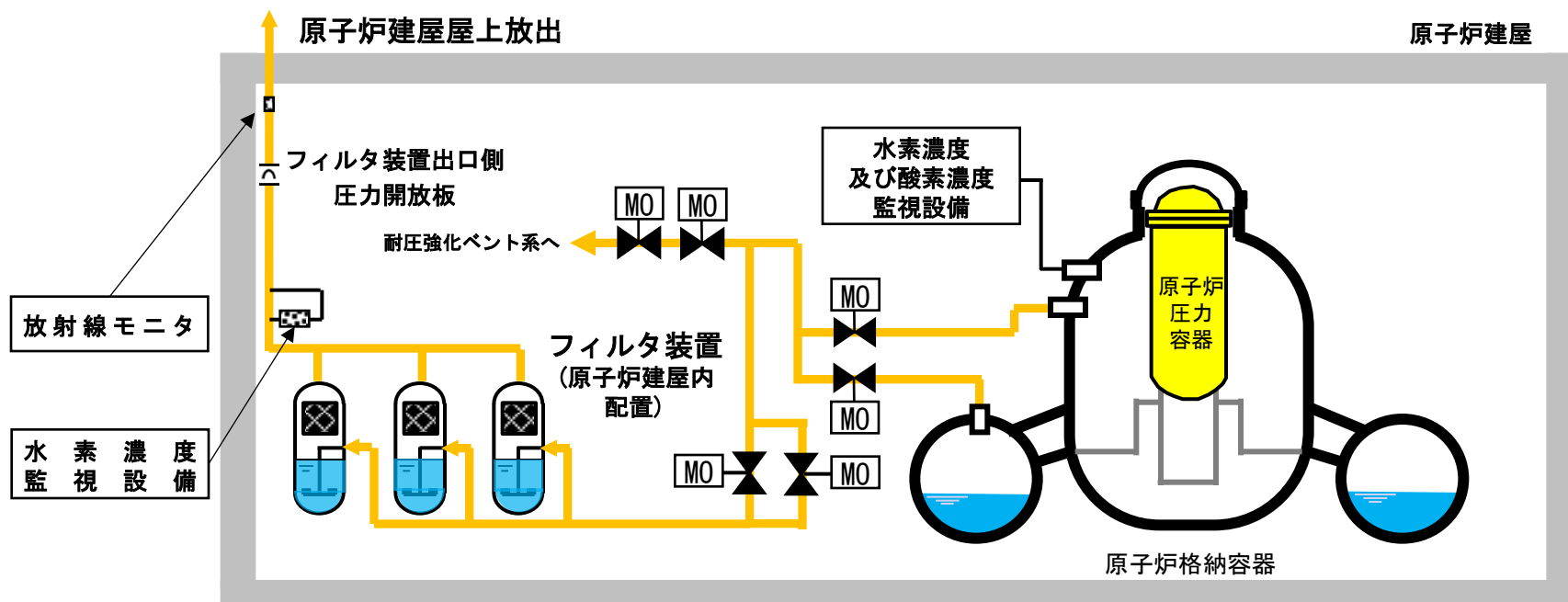
- フィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板（排気圧力と比較して十分低い圧力で開放）等で構成
- 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系での蒸気凝縮により原子炉格納容器ベント実施までの時間余裕を確保し、希ガス等のうち短半減期の放射性物質を減衰させる。その上で原子炉格納容器内の圧力をサブレーションチェンバからフィルタ装置を通して大気へ逃がすことを基本運用として、原子炉格納容器の破損及び水素爆発による破損を防止、並びに排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減



3. 10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の水素爆発による破損を防止するため、以下の対策を実施

- 運転中の原子炉格納容器は原子炉格納容器調気系により常時不活性化
- 原子炉格納容器フィルタベント系
 - 水素ガスを原子炉格納容器外に排出でき、排気中に含まれる放射性物質はフィルタ装置により低減
 - 水素爆発を防止するために排出経路を窒素ガスで不活性化
 - フィルタ装置出口に水素濃度監視設備及び放射線モニタを設置
- 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備
 - 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視
 - 代替電源設備から給電



3. 重大事故等対策に対する方針(4/7)

項目		概要
重大事故等対策	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 水素濃度制御設備として、原子炉建屋内に静的触媒式水素再結合装置を設ける ➤ 原子炉建屋内に想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設ける
	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は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使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する設備として、燃料プール代替注水系を設ける ➤ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持ができない場合において、使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイし、燃料等の崩壊熱を除去することにより、使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減できる設備として、燃料プールスプレイ系を設ける ➤ 使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設備を設ける



3. 11 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

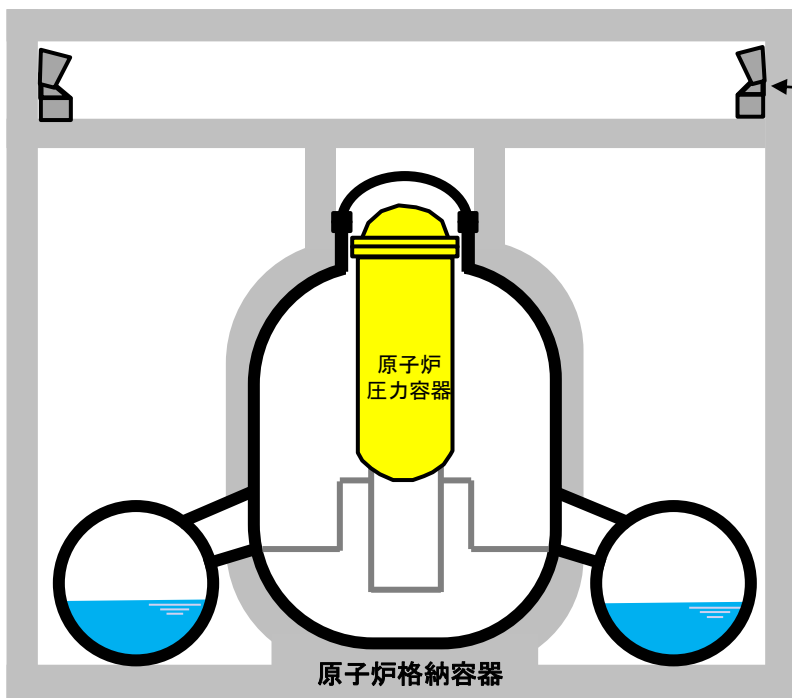
炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋の水素爆発による損傷を防止するため、以下の対策を実施

➤ 静的触媒式水素再結合装置

- 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内での水素濃度上昇を抑制することによって水素爆発を防止
- 運転員による起動操作が必要なく、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることが可能

➤ 原子炉建屋内の水素濃度監視設備

- 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスの濃度を監視
- 代替電源設備から給電



静的触媒式水素再結合装置



静的触媒式水素再結合装置
台数：19台
水素処理速度：0.50kg/h/台以上
(水素濃度4.0vol%, 100°C, 大気圧において)



3.12 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(1/2)

使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止するため、以下の対策を実施

➤ 燃料プール代替注水系

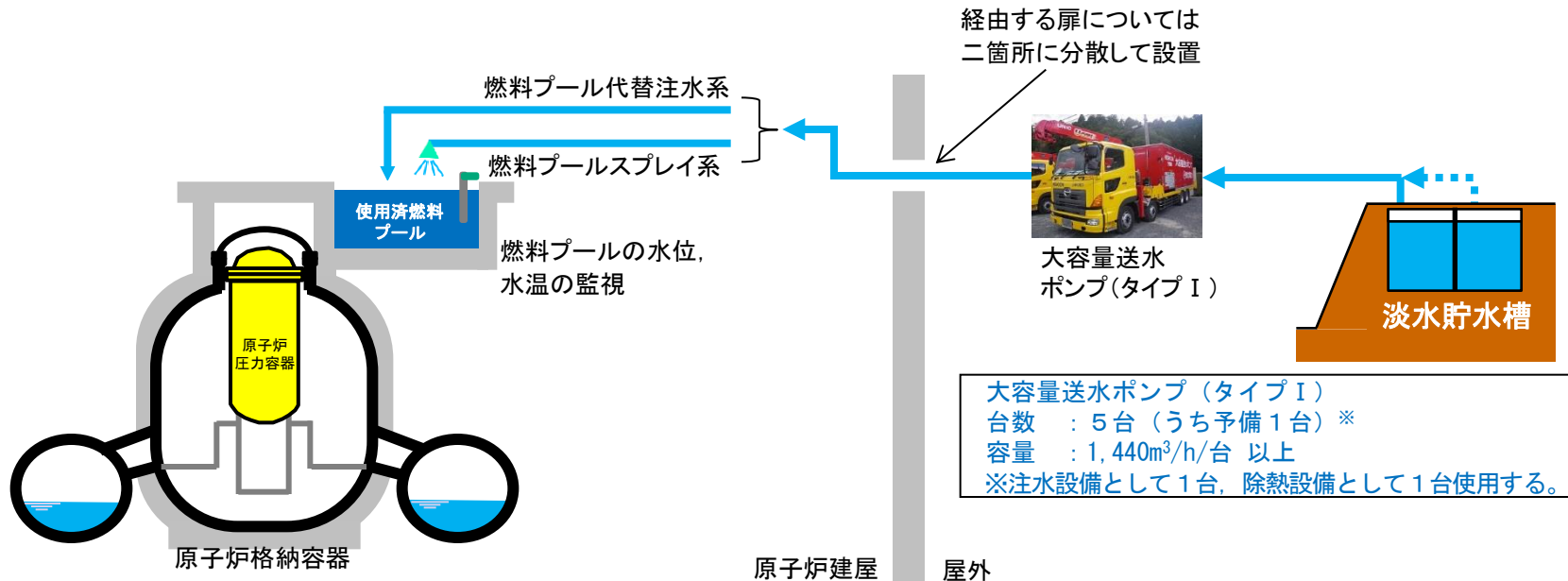
- 屋外に配備した大容量送水ポンプ(タイプ I)を用い、残留熱除去系(燃料プールへの補給)及び燃料プール補給水系とは異なる代替淡水源を水源とすることで設計基準対象施設に対し、多様性及び位置的分散を図る

➤ 燃料プールのスプレイ系

- 使用済燃料プールの水位維持ができない場合において、屋外に配備した大容量送水ポンプ(タイプ I)を用い、代替淡水源を水源とし、使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイを行う

➤ 使用済燃料プールの監視

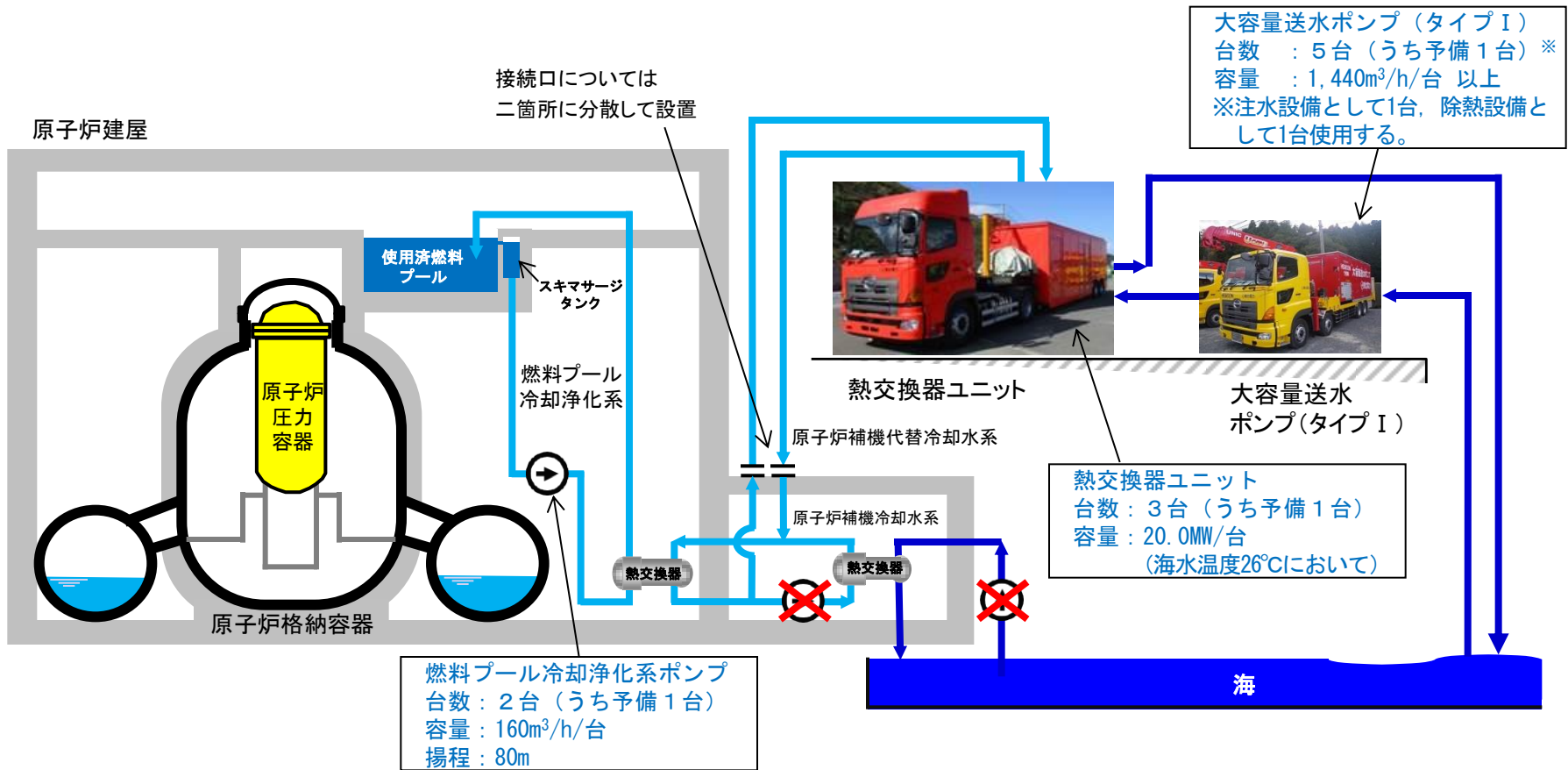
- 使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率について、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設備を設ける。また、使用済燃料プール監視カメラを設ける



3.12 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(2/2)

▶ 燃料プール冷却浄化系【柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見の反映】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失することにより発生する水蒸気が原子炉建屋内の他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことを防止するため, 使用済燃料プールを除熱
- 原子炉補機代替冷却水系を用いて, 燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器により, 使用済燃料プール内の燃料体から発生する崩壊熱を除熱



3. 重大事故等対策に対する方針(5/7)

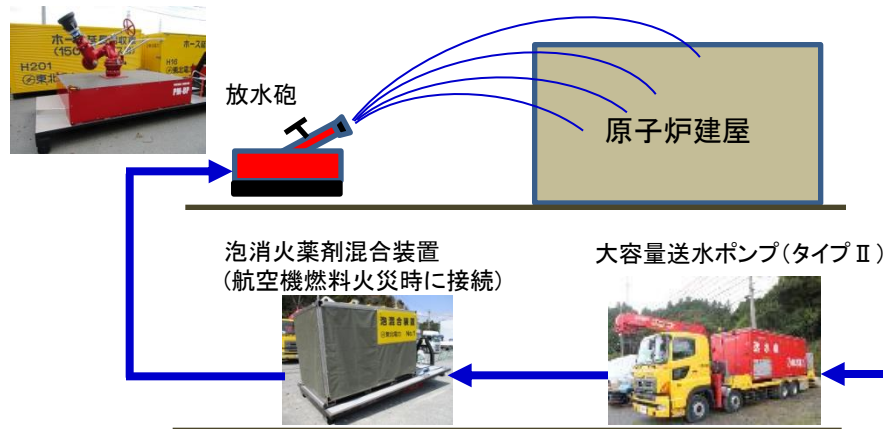
項目		概要
重大事故等対策	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水設備(大気への拡散抑制設備)を配備 ➤ 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、放水設備(泡消火設備)を配備 ➤ 放水設備(大気への拡散抑制設備)による放水によって取り込まれた放射性物質が海洋へ拡散することを抑制するため、海洋への拡散抑制設備を配備
	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を複数確保 ➤ 淡水については、復水貯蔵タンク、サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクの他に、複数の代替淡水源として淡水貯水槽(2基)を設ける ➤ 海水については、構内の複数箇所から取水することが可能な設計
	電源設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 設計基準事故対処設備の電源喪失により、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を設ける



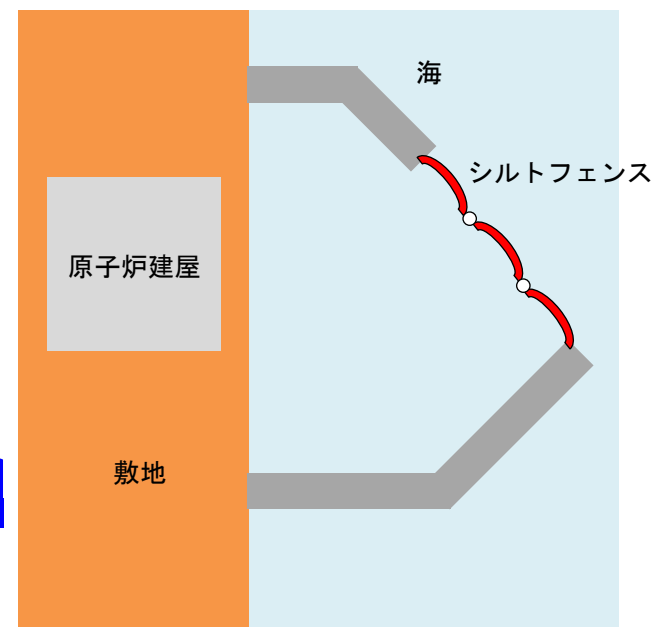
3.13 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を実施

- **放水設備（大気への拡散抑制設備）**
 - 複数方向から原子炉建屋への放水が可能
- **放水設備（泡消火設備）**
 - 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応可能
- **海洋への拡散抑制設備**
 - 原子炉建屋へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制するため、敷地内の排水経路に放射性物質吸着剤を設置するとともに、海にシルトフェンスを設置



- ・放水砲
台数：2台（うち予備1台）
 - ・泡消火薬剤混合装置
台数：2台（うち予備1台）
容量：2,000L/台
 - ・大容量送水ポンプ（タイプII）
台数：3台（うち予備1台）※
容量：1,800m³/h/台 以上
- ※放水設備として1台、水の供給設備として1台使用する。



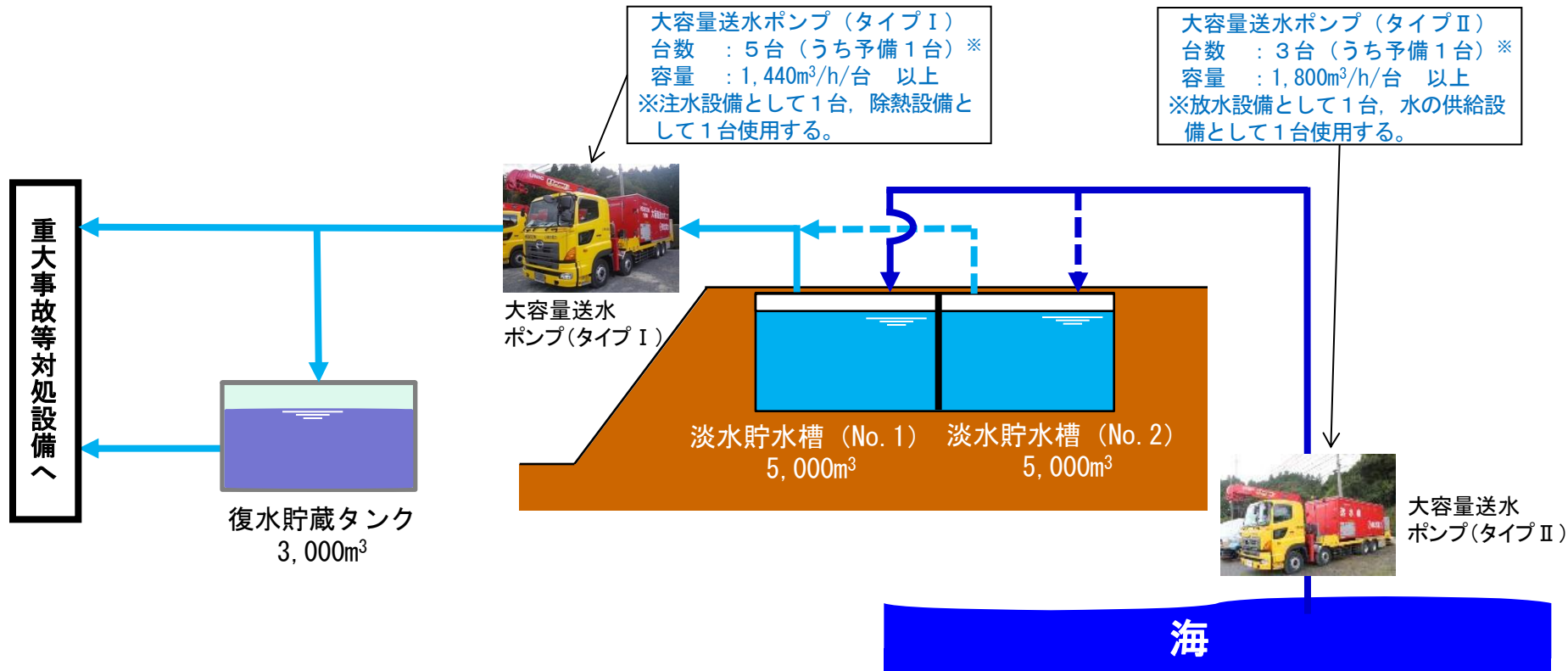
シルトフェンス設置イメージ図



3. 14 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため，以下の対策を実施

- 復水貯蔵タンク，サプレッションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備とし，代替淡水源として淡水貯水槽（2基）を設置
- 海水は構内の複数箇所（取水口及び海水ポンプ室）から取水
- 代替淡水源の水及び海水の移送手段並びに移送ルートを確認



3. 15 代替電源設備(1/3)

▶ 常設代替交流電源設備

- ・ ガスタービン発電機を設置
- ・ 設置場所は屋外（緊急用電気品建屋）とし，設計基準事故対処設備に対し独立性及び位置的分散を図る

▶ 可搬型代替交流電源設備

- ・ 電源車を配備
- ・ 配備場所は屋外とし，接続口を設置することにより，設計基準事故対処設備に対し独立性及び位置的分散を図る

▶ 所内常設蓄電式直流電源設備

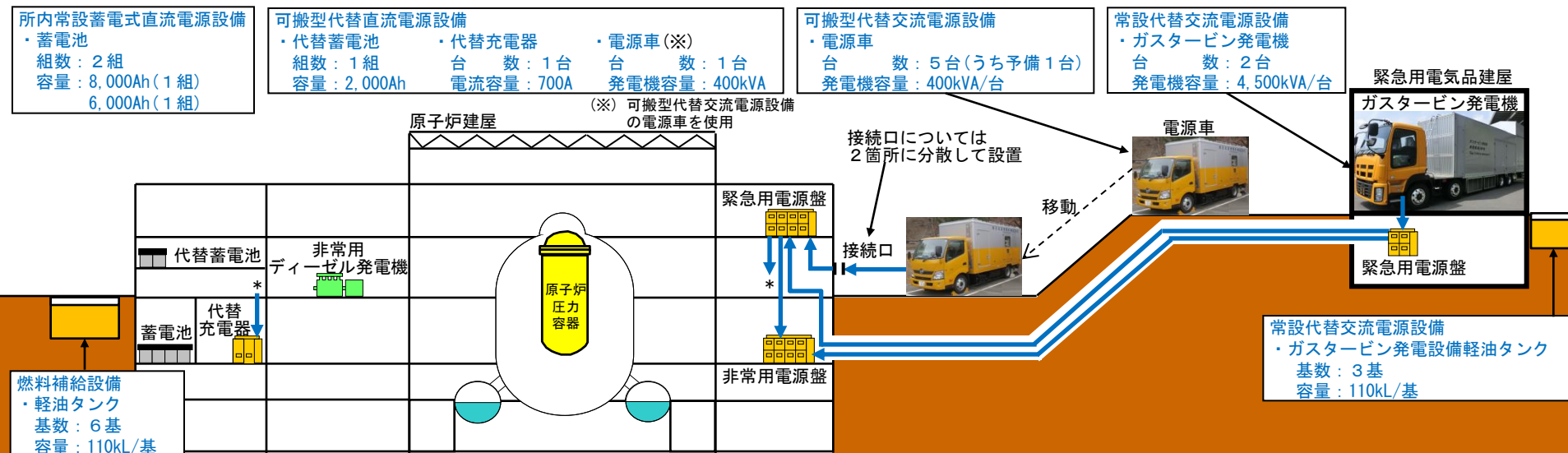
- ・ 蓄電池を設置し，中央制御室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行うことで8時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，必要な電力を供給可能とする

▶ 可搬型代替直流電源設備

- ・ 蓄電池と充電器及び電源車を組み合わせて使用できるように配備し，24時間にわたり必要な電力を確保

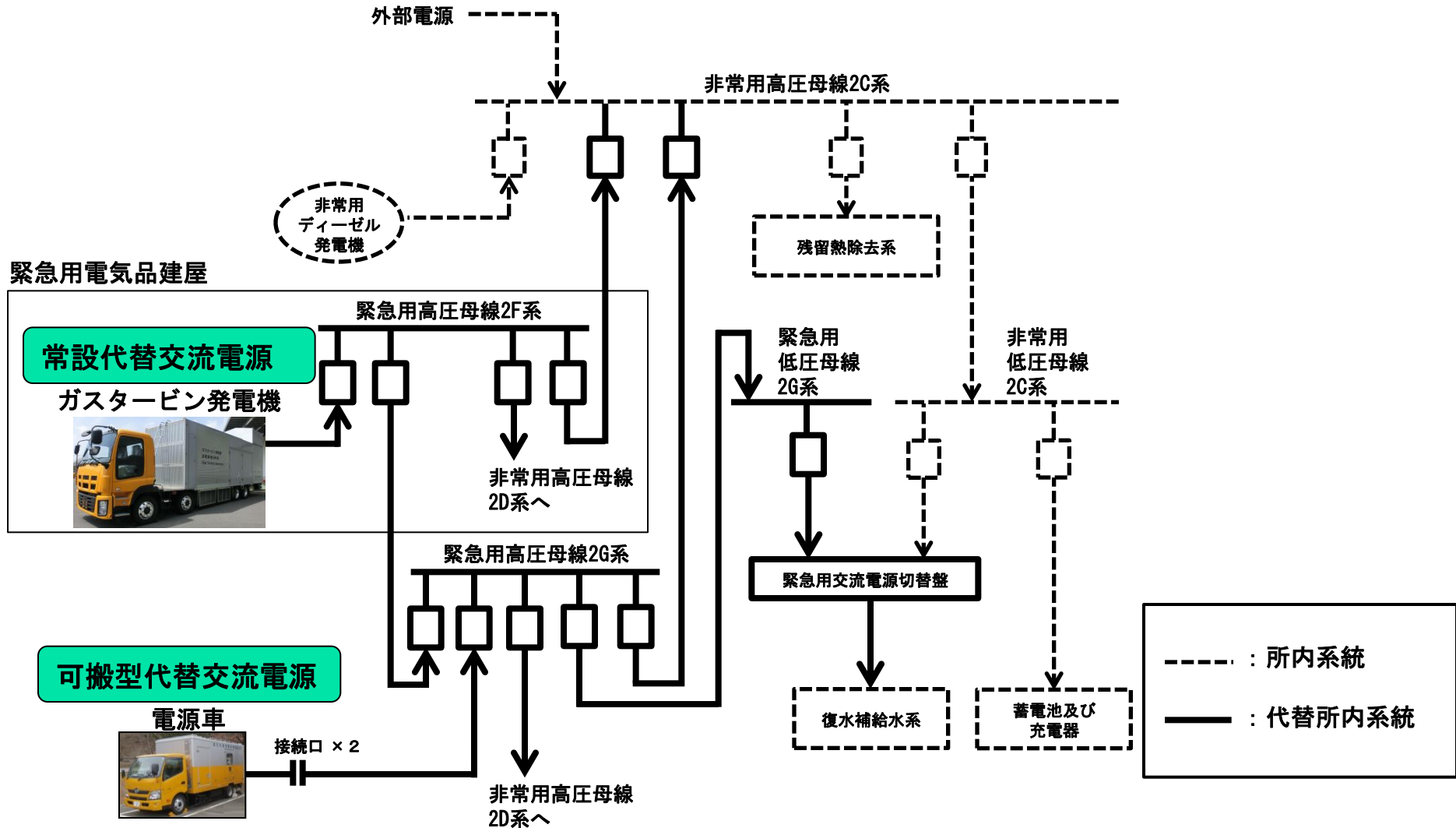
▶ 燃料補給設備

- ・ 軽油タンクに加えてガスタービン発電設備軽油タンクを設置

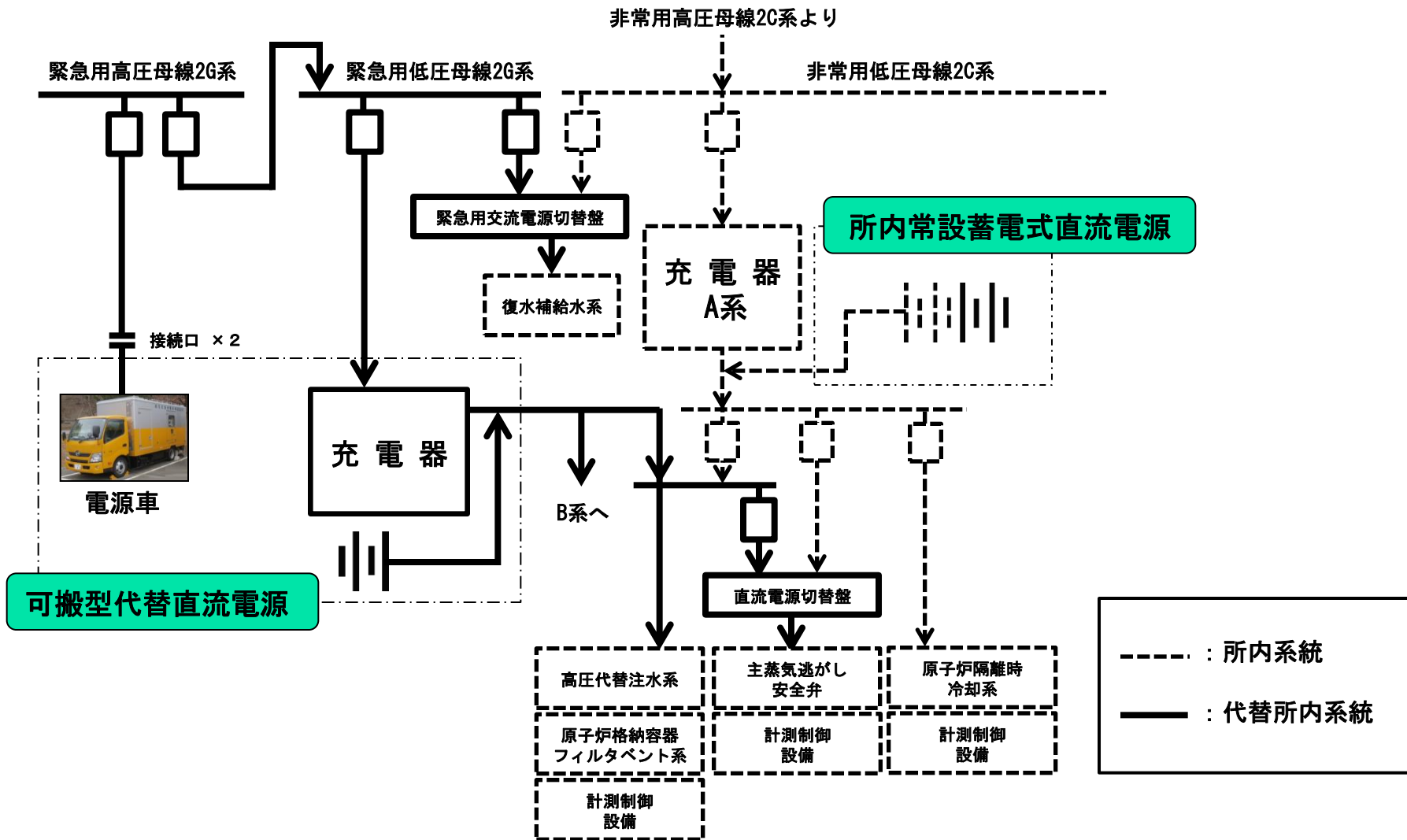


3.15 代替電源設備(2/3)

代替交流電源の概要



代替直流電源の概要



3. 重大事故等対策に対する方針(6/7)

項目		概要
重大事故等対策	計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ(原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量)の把握能力を超えた場合の原子炉施設の状態を推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける ➤ 想定される重大事故等の対応に必要なパラメータ(原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位, 水素濃度及び放射線量率)が計測又は監視及び記録できる設備を設ける
	中央制御室	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 中央制御室用の空調, 照明等, 運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備は, 代替交流電源設備から給電できる設計 ➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合においても, 中央制御室にとどまる<u>運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計</u> ➤ 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため, モニタリング, 作業服の着替え等ができるようにする
	監視測定設備	<ul style="list-style-type: none"> ➤ モニタリング設備は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に, 放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定することができる設計 ➤ モニタリングポストが機能喪失しても, 代替し得る十分な台数の<u>放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備</u>



重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するため、以下の対策を実施

- **設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力の明確化（最高計測可能温度等）**
- **原子炉施設の状態の推定手段**
 - 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量）の把握能力（最高計測可能範囲）を明確にし、これを超えた場合の原子炉施設の状態を推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける
- **想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの計測又は監視及び記録**
 - 想定される重大事故等の対応に必要なパラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率）が計測又は監視及び記録できる設備を設ける

【計装設備の把握能力の明確化】

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～350℃	5
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa [gage]	2
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa [gage]	1
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa [gage]	1
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器	-3,800～1,500mm	2
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器	-3,800～1,300mm	2
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0～120m ³ /h	1
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0～150m ³ /h	1



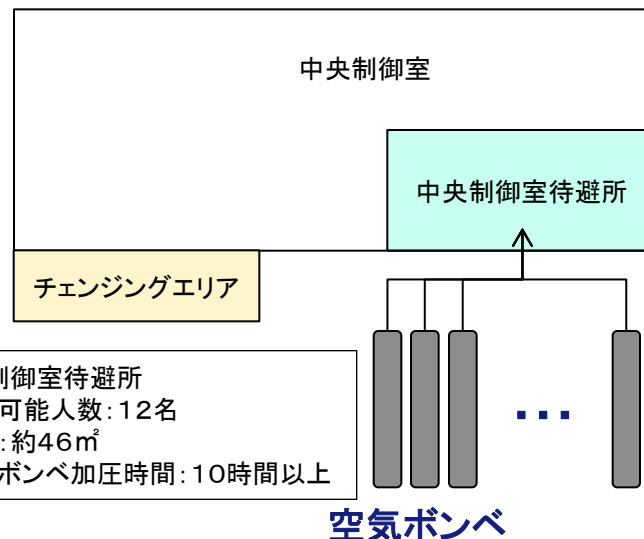
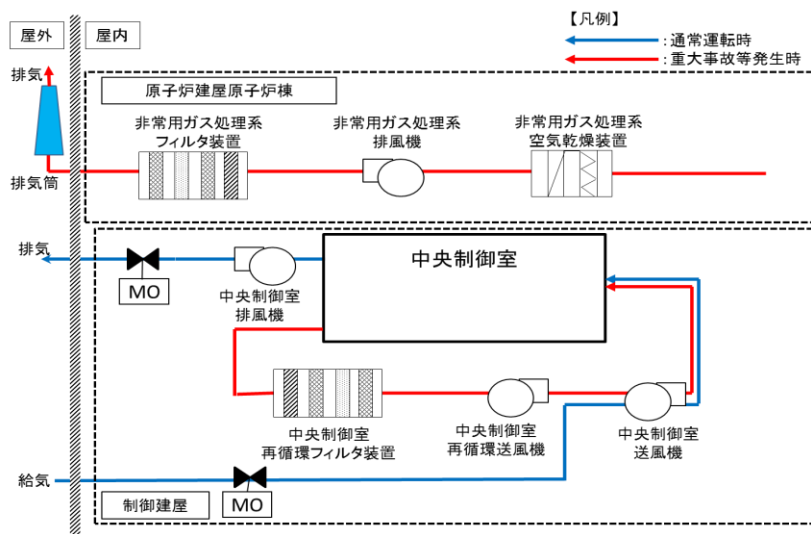
(例) 【原子炉施設の状態を推定する計装】

項 目	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 等
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉圧力容器温度 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 等
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	高圧代替注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 等
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 等
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 等



中央制御室には重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるため、以下の対策を実施

- 中央制御室用の空調，照明等，運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備は，代替交流電源設備から給電できる設計
- 炉心の著しい損傷が発生した場合においても，下記により運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計
 - ・ **中央制御室換気空調系(再循環モード)**：重大事故等時に外気を遮断
 - ・ **非常用ガス処理系の活用**：原子炉建屋ブローアウトパネル開放時には速やかに閉止し，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，排気筒を通して放射性物質を含む気体を排出【**柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見の反映**】
 - ・ **中央制御室待避所**：格納容器ベント実施時(プルーム通過時)は中央制御室待避所(中央制御室に対し正圧維持)なお，待避期間中は運転操作が不要な手順で運用
- 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング，作業服の着替え等ができるようにする



中央制御室待避所
 ・収容可能人数：12名
 ・面積：約46㎡
 ・空気ポンベ加圧時間：10時間以上

＜中央制御室の放射線防護の概要＞



原子炉施設の重大事故等が発生した場合において、原子炉施設及びその周辺（原子炉施設の周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定、記録するため、並びに原子炉施設において風向、風速等を測定、記録するため以下の設備を配備

➤ 設計基準対象施設

- ・ モニタリングポスト
- ・ 放射能観測車
- ・ 気象観測設備

➤ 重大事故等対処設備

- ・ 可搬型モニタリングポスト
- ・ 可搬型放射線計測装置、小型船舶
- ・ 代替気象観測設備

【モニタリングポスト】:6台
(外観)



【気象観測設備】:各1台
(外観)



・風向風速計 ・日射計・放射收支計 ・雨雪量計



・風向風速計 ・温度計 ・湿度計

【可搬型放射線計測装置、小型船舶】
:台数は下記参照
(外観:イメージ)



・可搬型ダスト・よう素
サンブラ:3台(1台予備)



・β線サーベイメータ
:3台(1台予備)



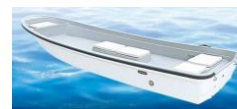
・γ線サーベイメータ
:3台(1台予備)



・α線サーベイメータ
:2台(1台予備)

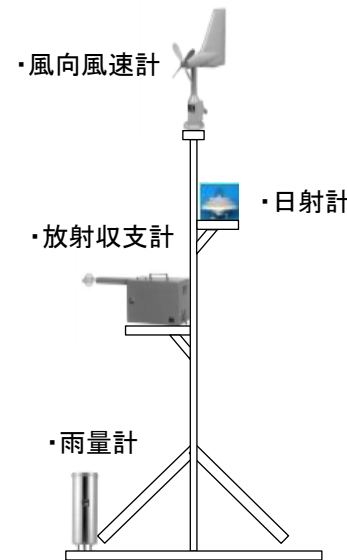


・電離箱サーベイメータ
:3台(1台予備)



・小型船舶:2台(1台予備)

【代替気象観測設備】
:2台(1台予備)
(外観:イメージ)



・風向風速計

・日射計

・放射收支計

・雨量計

【放射能観測車】:1台
(外観)



- (搭載機器)
- ・フィールドモニタ
 - ・放射性ダスト測定装置
 - ・放射性よう素測定装置
 - ・ダスト・よう素サンブラ
 - ・風向風速計
 - ・無線通話装置

【可搬型モニタリングポスト】
:11台(2台予備)

(外観:イメージ)



- (検出器)
- ・シンチレーション
 - ・半導体

3. 重大事故等対策に対する方針(7/7)

項目		概要
重大事故等対策	緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none">➤ 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないよう耐震性を確保するとともに、設計津波高さの影響を受けない場所に設置➤ 発電所内外の必要箇所との通信連絡をするために必要な設備を配備➤ 想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合において、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう適切な遮蔽設計及び換気設計を有する設備とし、必要な資機材等を配備
	通信連絡を行うために必要な設備	<ul style="list-style-type: none">➤ 重大事故等が発生した場合において、発電所内及び所外必要箇所との通信連絡を行うために必要な設備を設ける



- 重大事故等が発生した場合においても、これに対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができる緊急時対策所を設置

[設置場所]

- 女川原子力発電所敷地内高台(O.P.+62m)に設置
- 緊急時対策所の外部が放射性物質により汚染した状況においても、対策要員が出入りできるよう、緊急時対策建屋内にチェン징エリアを設置

[電源設備]

- 代替交流電源としてガスタービン発電機及び専用電源車を整備し、電源の多様性を備える

[通信連絡設備]

- 発電所内外との通信連絡に必要な設備を設置
(衛星電話設備、無線連絡設備、テレビ会議システム、安全パラメータ表示システム(SPDS)等)

[居住性]

- 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう適切な遮蔽設計及び換気設計を実施

[申請時からの変更点]

- 当初は緊急時対策所を3号炉原子炉建屋内に設置し、免震重要棟運用開始後、免震重要棟内の緊急時対策所に移行することとしていた
- 新たに設置する建屋を免震構造から、原子炉施設での採用実績が多く、これまでの設計の経験や技術的知見も豊富な耐震構造に設計変更し、緊急時対策建屋内の緊急時対策所に一本化

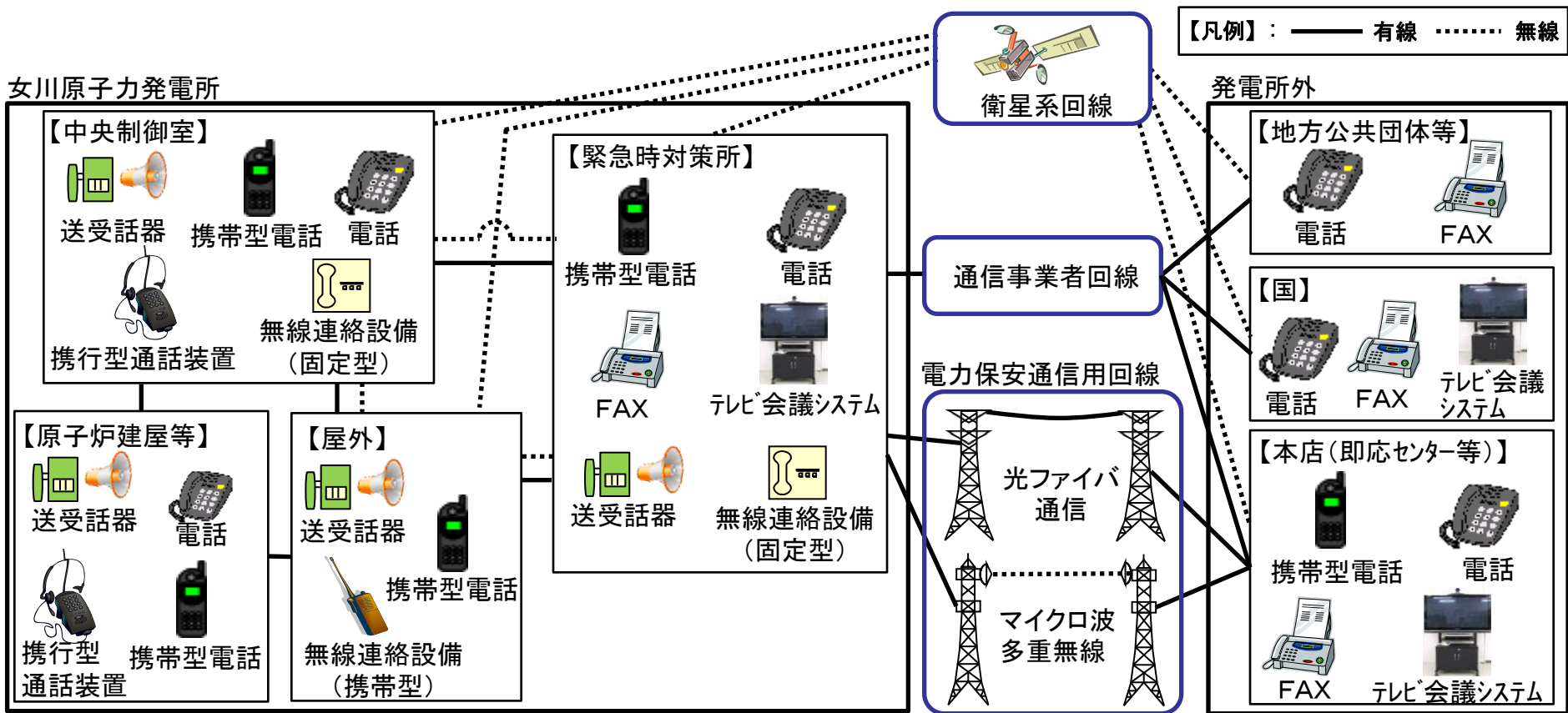


女川原子力発電所構内配置図

3. 20 通信連絡設備

重大事故等が発生した場合において、発電所内及び所外必要箇所との通信連絡を行うために、以下の設備を配備

- 発電所内は、中央制御室及び緊急時対策所に送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線連絡設備を設置し、多様性を有した通信連絡手段を確保
- 所外必要箇所とは、緊急時対策所に局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備を設置し、多様性を有した通信連絡手段を確保



[体制の整備]

- 有効性評価における各事故シーケンスで必要な作業を行う要員を発電所内に確保
- 停止号炉の同時発災への対応
- 発電所内の燃料や予備品等の備蓄により、事故後7日間における事故収束活動を実施
- 6日後までに原子力事業所災害対策支援拠点を選定し、必要な資機材等を支援できる体制を整備
- 事故収束継続のため重要安全施設の取替可能な機器、部品等について予備品を確保

[手順の整備]

- プラント状態の把握や事故の進展予測
- 状況に応じ、適切に判断するための基準の明確化
- 設備等の使用手順

[アクセスルートの確保]

- 地震、津波時においても利用可能なアクセスルートを2ルート確保
- 地震時に斜面崩壊による土砂撤去が必要ないよう斜面对策を実施

[緊急時の訓練]

- 高線量下になる場所を想定した訓練
- 夜間、降雨、強風等の悪天候下を想定した訓練



原子力災害対策支援拠点設置訓練



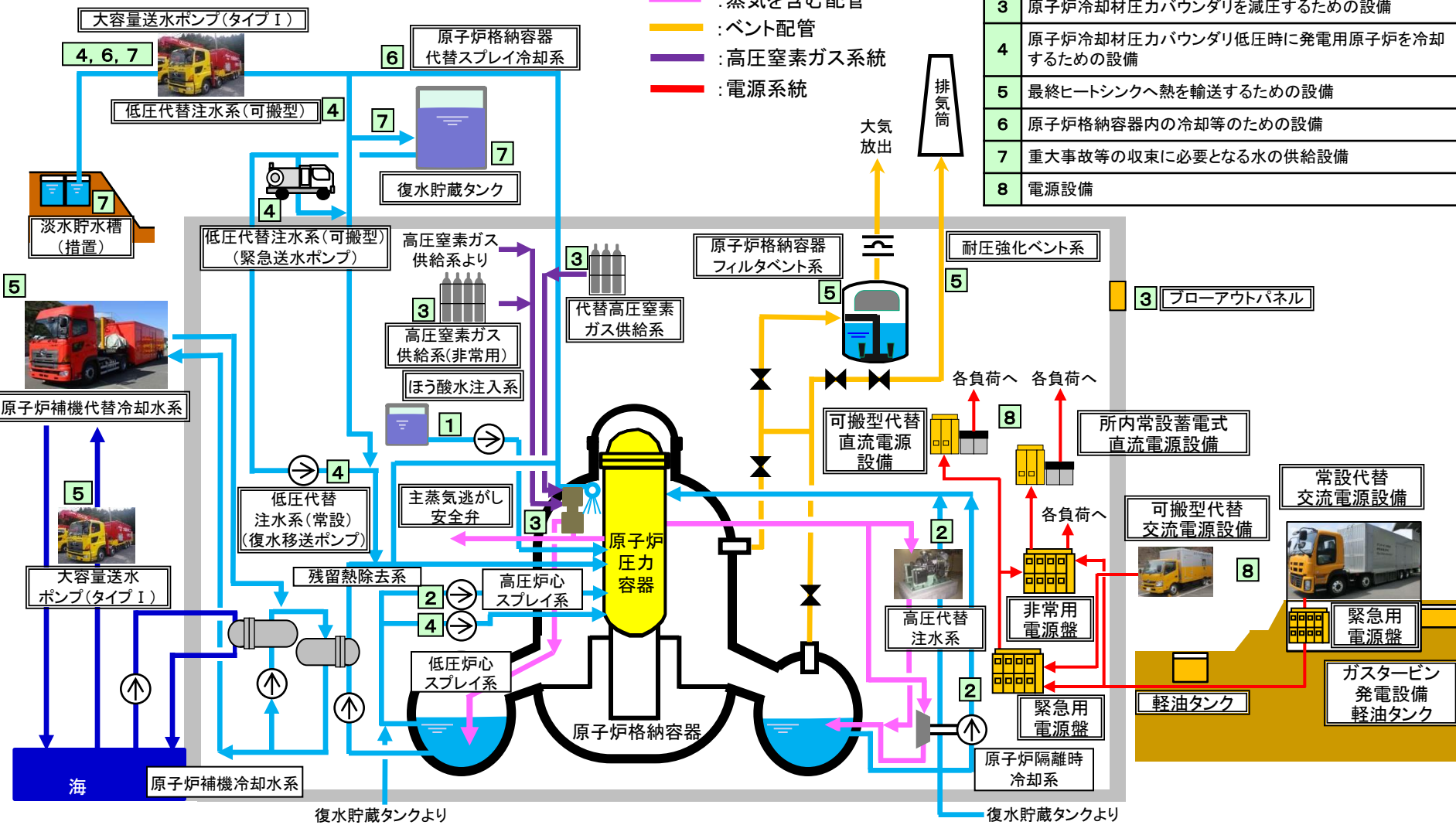
高線量下を想定した訓練

3. まとめ: 重大事故等対策【炉心損傷防止対策】

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

— : 水を含む配管
— : 海水を含む配管
— : 蒸気を含む配管
— : ベント配管
— : 高圧窒素ガス系統
— : 電源系統

1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
7	重大事故等の収束に必要な水の供給設備
8	電源設備

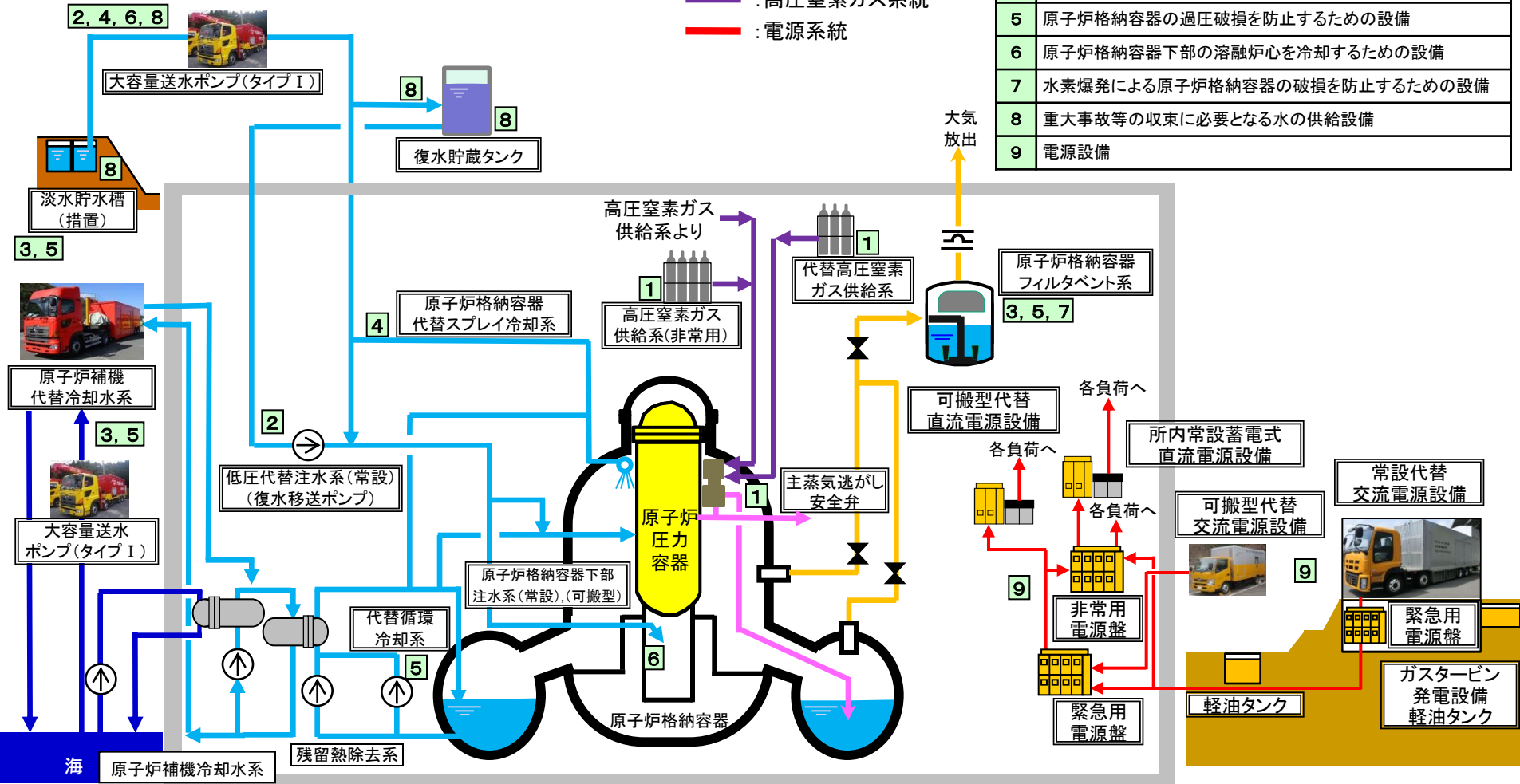


3. まとめ:重大事故等対策【格納容器破損防止対策】

□ : 重大事故等対処設備
 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

— : 水を含む配管
 — : 海水を含む配管
 — : 蒸気を含む配管
 — : ベント配管
 — : 高圧窒素ガス系統
 — : 電源系統

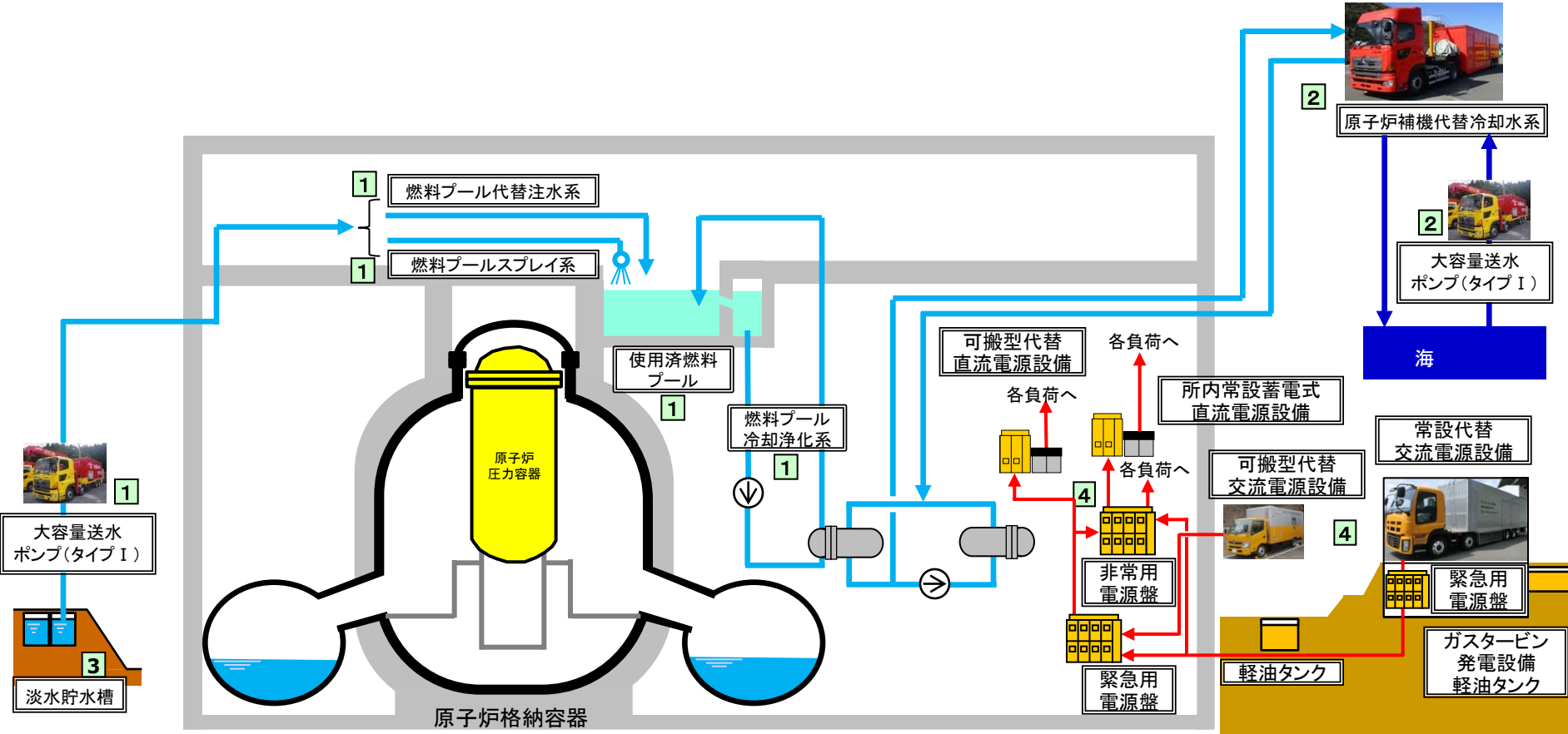
1	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
4	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
5	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
6	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
7	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
8	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
9	電源設備



3. まとめ: 重大事故等対策【使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策】

- : 重大事故等対処設備
- : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
- : 水を含む配管
- : 海水を含む配管
- : 電源系統

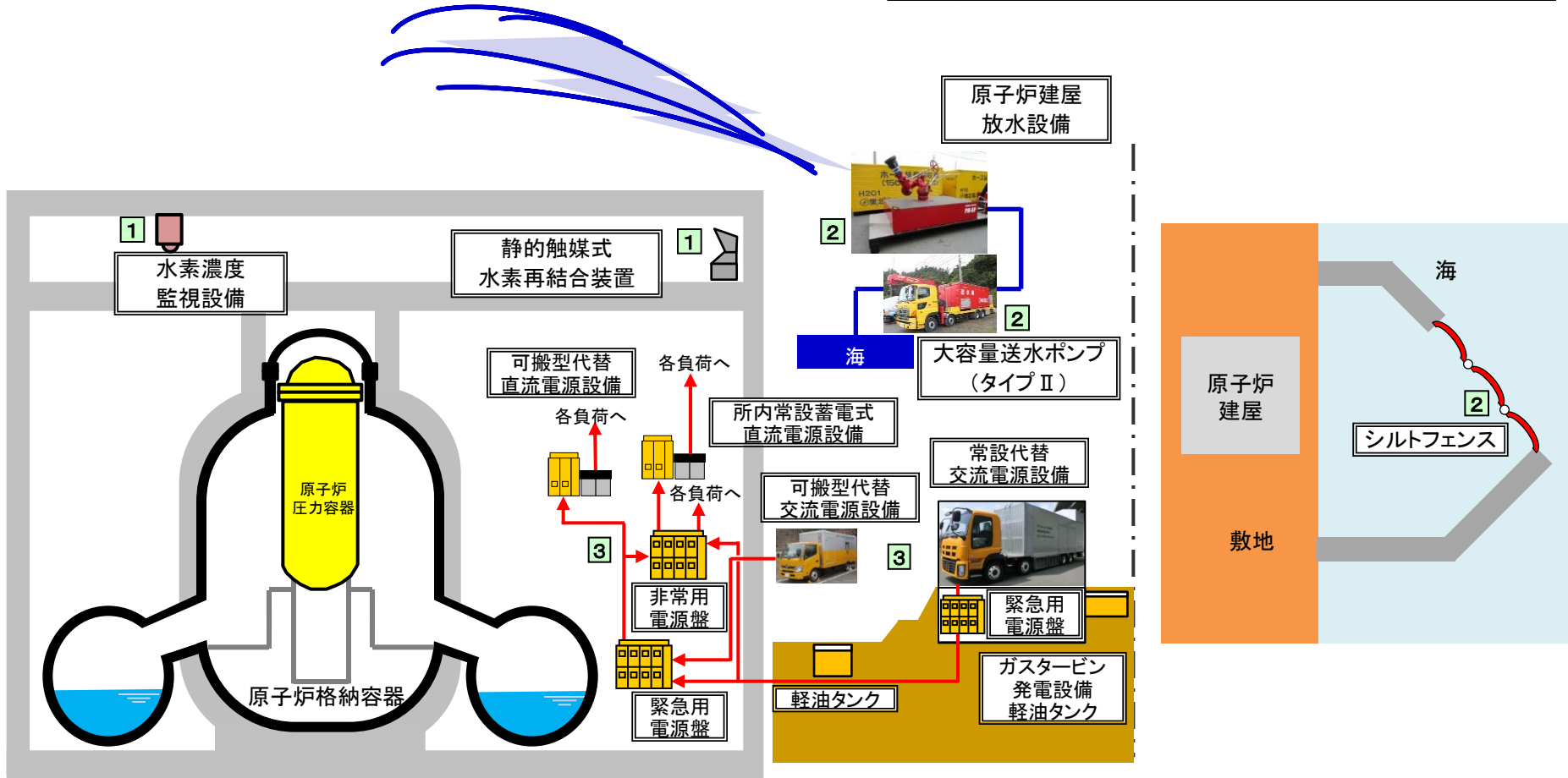
1	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
2	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
3	重大事故等の収束に必要な水の供給設備
4	電源設備



3. まとめ: 重大事故等対策【放射性物質の拡散抑制対策等】

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
— : 海水を含む配管
— : 電源系統

1	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
2	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
3	電源設備



4. 新たな規制項目への対応



4. 新たな規制項目への対応

項目	対応方針
有毒ガス防護に係る対応	<ul style="list-style-type: none"> • 設置許可基準規則の第二十六条の3, 第三十四条の2, および技術基準規則の第三十八条の5, 第四十六条の2の内容を踏まえ, 以下の対応を行う <ul style="list-style-type: none"> - 敷地内外の有毒ガスの影響評価を実施 - 評価結果を踏まえた対応方針について検討
火山影響等発生時の体制整備等に係る措置	<ul style="list-style-type: none"> • 実用炉規則の第八十四条の2, 第九十二条の改正内容を踏まえ, 以下の対応を行う（改正案に対する意見募集を平成29年9月21日から10月20日まで実施） <ul style="list-style-type: none"> - 火山影響等発生時における施設の保全活動(原子炉停止等の操作, 対策)を行うための手順, 体制整備等について保安規定に記載
地震時の燃料被覆管閉じ込め機能	<ul style="list-style-type: none"> • 設置許可基準規則の第四条の5の内容を踏まえ, 以下の対応を行う <ul style="list-style-type: none"> - 基準地震動による燃料被覆管応力評価を実施
柏崎刈羽6・7号炉の技術的知見	
格納容器の過圧破損を防止するための格納容器代替循環冷却系	<ul style="list-style-type: none"> • 代替循環冷却系を設置
使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉補機代替冷却水系を用いて使用済燃料プール内の燃料体から発生する崩壊熱を除熱
原子炉制御室の居住性を確保するためのブローアウトパネルの閉止機能	<ul style="list-style-type: none"> • 非常用ガス処理系の使用及び原子炉建屋ブローアウトパネル開放時に速やかに閉止する対策を実施
全交流動力電源喪失を想定した事故シーケンスグループの分割	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因に着目し, 4つの事故シーケンスに分割（審査会合にて説明済み）



- ◆ 以上，先行炉の審査状況を踏まえた女川原子力発電所2号炉の新規制基準への対応状況等について説明いたしました。
- ◆ 当社の目指す安全対策の基本的な考えである，重要な安全機能に対するハード・ソフトの両面からの強化により，確実な安全確保につとめてまいります。

