

# 東通原子力発電所1号機の 新規制基準適合性審査に係る 申請の概要について

平成26年6月17日  
東北電力株式会社

1. 東通原子力発電所の概要
2. 新規規制基準適合性審査に係る申請の概要
3. 原子炉設置変更許可申請書の概要
  3. 1 設計基準／地盤・地震・津波
  3. 2 設計基準／自然現象
  3. 3 設計基準／火災・溢水
  3. 4 設計基準／保安電源設備
  3. 5 重大事故等対策
  3. 6 工事工程
4. 工事計画認可申請の概要
5. 保安規定変更認可申請の概要
6. まとめ

(補足 主要な審査項目(27項目)の記載箇所)



# 1. 1 東通原子力発電所の概要

- ◆東通原子力発電所の敷地は、下北半島の太平洋側のほぼ中央に位置する。
- ◆敷地は、西側を丘陵地に接した平坦地であり、敷地の形状は海岸線を長辺とした、ほぼ長方形の形状となっている。
- ◆敷地の総面積は、約358万m<sup>2</sup>である。

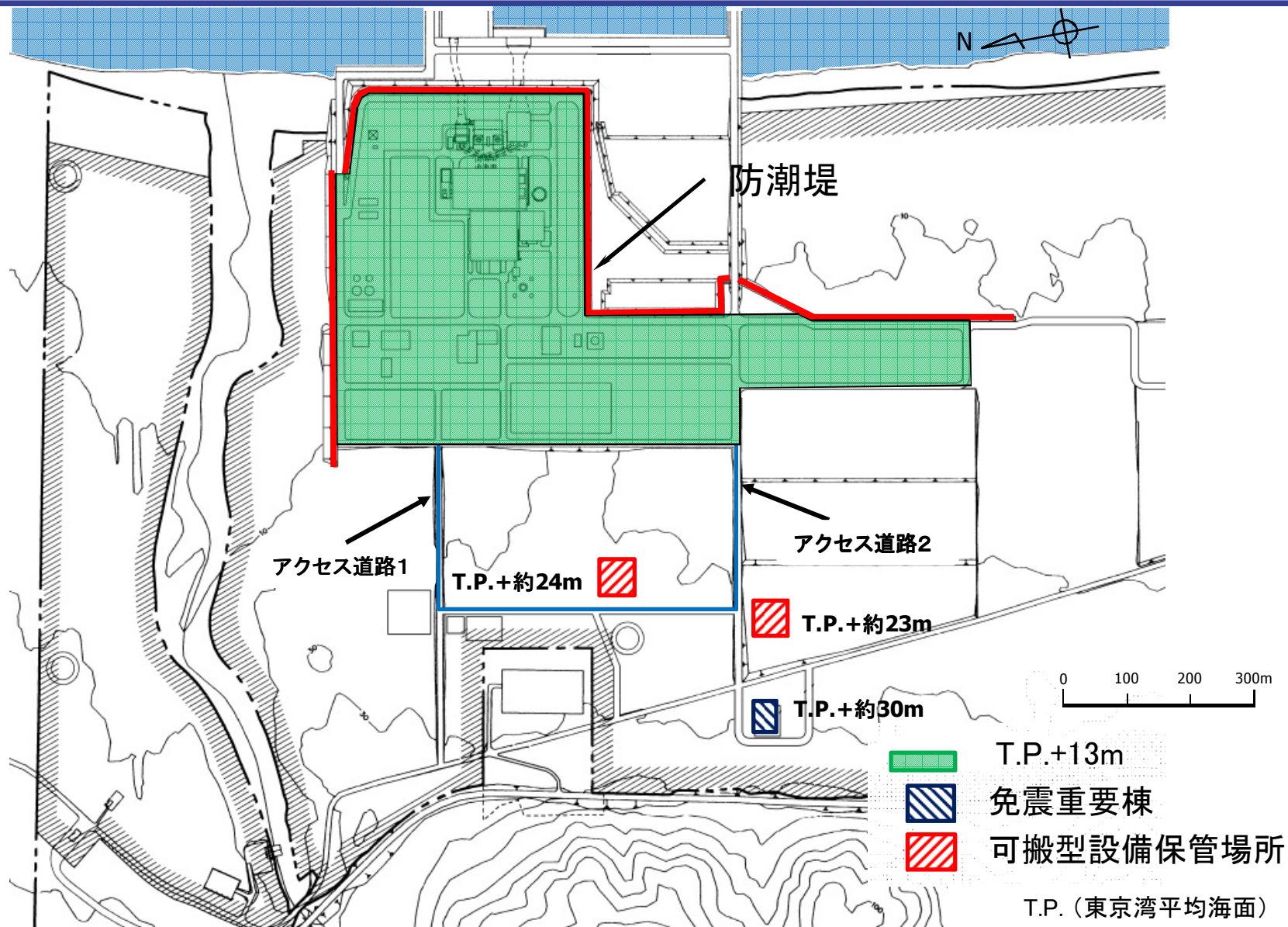


設備の概要	
1号機	
定格電気出力	110万kW
営業運転開始年月	平成17年12月
原子炉型式	沸騰水型軽水炉(BWR)



## 1. 2 東通原子力発電所の概要(敷地概要)

4



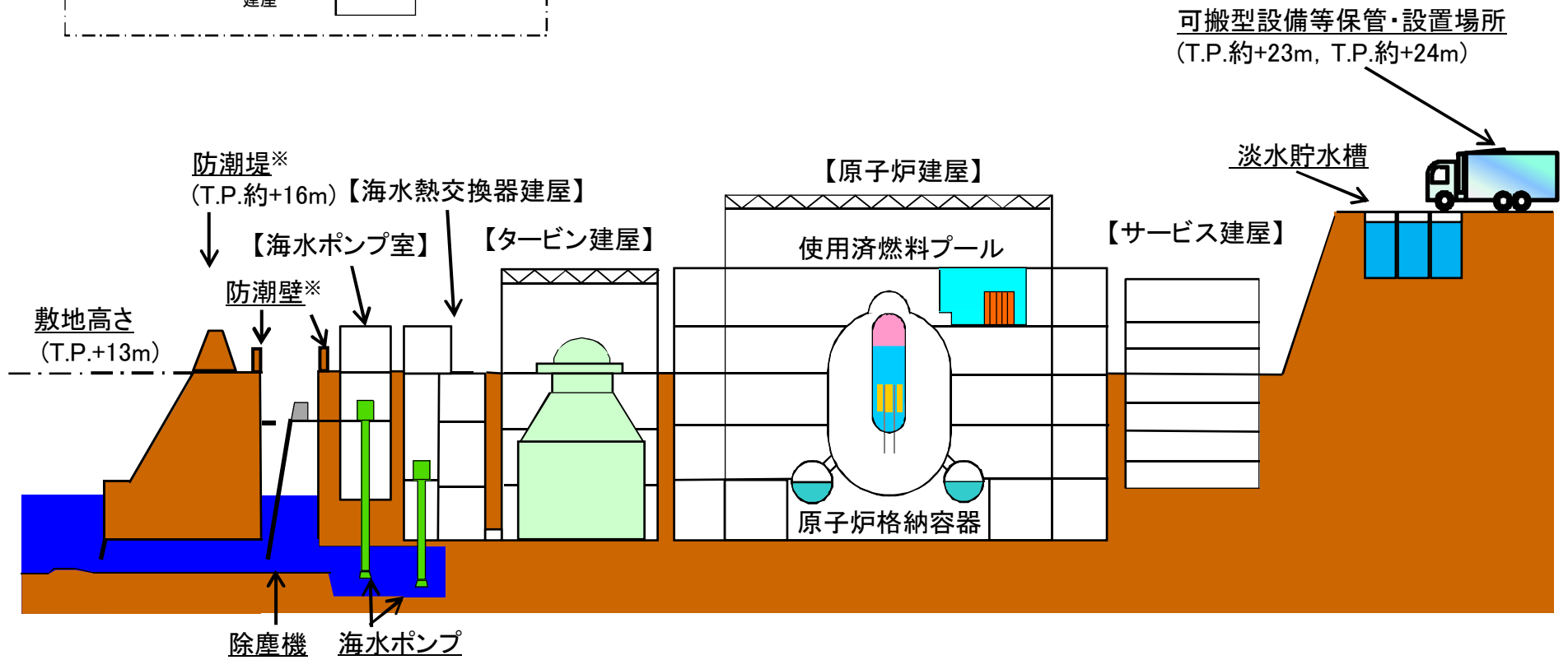
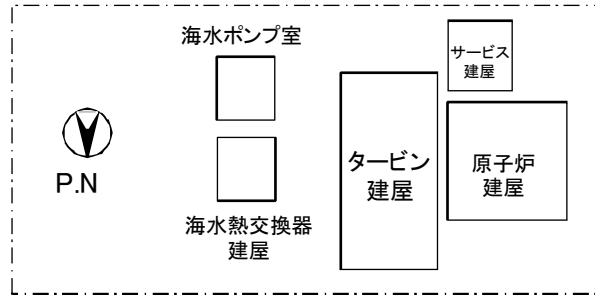


# 1.3 東通1号機の概要(設備・機器等の仕様)

原子炉型式	沸騰水型軽水炉(BWR5)		
定格熱出力	3,293MW		
燃料集合体数	764体		
制御棒本数	185本		
原子炉圧力容器	胴部内径	約6.4m	
	全高(内のり)	約22m	
原子炉格納容器	型式	圧力抑制形(MARK- I 改良型)	
	ドライウエル	円筒部直径	約24m
		全高	約38m
	サプレッション チェンバ	円環部中心線直径	約39m
		円環部断面直径	約10m
使用済燃料貯蔵能力	全炉心燃料の約430%相当分		
制御棒駆動系	185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(うち1台は予備)	ポンプ容量 : 約10m <sup>3</sup> /h(1台当たり)	
低圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1	ポンプ容量 : 約1,400m <sup>3</sup> /h	
低圧注水系	ポンプ台数 : 3	ポンプ容量 : 約1,700m <sup>3</sup> /h(1台当たり)	
高圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1	ポンプ容量 : 約370~約1,500m <sup>3</sup> /h	
自動減圧系主蒸気逃がし安全弁	弁個数 : 7	弁容量 : 約380t/h(1個当たり, 7.79MPa[gage]において)	
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数 : 1	ポンプ容量 : 約140m <sup>3</sup> /h	
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 東通原子力発電所の概要(主要断面図)



※ 防潮堤・防潮壁の設置は自主対策に位置付け。



## 2. 新規制基準適合性審査に係る申請の概要

7

### ◆ 原子炉設置変更許可申請の主な内容

- 地震動, 津波, 火山, 地盤の評価
- 重大事故等対処設備他に関する以下の事項
  - 基本設計方針(耐震・耐津波・火災防護等)及び新規制基準適合のための設計方針
  - 設備仕様(追加設備例:可搬型大容量送水ポンプ等)
- 重大事故等対策の有効性評価(炉心損傷防止, 格納容器破損防止等)

### ◆ 工事計画認可申請の主な内容

- 設備毎に下記の説明資料を添付
  - 仕様の設定根拠
  - 重大事故等対処設備の使用条件下における健全性
  - 耐震性, 強度等

### ◆ 保安規定変更認可申請の主な内容

- 重大事故等対処設備の運転上の制限等
- 火災, 内部溢水, 重大事故等, 大規模損壊発生時における体制の整備



### 3. 1 原子炉設置変更許可申請書の概要(設計基準/地盤・地震・津波)

8

項目		主な申請書記載内容
設計基準	自然現象	<p>◆ 活断層</p> <ul style="list-style-type: none"><li>➤ 後期更新世以降(約12~13万年前以降)の活動が否定できない断層等について、将来活動する可能性のあるものとして評価<ul style="list-style-type: none"><li>• 平成18年の耐震指針改訂以降、広範囲にわたり詳細な地質調査を実施</li><li>• 新たな基準に照らし、一部の断層(出戸西方断層, 野辺地-上原子-七戸西方断層)について評価の内容を変更</li></ul></li><li>➤ 敷地内の断層は、敷地内の地形にリニアメント及び変動地形が認められないこと、主要な断層は少なくとも新第三紀鮮新世より以前に形成された古い断層と考えられること、断層を被覆する第四系の一部に認められる変状は断層の活動によらない非構造的な原因によるものと考えられることなどから、少なくとも第四紀後期更新世以降の活動性はないと評価</li></ul>





### 3. 1 原子炉設置変更許可申請書の概要(設計基準/地盤・地震・津波)

項目	主な申請書記載内容
設計基準 自然現象	<p>◆ 基準地震動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 敷地地盤は、敷地周辺には、新第三系中新統の主に安山岩溶岩及び火山碎屑岩からなる泊層がほぼ水平で相当な拡がりをも有して分布している。また敷地で得られた観測記録から、敷地地盤の振動特性は特異な傾向を有さないことを確認した。</li> <li>➤ 基準地震動<math>S_s</math>は、2011年東北地方太平洋沖地震の知見を踏まえたプレート間地震(M9.0)、2011年4月7日宮城県沖の地震での知見を踏まえた海洋プレート内地震(M7.2)及び内陸地殻内地震として横浜断層による地震(M6.8)を考慮した<math>S_s-1</math>(水平600ガル)を設定した。</li> <li>➤ また、震源を特定せず策定する地震動については、加藤ほか(2004)による地震動は基準地震動<math>S_s-1</math>に包絡されるが、継続して、電力中央研究所の最終報告に基づく2004年留萌支庁南部の地震の検討や東北地方で発生した2008年岩手・宮城内陸地震に対する検討を実施する。</li> <li>➤ Sクラス施設は、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対してその安全機能が損なわれないものとする。</li> </ul> <p>◆ 基準津波</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震の発生様式を踏まえた基準断層モデルを設定し、波源特性の不確かさを考慮した評価を行い、基準津波による敷地前面における最高水位をT.P.+11.7mと設定した。</li> </ul>



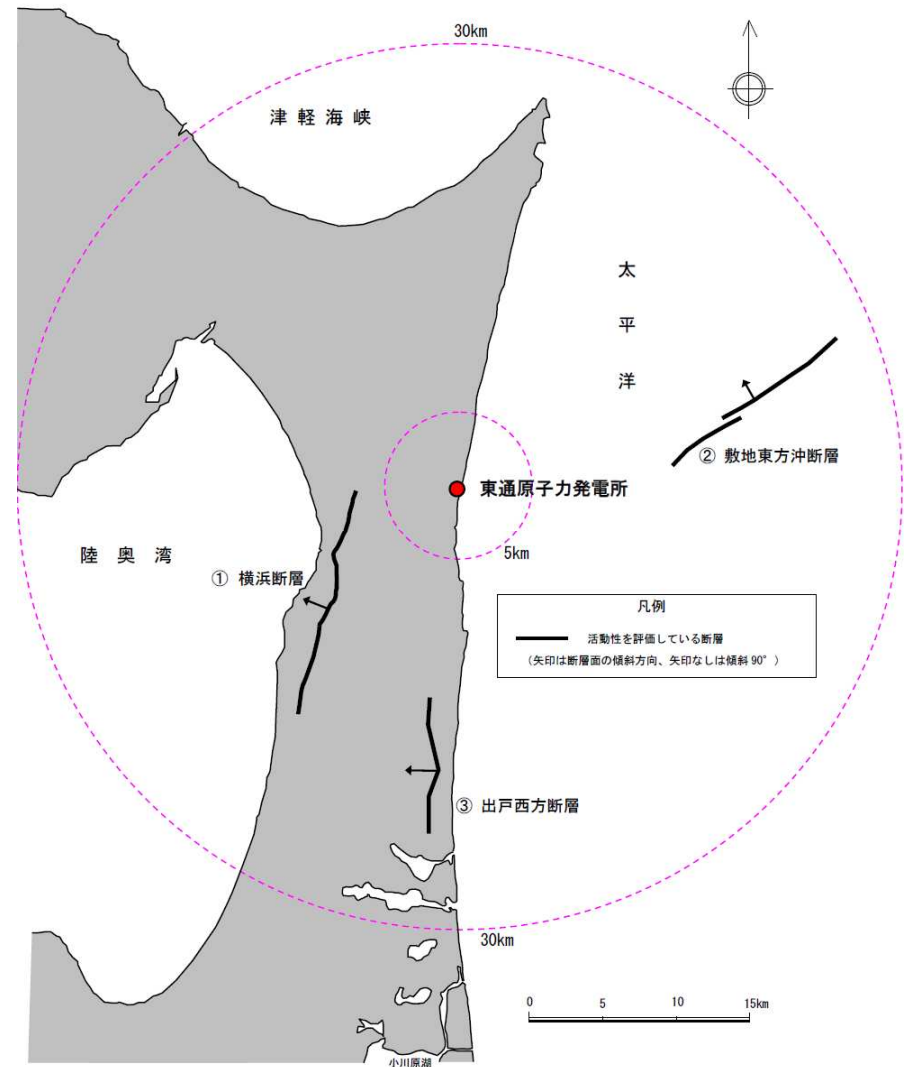
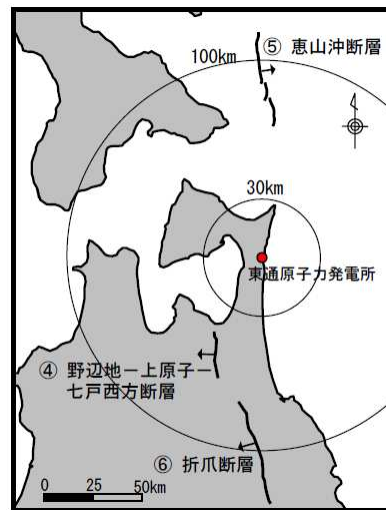
# 3. 1(1) 活動性を考慮する断層

◆ 後期更新世以降(約12~13万年前以降)の活動が否定できない断層等について、将来活動する可能性のあるものとして評価

断層名	断層長さ (km)	マグニチュード M	等価震源距離 (km)
① 横浜断層	15.4	6.8	17.5
② 敷地東方沖断層	14.5	6.8	20.5
③ 出戸西方断層	10	6.8*	20.6
④ 野辺地—上原子—七戸西方断層	27	7.2	60.6
⑤ 恵山沖断層	47	7.6	95.3
⑥ 折爪断層	50	7.7	101.3

1. 孤立した短い断層については、震源断層が地震発生層の上限から下限まで広がっているとした場合を考慮し、断層幅と同等の断層長さをもつ震源断層を仮定して評価した(※)。
2. 地震発生層及び断層幅の算定は以下とした。

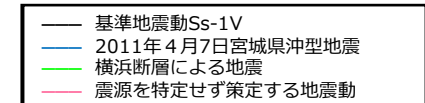
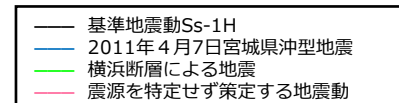
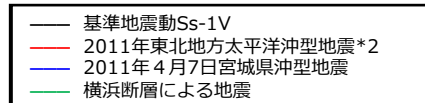
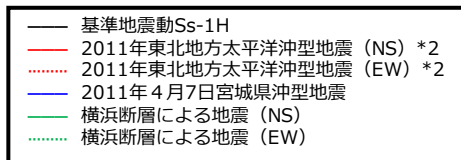
地震発生層：敷地周辺の微小地震分布などから深さ3~15kmとする。  
 断層幅：地震発生層を飽和するよう設定。  
 断層傾斜角は、地質調査結果及び地震調査研究推進本部(2009.7)を参考に設定する。



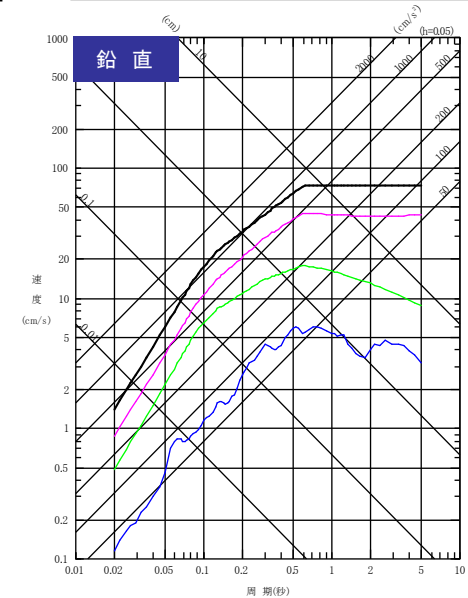
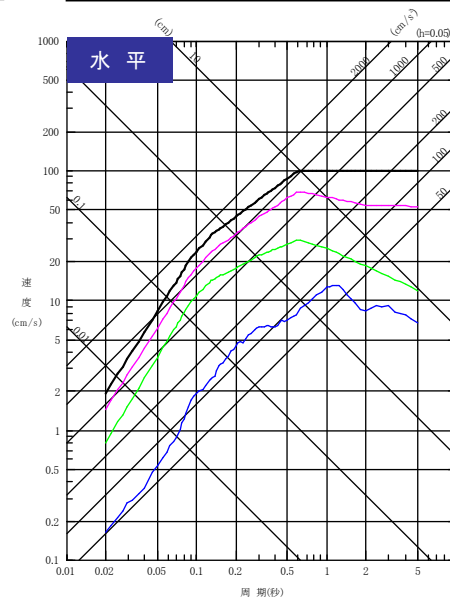
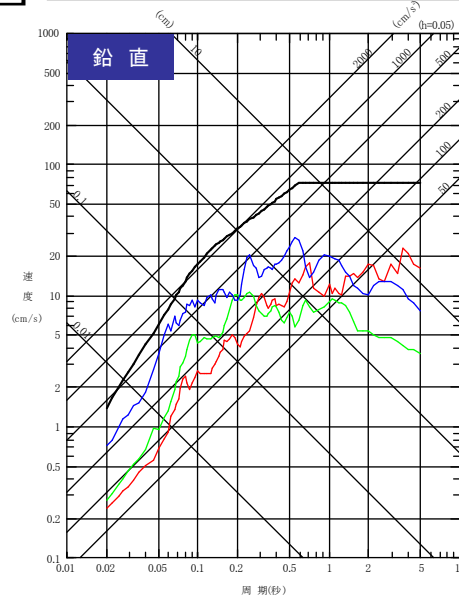
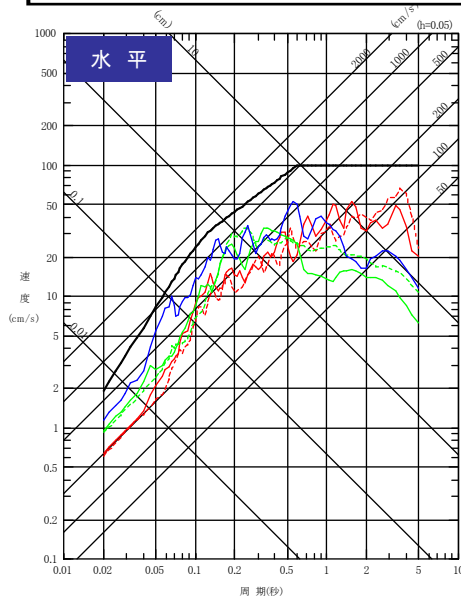
# 3. 1(2) 基準地震動(1/2)

## 検討用地震と基準地震動Ss

地震の発生様式		検討用地震	マグニチュード	基準地震動(上段: 水平 下段: 鉛直)
震源特定*1	プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖型地震	M9.0	Ss-1H (600ガル) Ss-1V (440ガル)
	海洋プレート内地震	2011年4月7日宮城県沖型地震	M7.2	
	内陸地殻内地震	横浜断層による地震	M6.8	
震源を特定せず策定する地震動				



\*1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動



(検討用地震との比較:断層モデルを用いた手法による地震動評価)

(検討用地震との比較:応答スペクトルに基づく地震動評価)  
 (震源を特定せず策定する地震動との比較)

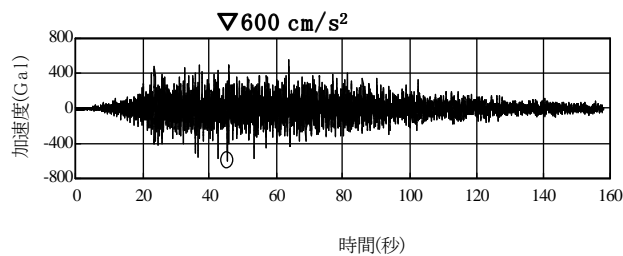
### 基準地震動Ss-1の応答スペクトル

\*2 既往の距離減衰式の適用範囲外のため、断層モデルを用いた手法を基本とする。

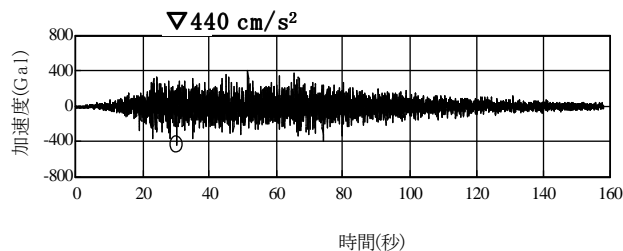


# 3. 1(2) 基準地震動(2/2)

## ◆ 設計用模擬地震波



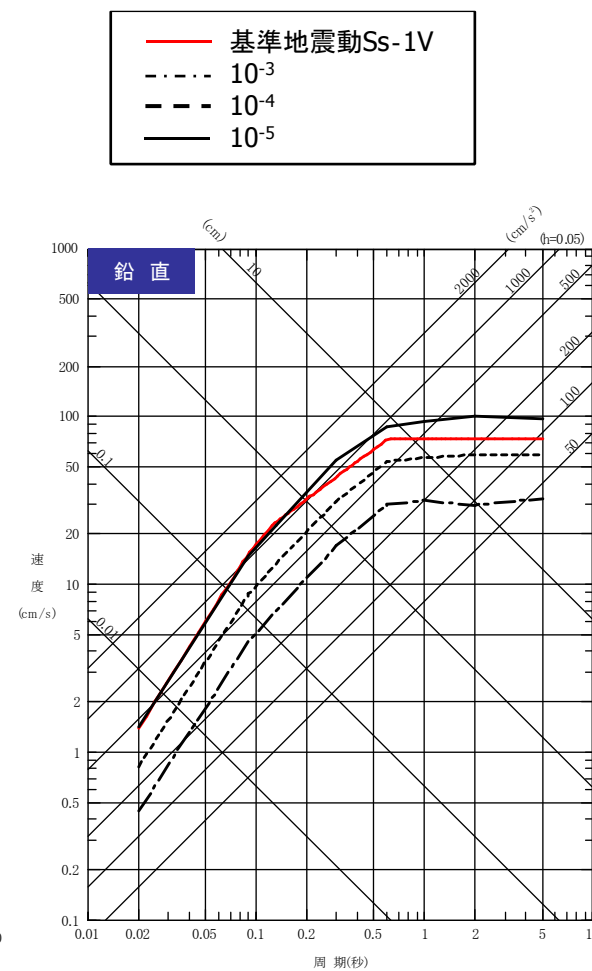
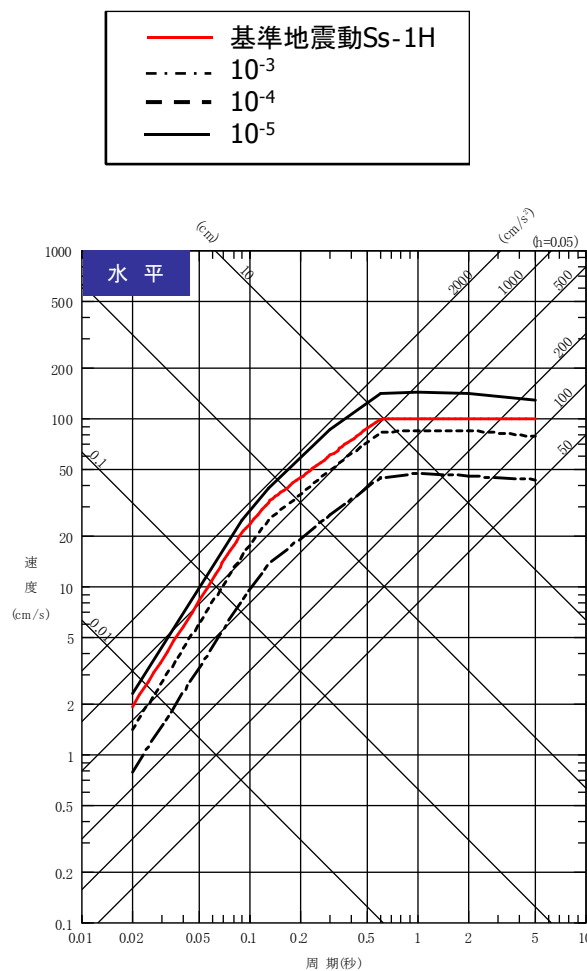
模擬地震波Ss-1H(水平)



模擬地震波Ss-1V(鉛直)

## ◆ 基準地震動Ssの超過確率

➤ 基準地震動Ssの設計用応答スペクトルの年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度



一様ハザードスペクトルと基準地震動Ssの設計用応答スペクトルの比較



### 3. 1(3) 原子炉建屋基礎地盤等の安定性評価

#### ◆ 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

#### ◆ 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した。

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	1.6 N/mm <sup>2</sup>	1.3 N/mm <sup>2</sup>	15.6 N/mm <sup>2</sup> 以下 (支持力試験結果)
すべり安全率	3.3	2.7	1.5 以上
基礎底面の傾斜	1/32,000	1/13,000	1/2,000以下

以上のことから、原子炉建屋基礎地盤が基準地震動S<sub>s</sub>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した。

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。



## 3. 1(4) 耐震設計方針

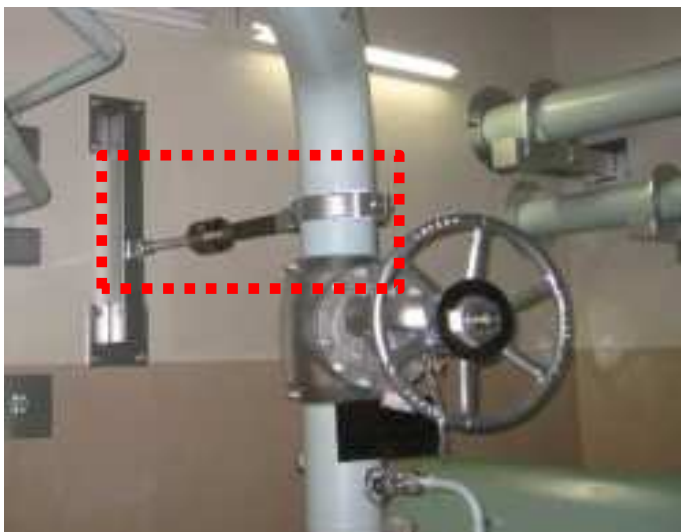
### ◆ 耐震設計方針

- 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および2011年4月7日宮城県沖の地震の最新知見を踏まえ、基準地震動 $S_s$ を見直したことに伴い、耐震性向上を目的とした耐震対策工事を実施中

(配管の耐震対策の例)



サポートの追加



サポートの強化





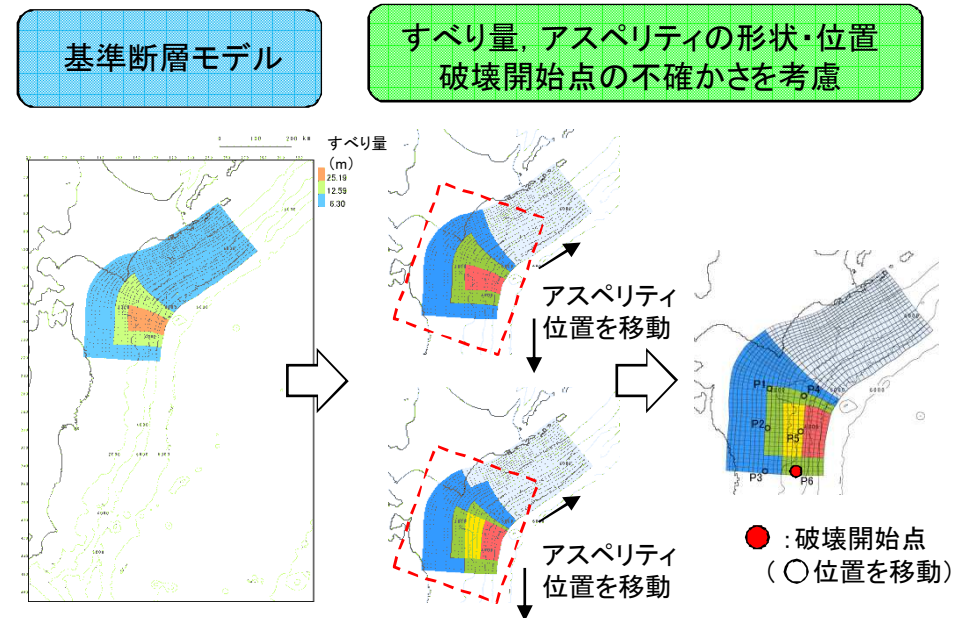
# 3. 1(5) 基準津波(1/2)

- ◆ 新規基準や2011年東北地方太平洋沖地震における最新の知見を踏まえ、既往地震の発生位置や規模等を参考に波源モデルを設定
- ◆ 耐津波設計上の十分な余裕を確保するため、最新の知見に基づき津波評価に及ぼす影響が大きな波源特性の不確かさ※を考慮(※断層位置, 走向等パラメータ, すべりの不均一性, 断層破壊様式等)
- ◆ 検討の結果, 十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動型地震が発電所に最も大きな影響を与える津波であると想定され, 発電所前面に到達する津波の最大遡上水位をT.P.+11.7mと評価

想定した津波波源

	津波波源(主な既往津波)	地震規模
プレート間地震	典型的なプレート間地震 (1968年十勝沖地震)	Mw8.45
	津波地震 (1896年明治三陸地震)	Mw8.3
	十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動型地震	Mw9.0
海洋プレート内地震	正断層型地震 (1933年昭和三陸地震)	Mw8.6
海域の活断層による地震	敷地東方沖断層 恵山沖断層	Mw6.5~7.3

注) 地震に起因する津波のほか, 海底地すべりおよび火山現象に起因する津波を検討。

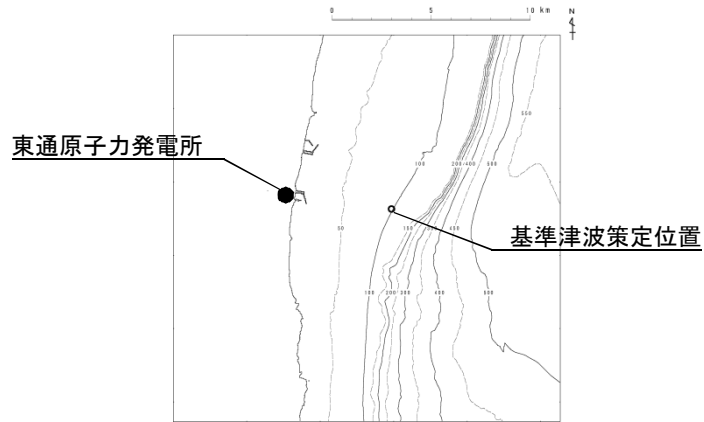


波源特性の不確かさの考慮  
(十勝沖・根室沖から三陸沖北部の連動型地震による津波の検討例)

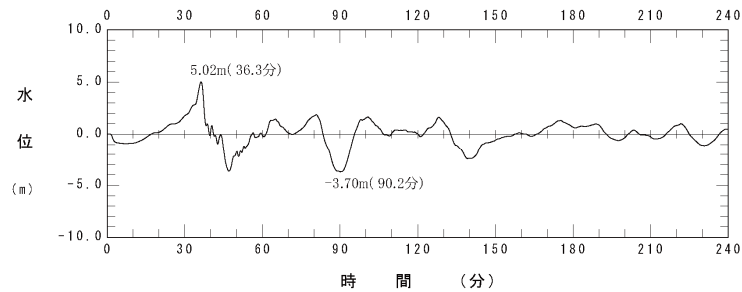


# 3.1(5) 基準津波(2/2)

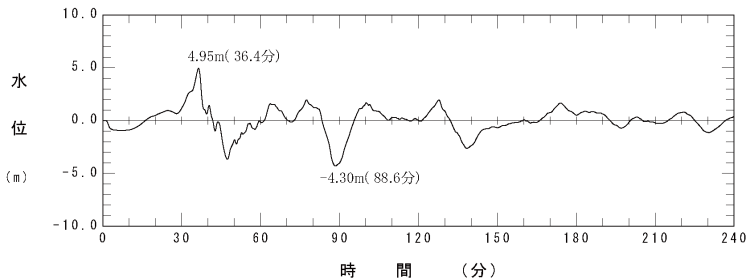
## ◆ 基準津波策定位置



## ◆ 基準津波策定位置における水位時刻歴波形



敷地前面及び放水路護岸前面の水位上昇側最大ケース



取水口前面の水位上昇側・水位下降側最大ケース

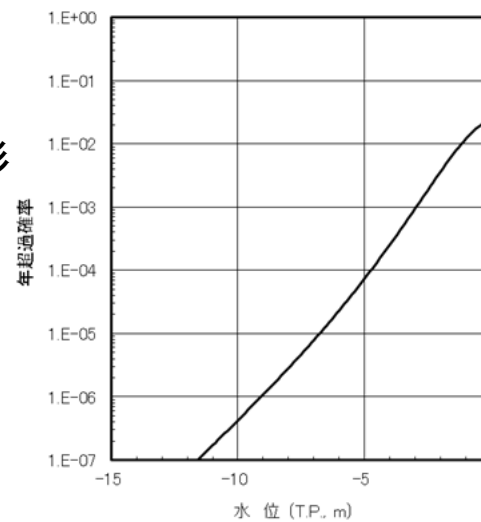
## ◆ 基準津波の超過確率

- 最高水位T.P.+5.7m※1の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度
- 最低水位T.P.-5.2m※2の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度

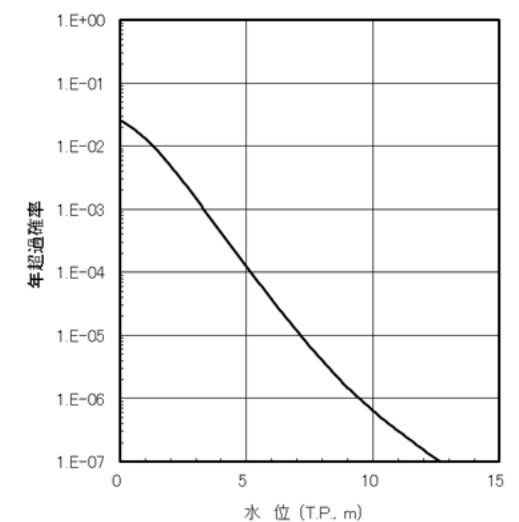
※1 朔望平均満潮位T.P.+0.61mを考慮した値

※2 朔望平均干潮位T.P.-0.87mを考慮した値

水位下降側



水位上昇側

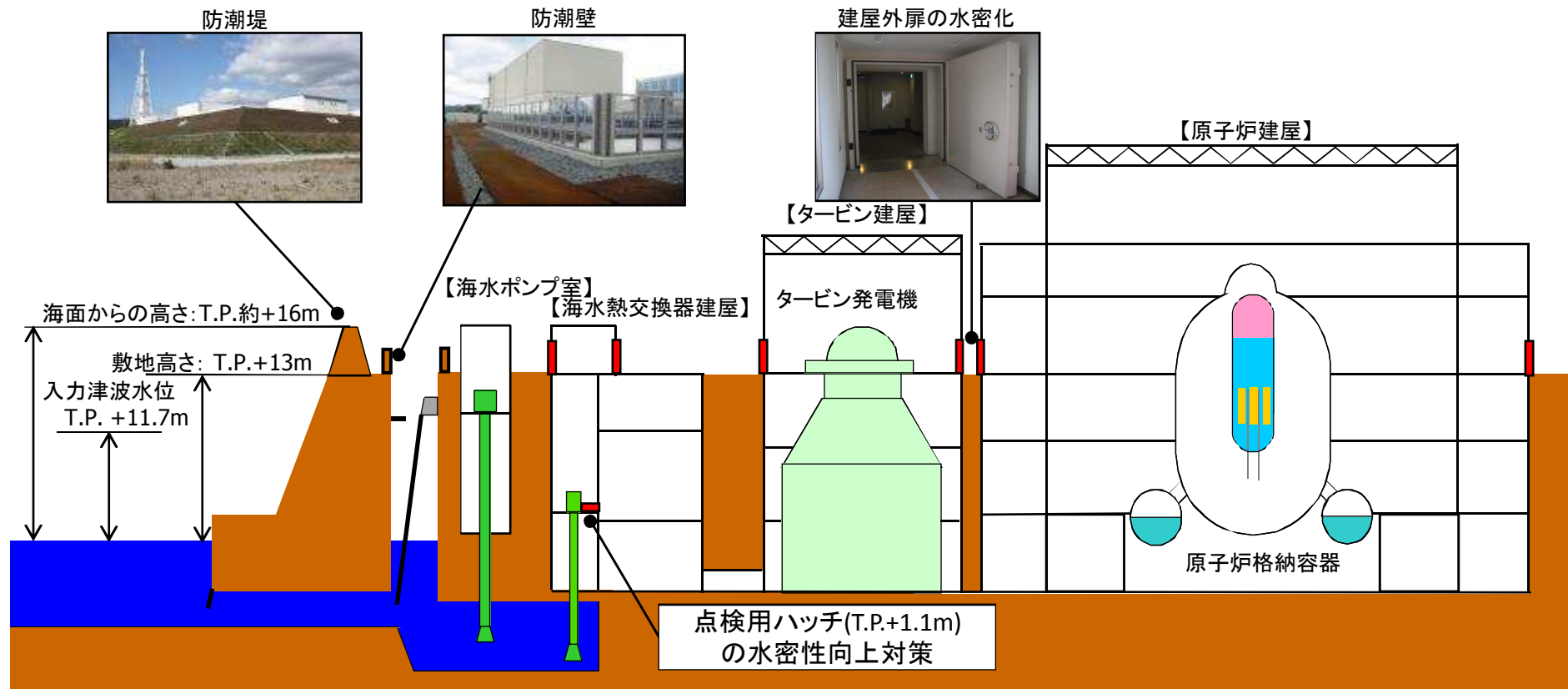


基準津波策定位置におけるハザード曲線



# 3. 1(6) 耐津波設計方針

- ◆ 敷地前面における入力津波水位 (T.P.+11.7m) は敷地高さ (T.P.+13.0m) を越えない。また、引き波時においても取水を確保できる。
- ◆ 海水熱交換器建屋床 (T.P.+1.1m) の点検用ハッチの水密性向上対策を実施。
- ◆ 緊急安全対策で実施している防潮堤・防潮壁の設置、建屋外扉の水密化工事等は自主対策に位置付け。



## 3.2 原子炉設置変更許可申請書の概要(設計基準/自然現象)

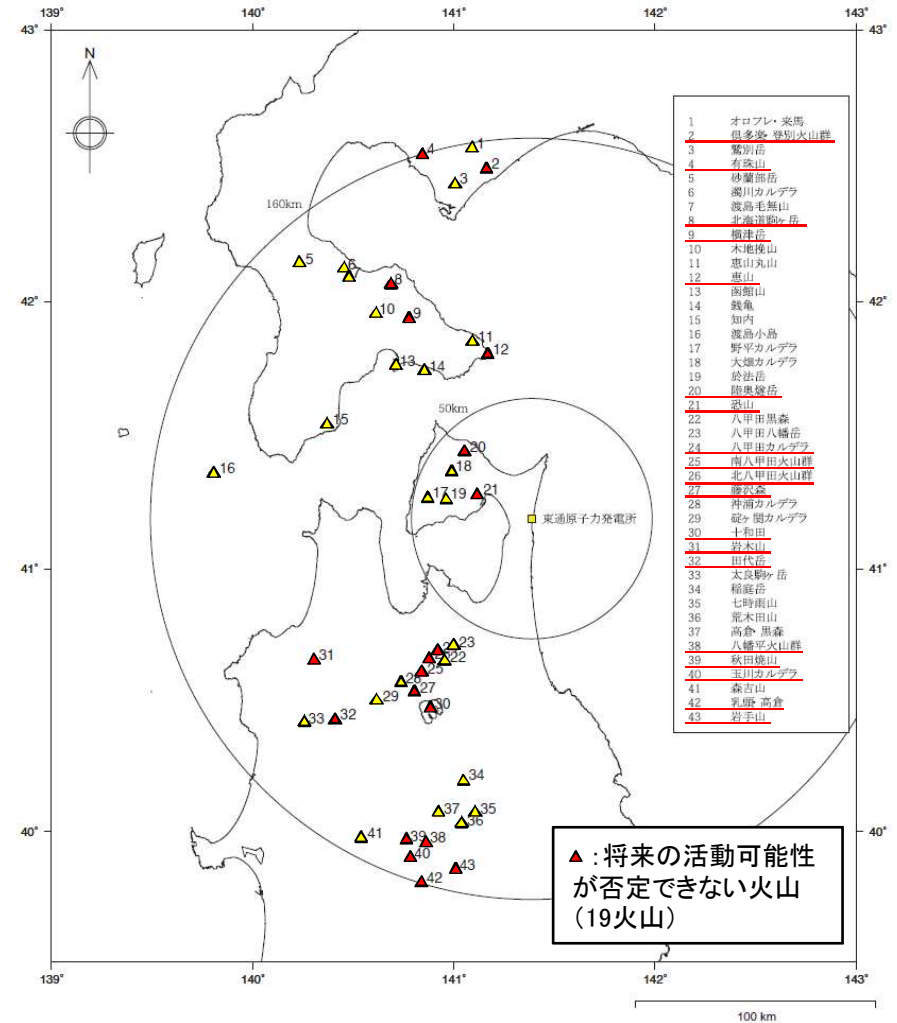
18

項目	主な申請書記載内容
設計基準 自然現象	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 火山                             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 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既往の調査結果により30cmと評価</li> <li>➢ 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とする。</li> </ul> </li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 竜巻                             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 気象庁「竜巻等の突風データベース」(1961～2012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69m/sである。東通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69m/sである。</li> <li>➢ 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とする。</li> </ul> </li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ その他                             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 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</li> <li>➢ 航空機落下については、落下確率が約<math>5.7 \times 10^{-8}</math>回/炉・年であり、<math>10^{-7}</math>回/炉・年を下回ることを確認</li> <li>➢ 風(台風)、積雪、降水、凍結、落雷、生物学的事象、地滑り、洪水、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する。</li> </ul> </li> </ul>



# 3. 2(1) 火山事象

- ◆ 発電所から半径160km範囲内の第四紀火山※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した。
  - 直接的影響として、発電所構造物への静的負荷、水循環系の閉塞や磨耗、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する。
  - 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する。
- ◆ 将来の活動可能性が否定できない火山(19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)の抽出を実施した。
  - 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した。
    - ⇒ 既往最大の噴火を考慮しても、発電所に影響を及ぼさないと判断できることから、モニタリング対象外とする。
  - 発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある火山事象については、降下火砕物を抽出した。(層厚:30cm, 洞爺火山灰)
  - 降下火砕物対策として空調フィルタの予備品準備等を実施する。



※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





## 3.2(2) 竜巻影響評価

### 1. 竜巻検討地域の設定

- 東通原子力発電所から半径180km(10万km<sup>2</sup>)の範囲内の太平洋側海岸線に沿った海側5kmと陸側5kmの範囲

### 2. 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69m/sと設定

### 3. 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69m/sと設定

### 4. 設計竜巻の特性値の設定

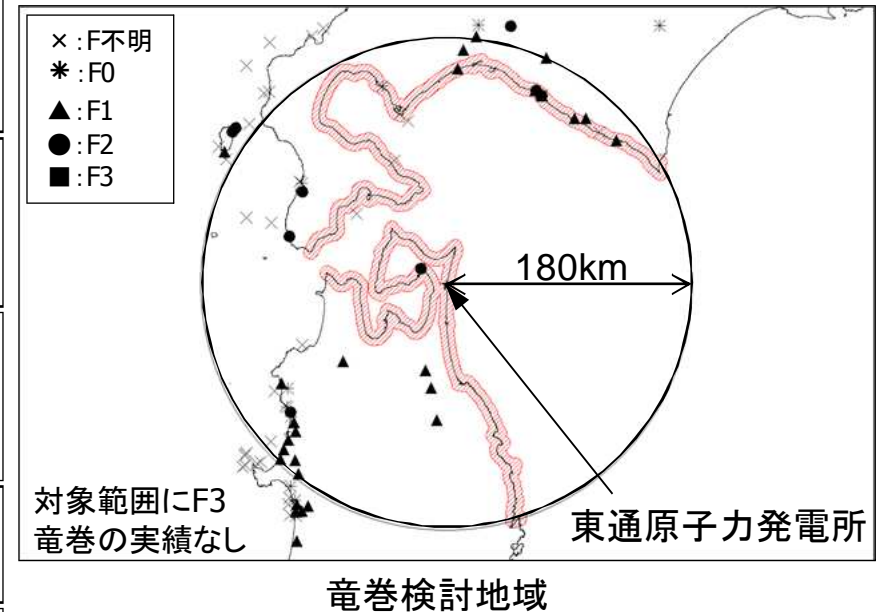
- 設計竜巻の最大風速 $V_D$ 等に基づいて移動速度, 最大気圧低下量等の特性値を設定

### 5. 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

### 6. 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, 飛来物の固縛等実施の方針





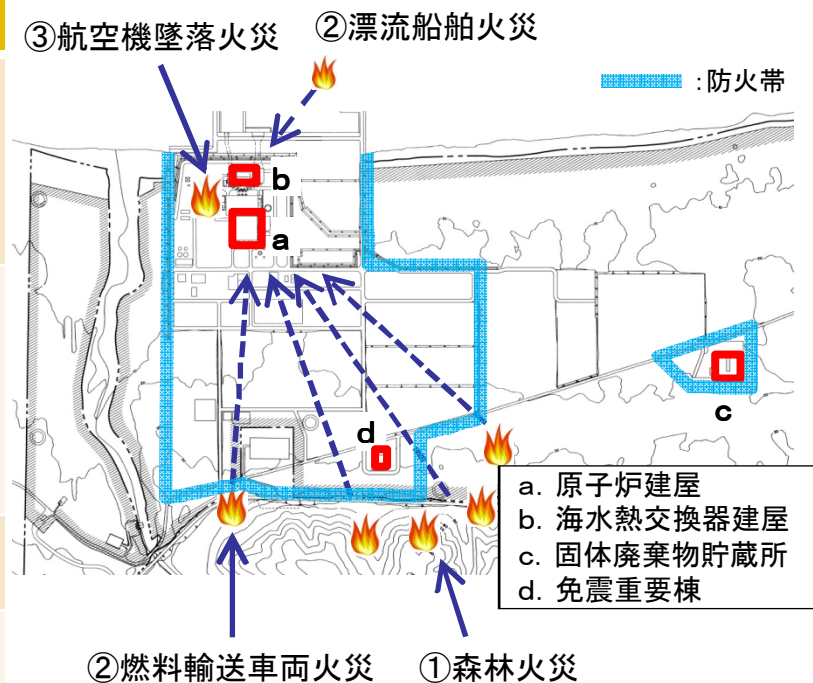
### 3. 2(3) 外部からの衝撃による損傷の防止(森林火災等)

- ◆ 「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, ばい煙等の原子炉施設への影響を評価した。

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近隣産業施設等の火災	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, 原子炉施設への影響がないことを確認した。

評価事象	評価結果
①森林火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・必要な防火帯幅が確保されていることを確認</li> <li>・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は危険距離以上の離隔距離があることを確認</li> <li>・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</li> </ul>
②近隣産業施設等の火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・10km圏内に火災・爆発影響を及ぼすコンビナート等なし</li> <li>・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</li> <li>・想定火災(敷地外幹線道路上の燃料輸送車, 漂流船舶火災)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</li> </ul>
③航空機墜落による火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・想定火災(敷地内への墜落火災)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</li> </ul>
二次的影響(ばい煙等)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>



### 3. 3 原子炉設置変更許可申請書の概要(設計基準/火災・溢水)

項目		主な申請書記載内容
設計基準	火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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とする。</li> <li>➤ 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とする。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とする。</li> </ul>
	溢水	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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</li> <li>➤ 以下の設備について、溢水防護を考慮した設計とする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>• 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</li> <li>• 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</li> <li>• 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</li> </ul> </li> </ul>



## 3. 3(1) 火災防護 (1/2)

- ◆ 「**「实用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」**に基づき、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を実施

### ①火災発生防止

絶縁油を使用しない乾式の変圧器、しゃ断器の使用等、不燃性、難燃性材料の使用及び発火性、引火性物質の漏えい防止の措置等を講じてきたが、新規制基準への適合性を現場確認も含め確認し、更なる改善、対策としてポンプの油漏えい拡大防止、水素が発生するおそれのある蓄電池室に水素漏えい検出器を設置する等火災発生防止の強化を実施するとともに、ケーブル自己消火性の実証試験としてUL垂直燃焼試験を行う。



絶縁油を使用しない乾式の変圧器



絶縁油を使用しないしゃ断器



### ②火災の感知及び消火

火災発生時に早期に感知し、適確に消火活動が行えるよう火災感知器及び消火設備を設置するとともに初期消火体制を確立している。さらに、確実な早期感知、早期消火の観点から異なる種類の感知器(例:煙と熱)の設置、消火困難箇所への自動消火設備の設置等の対策強化を実施。また、新たに設置する自動消火設備は、本設備専用の異なる種類の感知器による動作とし、信頼性の向上を図る方針。



(参考)煙感知器



(参考)熱感知器



固定式消火設備

### ③火災の影響軽減

火災の影響軽減の更なる強化として、火災防護対象機器及びケーブルに対して離隔、隔壁等による分離と併せ火災感知器及び自動消火設備の設置により延焼防止を図るとともに、原子炉施設内のいかなる火災によっても原子炉が安全に停止できることを火災影響評価により確認。



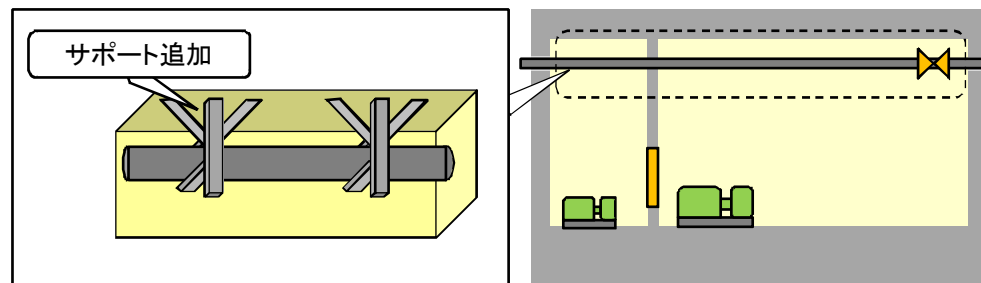
## 3. 3(2) 内部溢水対策 (1/2)

25

### ◆ 内部溢水対策例

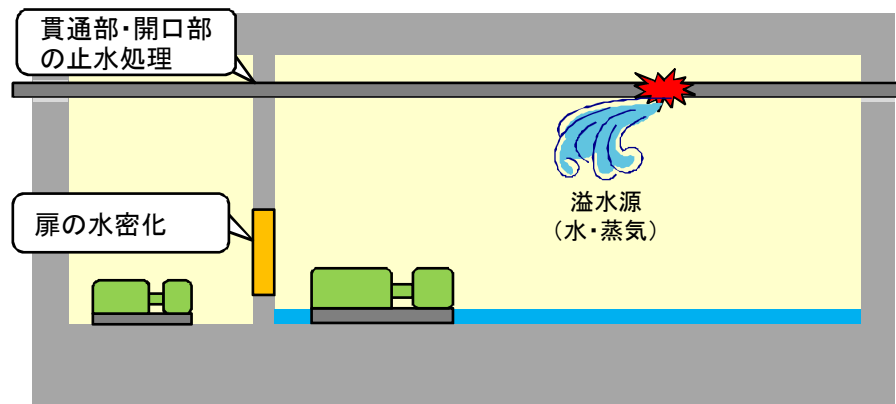
#### ① 溢水源の低減(配管の耐震性向上)

地震起因による溢水源を低減するため、配管の耐震性向上対策を実施



#### ② 設備の防護(浸水対策)

想定される溢水による没水、被水等から防護対象設備を防護するため、扉の水密化、貫通部・開口部の止水処理等の浸水対策を実施





### 3. 3(2) 内部溢水対策(2/2)

#### ◆ 内部溢水対策の施工例

貫通部の止水処理



扉の水密化





### 3. 4 原子炉設置変更許可申請書の概要(設計基準/保安電源設備)

27

項目		主な申請書記載内容
設計基準	保安電源	<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 本発電所の送電線は、500kV送電線2回線及び66kV送電線1回線で構成され、500kV送電線2回線は、むつ幹線2回線の1ルートで上北変電所に、66kV送電線1回線は、東北白糠線1回線の1ルートで白糠変電所に接続される設計とする。</li><li>➤ 500kV送電線のむつ幹線2回線並びに66kV送電線の東北白糠線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とする。</li></ul>

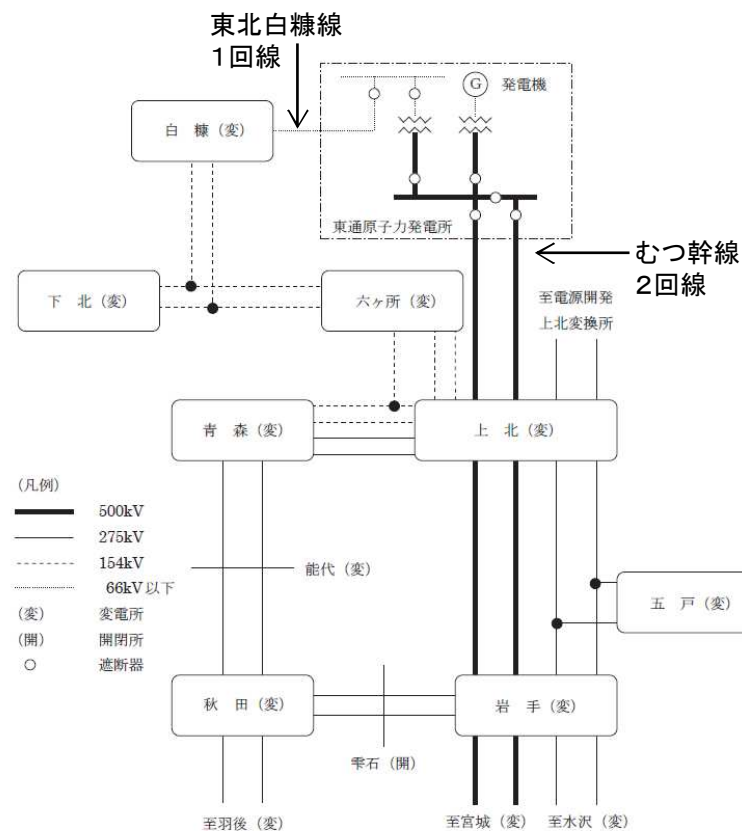


### 3. 4(1) 外部送電系統

#### 東通原子力発電所

電圧	系統	回線数	接続する変電所 (発電所からの距離※)
500 kV	むつ 幹線	2	上北変電所 (約50.5km)
66 kV	東北 白糠線	1	白糠変電所 (約0.4km)

※距離は送電線こう長



独立した異なる変電所に接続されている。

### 3.5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策1/7)

項目		主な申請書記載内容
重大事故等対策	重大事故等対策の有効性評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「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, 原子炉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した。</li> <li>➤ 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した。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 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回路を設ける。</li> <li>➤ 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回路を設ける。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 全交流動力電源喪失時, 高圧状態で原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却を行っている際, 常設直流電源喪失した場合でも, 可搬型代替直流電源設備又は代替交流電源設備からの給電により, 原子炉隔離時冷却系の起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。</li> <li>➤ 原子炉隔離時冷却系に加え, 原子炉隔離時冷却系と同等の原子炉冷却能力を有する高圧代替注水系を設ける。</li> </ul>



### 3. 5(1) 重大事故等対策の有効性評価(1/4)

- ◆ 確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用して、想定する事故シーケンスグループ及び原子炉格納容器破損モードを抽出（評価するプラント状態は、重大事故等対策を考慮しない）

#### <PRAの実施範囲>

- 出力運転時内部事象レベル1 （全炉心損傷頻度  $2.1 \times 10^{-5}$ /炉年）
- 出力運転時内部事象レベル1.5 （格納容器破損頻度  $2.1 \times 10^{-5}$ /炉年）
- 地震レベル1※，津波レベル1※
- 停止時レベル1 （全炉心損傷頻度  $2.7 \times 10^{-6}$ /定期検査）

※イベントツリーを用いて事故シーケンスの分類を実施



「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，原子炉格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- ◆ 想定する事故シーケンスグループ及び原子炉格納容器破損モードから，評価する事故シーケンス及び原子炉格納容器破損モードを想定し，重大事故等対策の有効性評価を実施

#### <有効性評価の内容>

- 炉心損傷防止対策の有効性評価
- 原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価
- 使用済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



# 3.5(1) 重大事故等対策の有効性評価(2/4)

## 評価対象事故シーケンス及び計算コード(炉心損傷防止対策)

事故シーケンスグループ		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	使用計算コード
高圧・低圧注水機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	以下の評価項目を満足することを確認 <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管の最高温度が1200℃以下</li> <li>・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</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	SAFER MAAP
高圧注水・減圧機能喪失		全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替自動減圧機能</li> </ul>		SAFER MAAP
全交流動力電源喪失		外部電源喪失+非常用D/G等機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>		SAFER MAAP
崩壊熱 除去機能 喪失	取水機能 喪失時	全給水喪失 +RCW/RSW機能喪失(取水機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>		SAFER MAAP
	残留熱除去系 故障時	全給水喪失 +RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>		SAFER MAAP
原子炉停止機能喪失		MSIV全閉+スクラム失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</li> <li>・ぼう酸水注入系</li> <li>・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> </ul>		REDY SCAT
LOCA時 注水機能 喪失	中小破断 LOCA時	小破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +原子炉自動減圧機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>		SAFER MAAP
格納容器バイパス		弁開閉試験時のHPCS配管のIS-LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> </ul>		SAFER



### 3.5(1) 重大事故等対策の有効性評価(3/4)

#### 評価対象事故シーケンス及び計算コード(格納容器破損防止対策)

格納容器破損モード	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	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)	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・原子炉格納容器代替スプレイ系</li> <li>・原子炉格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>	原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。	MAAP
高圧溶融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧)	原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が2.0MPaを下回る。	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	—	溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する際の圧力上昇は、原子炉格納容器の健全性に影響を与えない。	MAAP
水素燃焼	大破断LOCA+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	(窒素置換による原子炉格納容器の不活性化)	酸素濃度(ドライ条件)は5%以下であり、爆轟に至ることはない。	MAAP
格納容器直接接触 (シェルアタック)	(原子炉圧力容器から落下した溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造)			—
溶融炉心・コンクリート相互作用	全給水喪失+HPCS/RCIC機能喪失 +LPCI/LPCS機能喪失+RHR機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器下部注水系(常設)</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>	溶融炉心による侵食により原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しない。	MAAP





### 3.5(1) 重大事故等対策の有効性評価(4/4)

#### 評価対象事故シーケンス(使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策)

想定事故	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	使用計算コード
想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失	・燃料プール代替注水系	燃料は露出することなく冷却可能	—
想定事故2	SFP冷却系及び補給水系の故障 +サイフォン現象(燃料プール冷却浄化系配管全周破断)による漏えい	・燃料プール代替注水系 ・サイフォンブレイク孔		—

#### 評価対象事故シーケンス及び計算コード(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	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	使用計算コード
崩壊熱除去機能喪失	運転中RHR機能喪失	・待機中RHR(LPCIモード)	燃料は露出することなく冷却可能	—
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 +RCW/RSW機能喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備		—
原子炉冷却材の流出	RHRミニマムフロー弁の閉失敗に伴う原子炉冷却材の流出	・待機中RHR(LPCIモード)		—
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜	—	・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される。 ・燃料は露出することなく冷却可能	APEX SCAT



### 3. 5(2) 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備

◆ 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

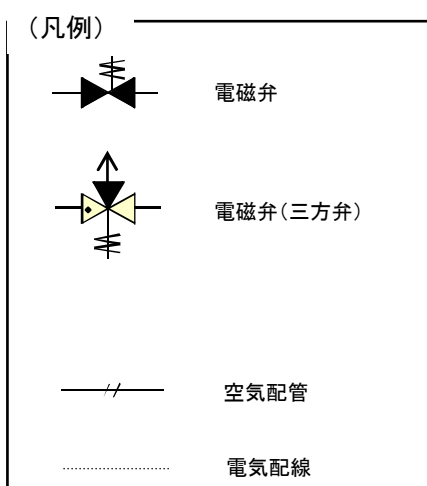
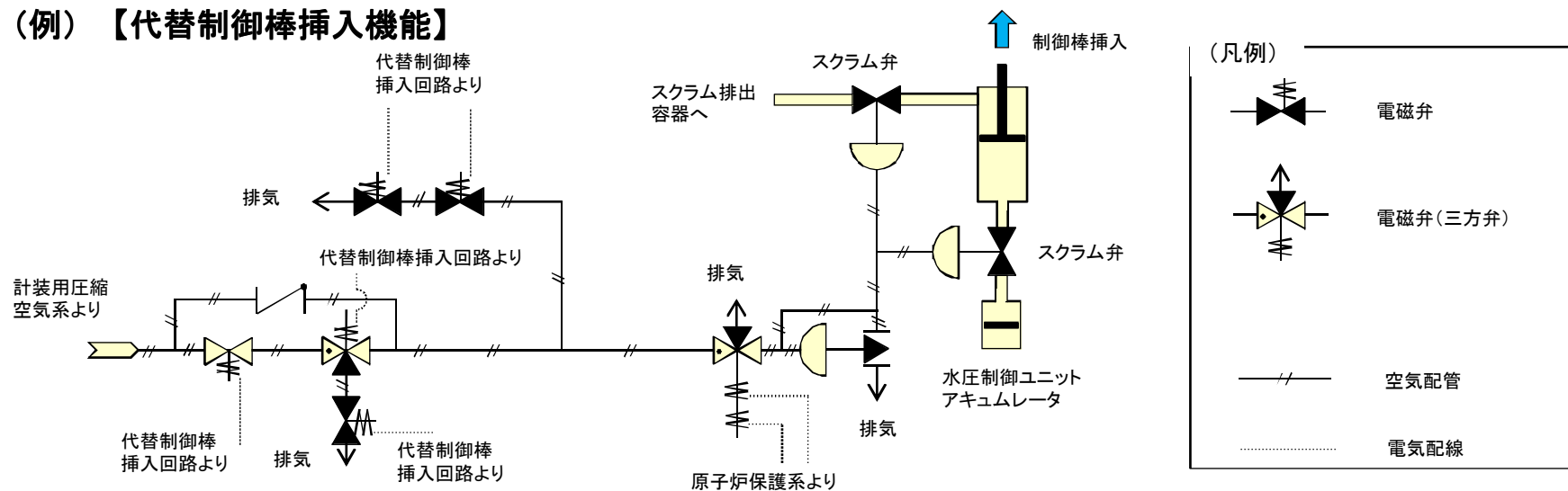
➤ ほう酸水注入系

- 設計基準事故対処設備であるほう酸水注入系を使用

➤ 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能

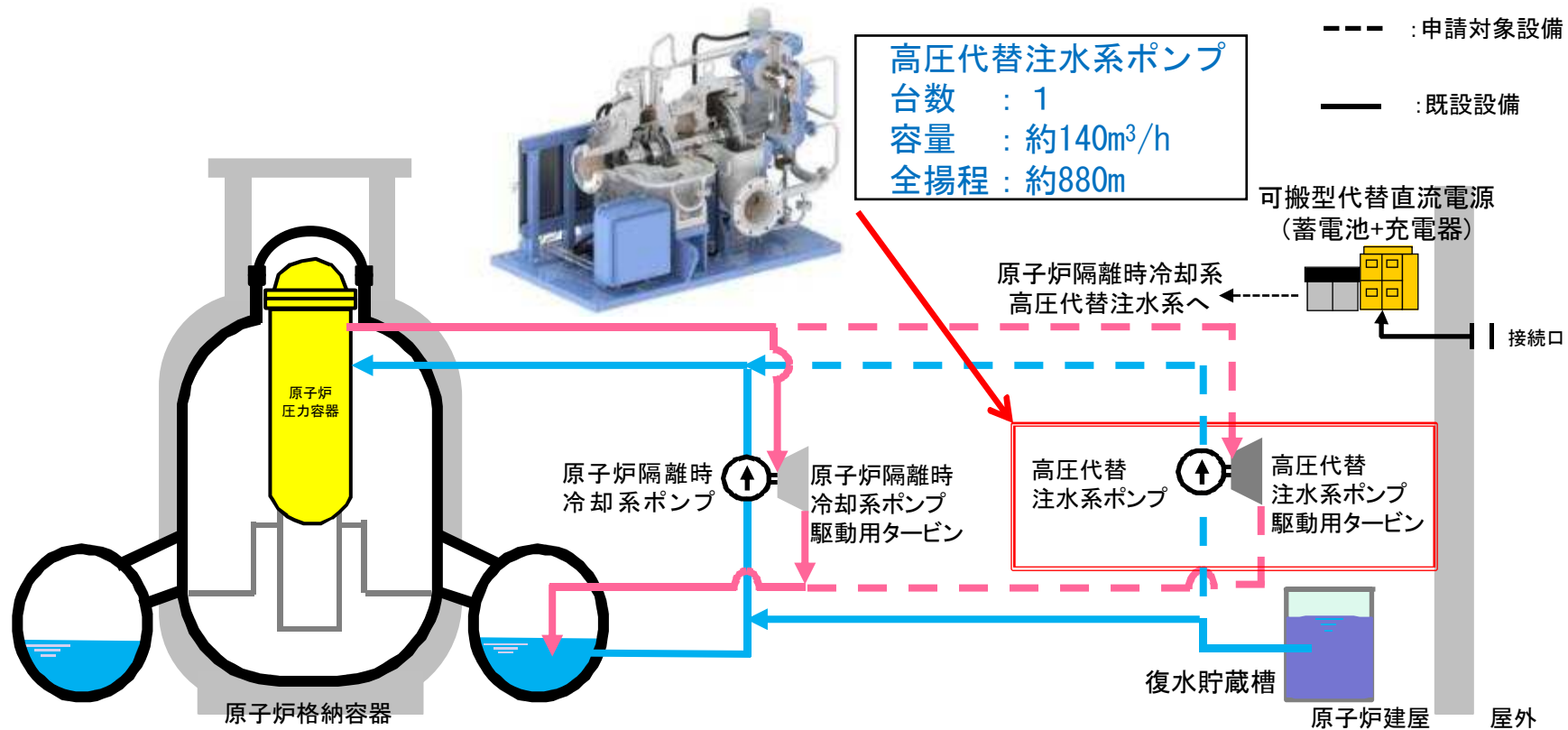
- 制御棒挿入機能が喪失し原子炉出力が維持されている状態において、自動減圧系作動による原子炉への注水及び急激な原子炉出力上昇を防止するため、原子炉水位低の場合における自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動を阻止する回路を設置

(例) 【代替制御棒挿入機能】



### 3. 5(3) 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
  - 全交流動力電源喪失・常設直流電源喪失した場合でも、可搬型代替直流電源設備又は代替交流電源設備からの給電により、原子炉隔離時冷却系が必要な期間にわたって運転を継続
  - 電源喪失対策が達成できない場合は、現場での手動操作により、原子炉隔離時冷却系を運転
  - 上記に加え、高圧代替注水系を設置
    - 高圧代替注水系ポンプ等で構成し、復水貯蔵槽の水を原子炉に注水



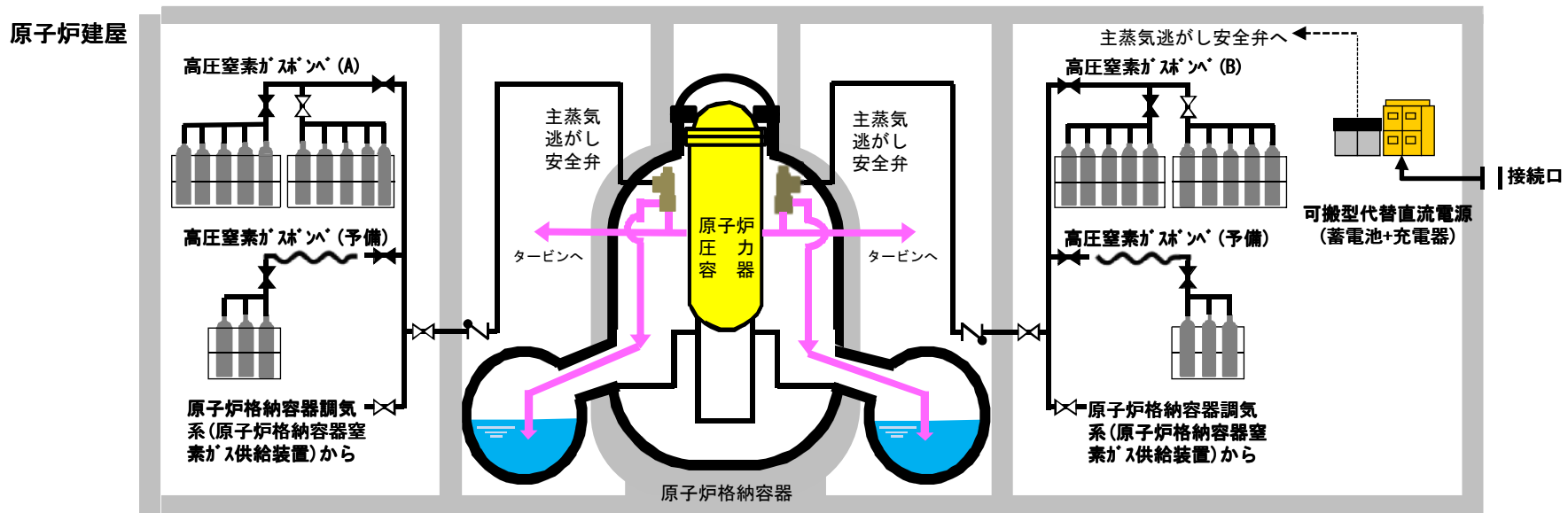
### 3.5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策2/7)

項目		主な申請書記載内容
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"> <li>➤ 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自動減圧機能が喪失した場合において、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回路を設ける。</li> <li>➤ 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な高圧窒素ガス供給系の供給圧力が喪失した場合に備え、予備の高圧窒素ガスポンペを配備する。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態に残留熱除去系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。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 原子炉補機冷却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系を設ける。</li> <li>➤ 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圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。</li> </ul>



### 3. 5(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

- ◆ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の対策を実施
  - **代替自動減圧機能**
    - 原子炉水位低及び低圧非常用炉心冷却系のポンプの運転の場合における主蒸気逃がし安全弁を作動させる回路を設置
  - **電源喪失対策**
    - 常設直流電源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の作動空気喪失対策**
    - 高圧窒素ガス供給系の供給圧力が喪失した場合に備え、予備の高圧窒素ガスポンペを配備
    - 想定される重大事故等の環境条件において確実に作動させるため、供給圧力の調整が可能





### 3. 5(5) 低圧代替注水系

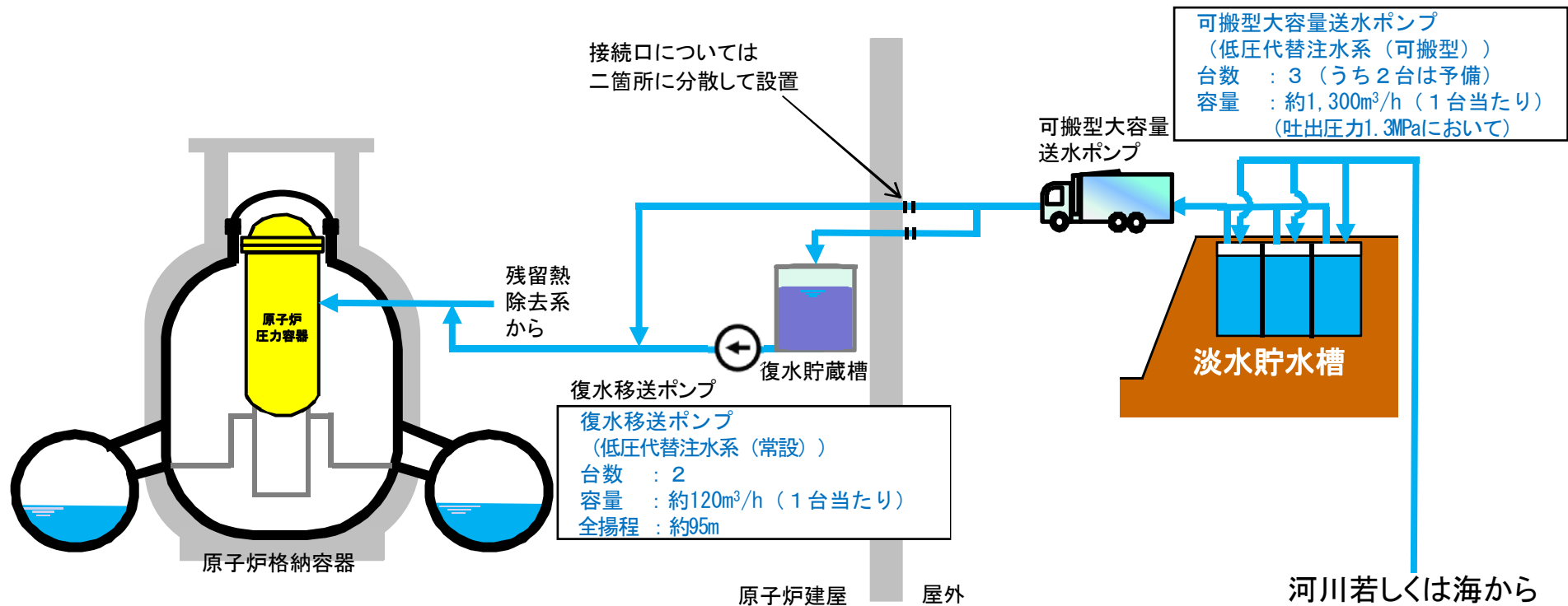
◆ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の対策を実施

➤ 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）とは異なる復水貯蔵槽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。

➤ 低圧代替注水系（可搬型）

- 代替淡水源又は河川若しくは海を水源とする可搬型大容量送水ポンプを高台に配備することで、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。



### 3. 5(6) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

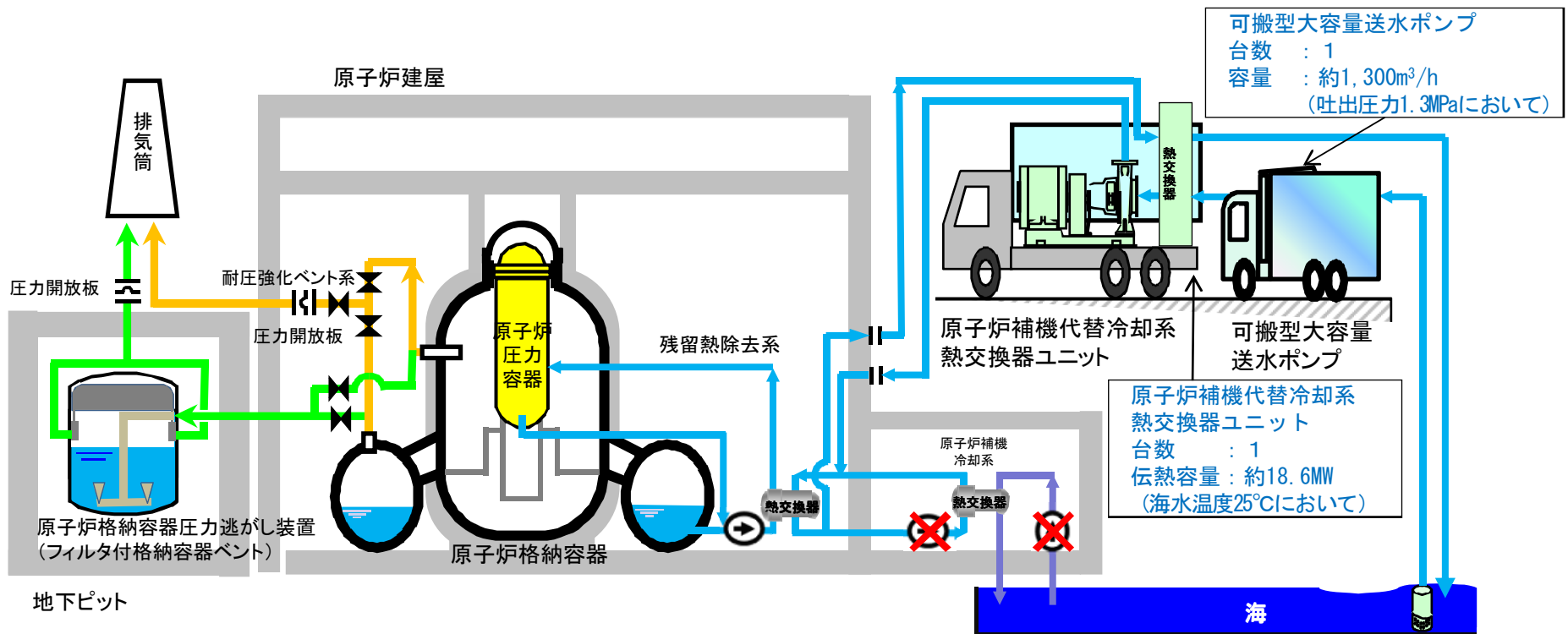
◆ 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る）を防止するため、以下の対策を実施

➤ **原子炉補機代替冷却系**

- 可搬型の原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット，可搬型大容量送水ポンプ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から発生する熱を輸送

➤ **原子炉格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系**

- 残留熱除去系の使用が不可能な場合に，原子炉格納容器の圧力を開放することにより大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器及びサプレッションチェンバ内の熱を輸送



### 3.5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策3/7)

項目		主な申請書記載内容
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"> <li>➤ 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系を設ける。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 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、原子炉格納容器圧力逃がし装置を設ける。原子炉格納容器圧力逃がし装置は、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とする。</li> <li>➤ 原子炉格納容器頂部の温度を低下させ原子炉格納容器頂部の破損を防止する設備として、原子炉格納容器頂部注水系を設ける。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合に、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溶融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。</li> </ul>
	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"> <li>➤ 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換した状態においても水素爆発のおそれがある場合には、水素ガスを原子炉格納容器外に排出できる設備として、原子炉格納容器圧力逃がし装置を設ける。なお、水素爆発を防止するために排出経路を窒素ガスで置換するとともに、水素濃度及び放射線量率を測定できる設備を設ける。</li> </ul>



# 3. 5(7) 格納容器破損防止対策

## ➤ 原子炉格納容器代替スプレイ系

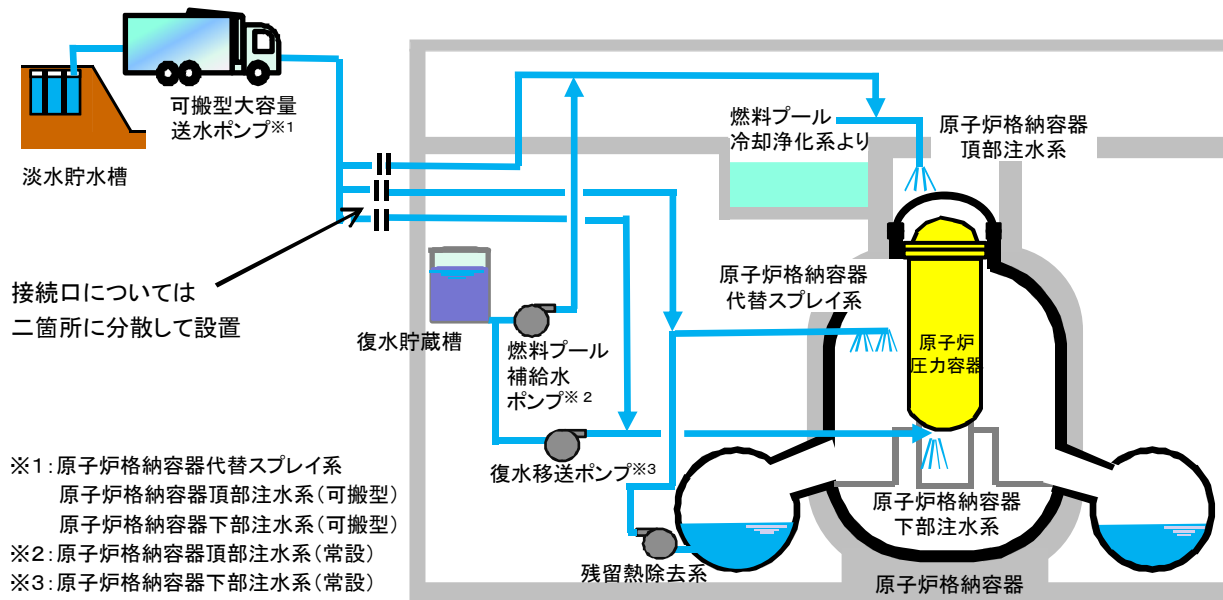
- 高台に配備した可搬型大容量送水ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)と異なる代替淡水源又は河川若しくは海を水源とすることで設計基準事故対処設備に対し、多様性及び独立性並びに位置的分散を図る。

## ➤ 原子炉格納容器頂部注水系(常設, 可搬型)

- 復水貯蔵槽を水源とする燃料プール補給水ポンプ、代替淡水源又は河川若しくは海を水源とする高台に配備した可搬型大容量送水ポンプにより、原子炉ウェルへ注水を行う。

## ➤ 原子炉格納容器下部注水系(常設, 可搬型)

- 復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプ、代替淡水源又は河川若しくは海を水源とする高台に配備した可搬型大容量送水ポンプにより、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。



※1: 原子炉格納容器代替スプレイ系  
 原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)  
 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)  
 ※2: 原子炉格納容器頂部注水系(常設)  
 ※3: 原子炉格納容器下部注水系(常設)

### 原子炉格納容器代替スプレイ系

- 可搬型大容量送水ポンプ  
 台数: 3 (うち2台は予備)  
 容量: 約1,300m<sup>3</sup>/h (1台当たり)  
 (吐出圧力1.3MPaにおいて)

### 原子炉格納容器頂部注水系

- 燃料プール補給水ポンプ  
 台数: 1  
 容量: 約30m<sup>3</sup>/h
- 可搬型大容量送水ポンプ  
 台数: 3 (うち2台は予備)  
 容量: 約1,300m<sup>3</sup>/h/台 (1台当たり)  
 (吐出圧力1.3MPaにおいて)

### 原子炉格納容器下部注水系

- 復水移送ポンプ  
 台数: 2  
 容量: 約120m<sup>3</sup>/h (1台当たり)
- 可搬型大容量送水ポンプ  
 台数: 3 (うち2台は予備)  
 容量: 約1,300m<sup>3</sup>/h (1台当たり)  
 (吐出圧力1.3MPaにおいて)



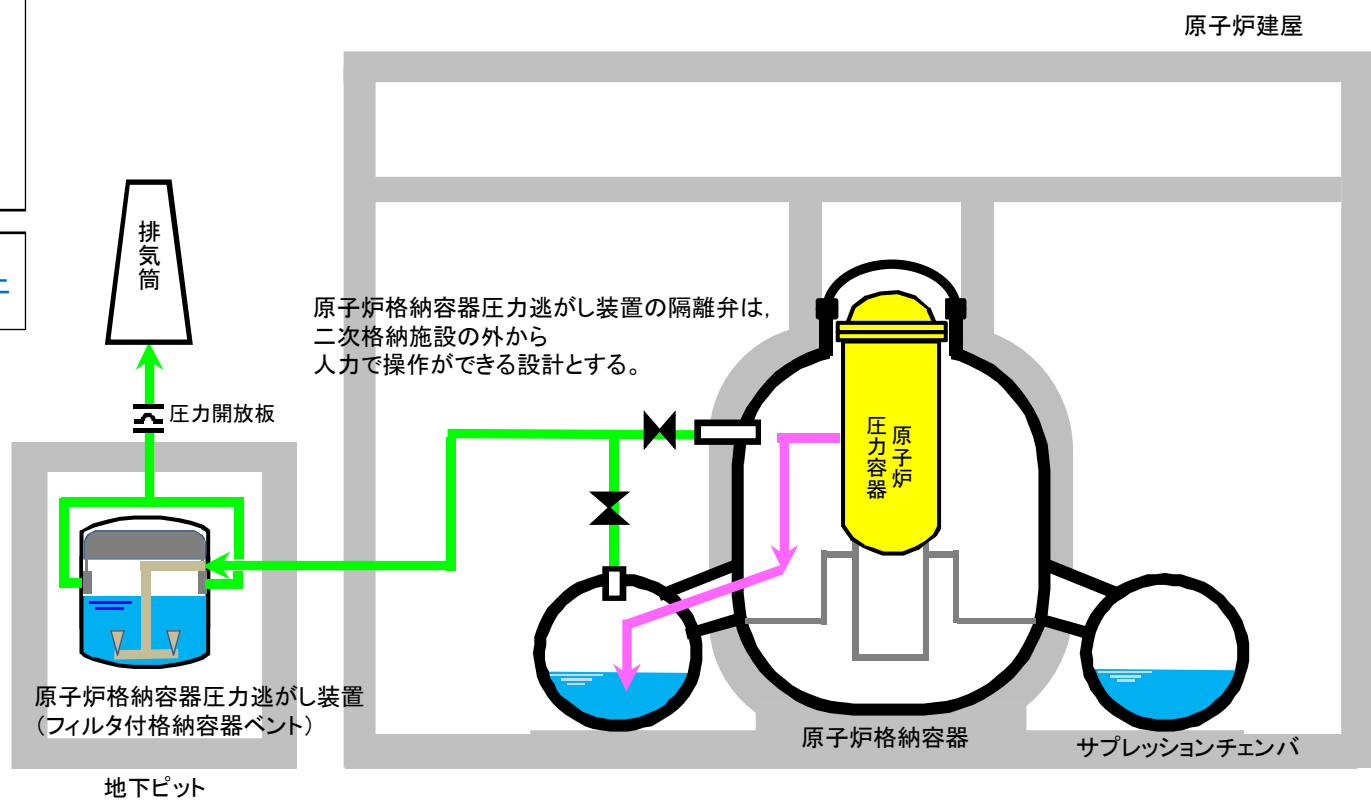
# 3. 5(8) 原子炉格納容器圧力逃がし装置

- ◆ 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
  - 原子炉格納容器圧力逃がし装置
    - フィルタ装置及び圧力開放板等で構成し、原子炉格納容器内の圧力をフィルタ装置を通して大気へ逃がすことにより、原子炉格納容器の破損及び原子炉格納容器内の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量を低減

原子炉格納容器圧力逃がし装置  
基数：1  
粒子状放射性物質除去効率  
：99.9%以上  
海外で多くの導入実績があり、  
試験データを保有している  
装置を使用

よう素除去効率は下記で計画  
無機よう素除去効率：99.8%以上  
有機よう素除去効率：98%以上

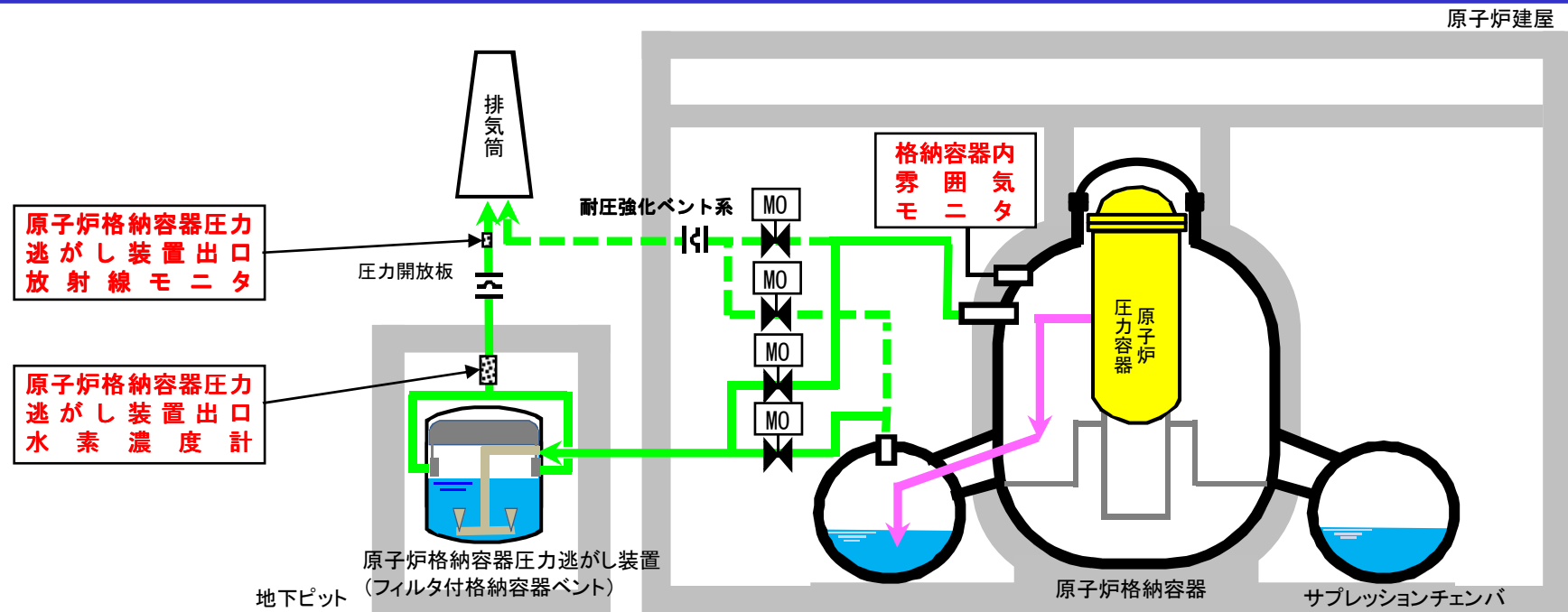
主な構成  
・金属繊維フィルタ  
・放射性よう素フィルタ  
・ベンチュリノズル  
・スクラバ溶液





### 3. 5(9) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

- ◆ 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空気を窒素ガスで置換し不活性化
  - 原子炉格納容器圧力逃がし装置
    - 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置換
    - 水素濃度及び放射線量率を測定できる設備を設置
  - 水素濃度監視
    - 原子炉格納容器内の水素濃度を測定
    - 代替電源設備から給電



### 3. 5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策 4/7)

項目		主な申請書記載内容
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"> <li>➤ 水素濃度制御設備として、原子炉建屋原子炉棟内に静的触媒式水素再結合装置を設ける。</li> <li>➤ 原子炉建屋原子炉棟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。</li> </ul>
	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 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、使用済燃料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設計とするとともに、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。</li> <li>➤ 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。</li> </ul>



## 3.5(10) 静的触媒式水素再結合装置

45

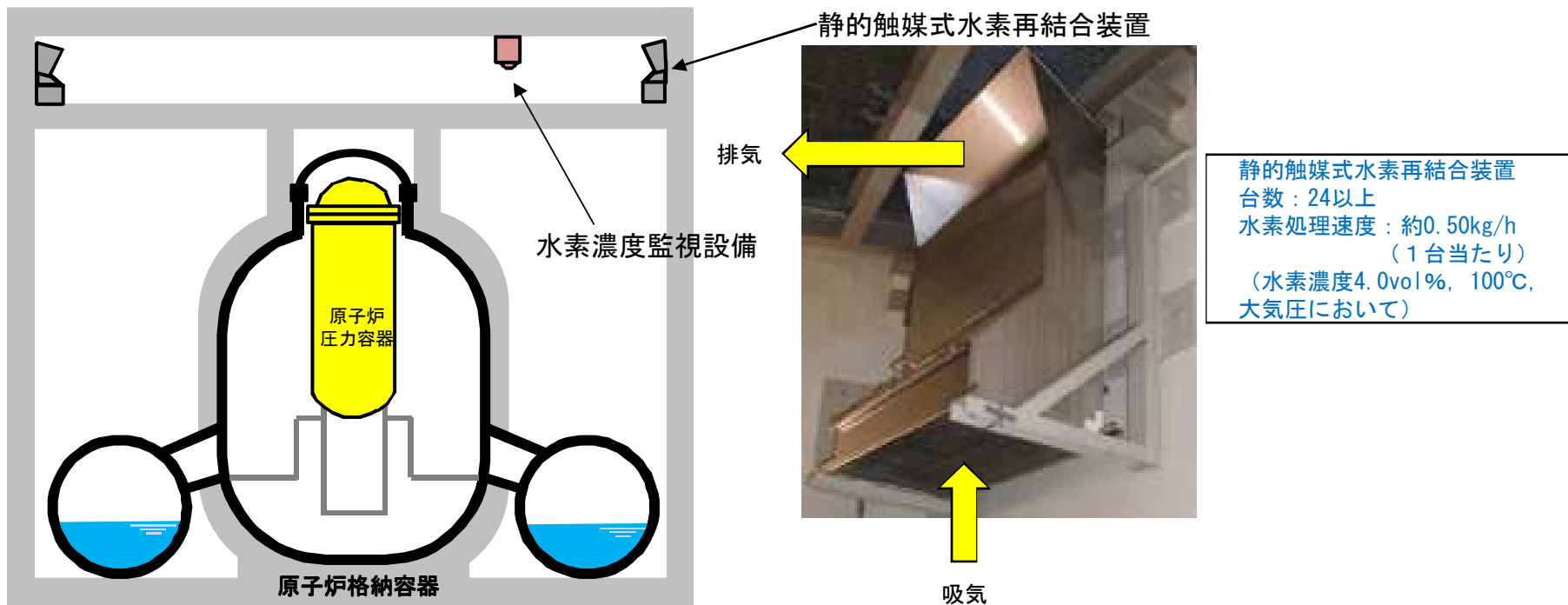
- ◆ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋の水素爆発による損傷を防止するため、以下の対策を実施

- **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

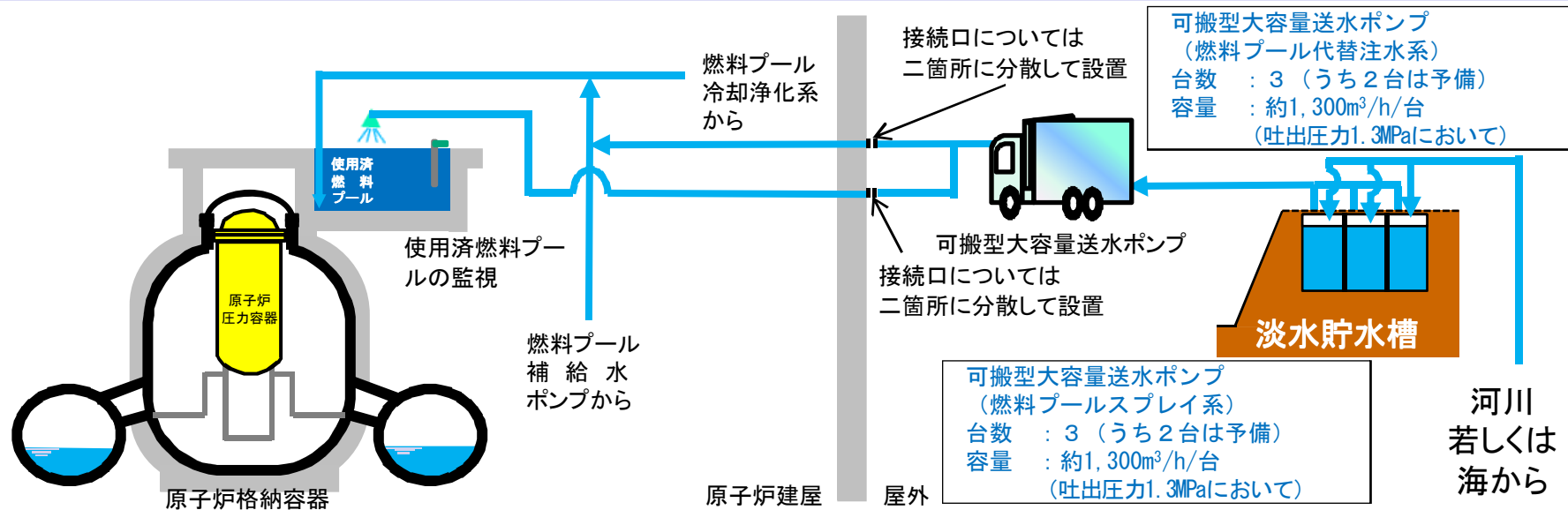
- **水素濃度監視設備**

- 重大事故等時においても水素濃度を計測することが可能



### 3. 5(11) 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策

- ◆ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、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当該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内の燃料体等を冷却し、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**
    - 高台に配備した可搬型大容量送水ポンプを用い、燃料プール補給水系とは異なる代替淡水源又は河川若しくは海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。
  - **燃料プールスプレイ系**
    - 使用済燃料プールの水位維持ができない場合において、高台に配備した可搬型大容量送水ポンプを用い、代替淡水源又は河川若しくは海を水源とし、使用済燃料プール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。
    - 使用済燃料プールの状態を監視できるカメラを設置する。



### 3. 5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策5/7)

項目	主な申請書記載内容	
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"> <li>➤ 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、原子炉建屋から発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制するために、原子炉建屋放水設備を配備する。</li> <li>➤ 原子炉建屋放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応可能な設計とする。</li> <li>➤ 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の設備を配備する。</li> </ul>
	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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する。</li> <li>➤ 淡水については、設計基準事故対処設備である復水貯蔵槽の他に、代替淡水源として複数の淡水貯水槽を設置する。また、河川から取水することが可能な設計とする。</li> <li>➤ 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とする。</li> </ul>
	電源設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非常用所内電源等の喪失により、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。</li> </ul>





## 3.5(12) 原子炉建屋放水設備

48

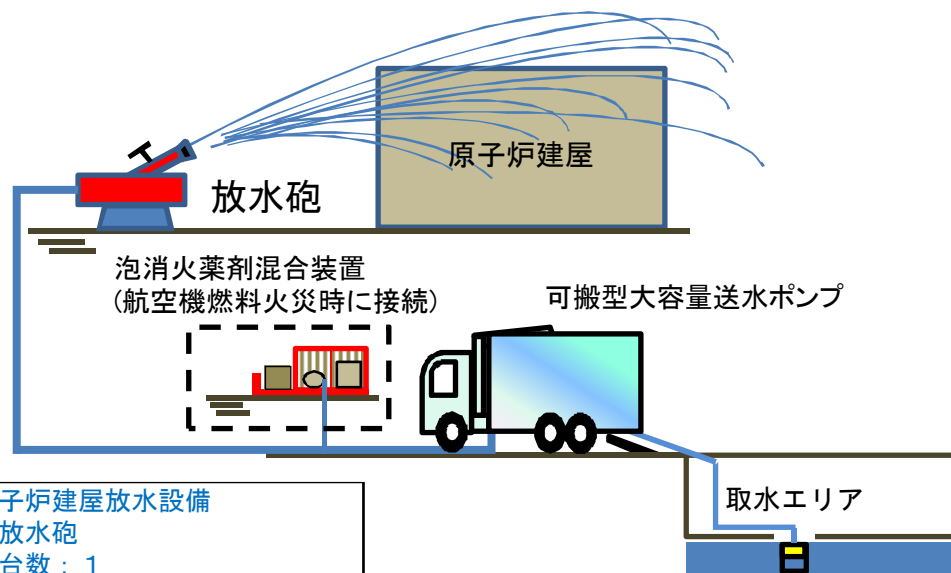
◆ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を実施

### ➤ 原子炉建屋放水設備

- 複数方向から原子炉建屋への放水が可能
- 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

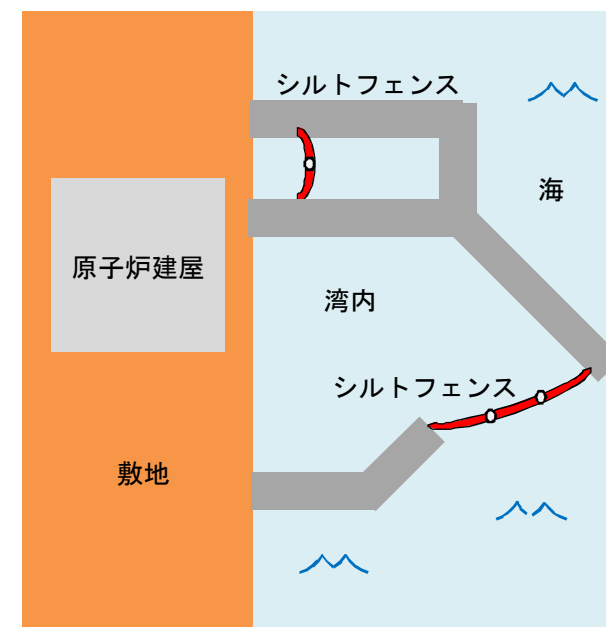
### ➤ 海洋への拡散抑制設備

- 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



### 原子炉建屋放水設備

- ・放水砲  
台数：1
- ・可搬型大容量送水ポンプ  
台数：1  
容量：約1,300m<sup>3</sup>/h  
(吐出圧力1.3MPaにおいて)



### 3. 5(13) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

49

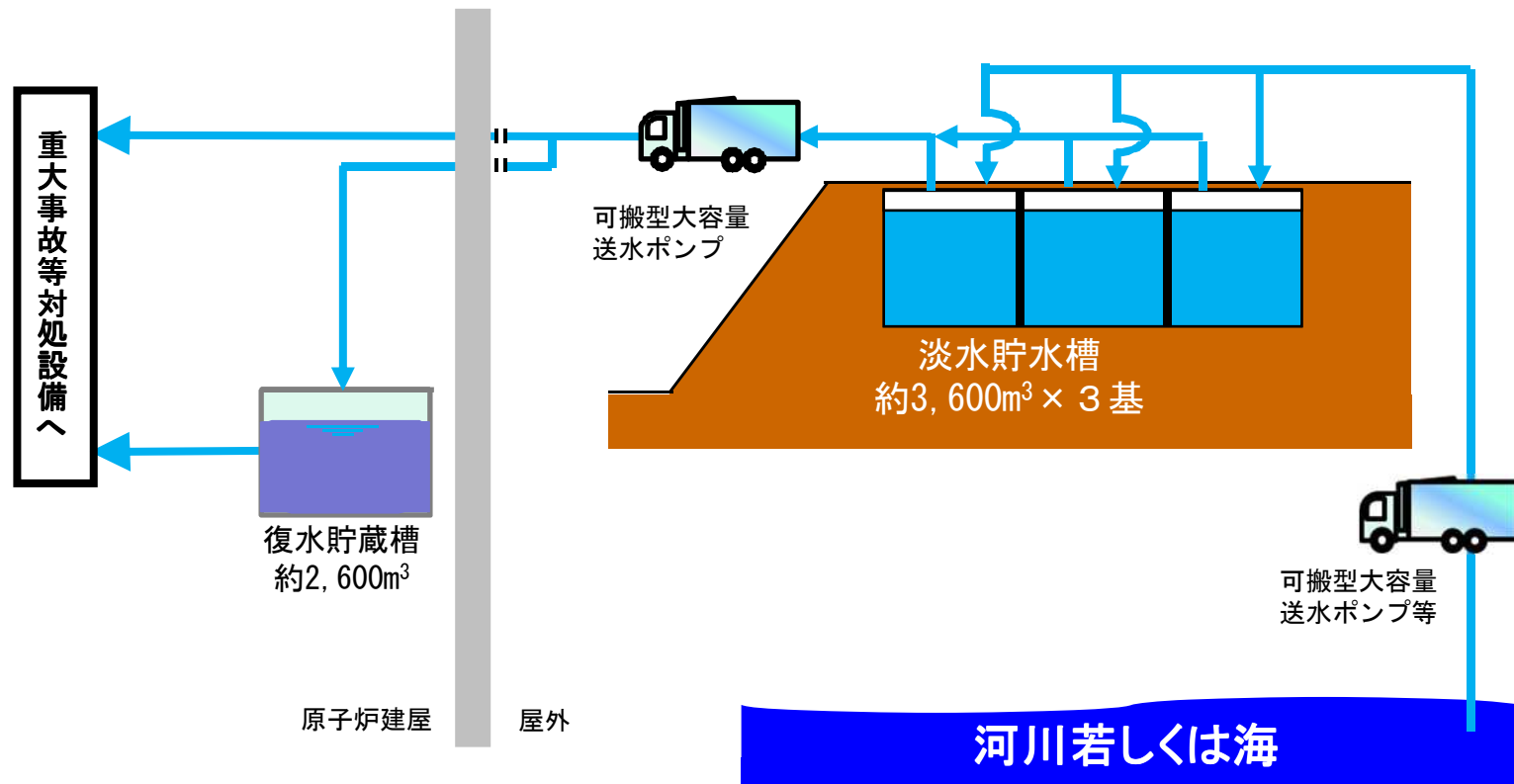
◆ 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、以下の対策を実施

➤ 淡水貯水槽の設置

• 重大事故等対処設備の水源として設置し、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保

➤ 海水は構内の複数箇所から取水

➤ 代替淡水源の水又は河川水若しくは海水の移送手段及び移送ルートを確認



# 3. 5(14) 代替電源設備(1/3)

## ●代替交流電源設備

### ➢ 常設代替交流電源設備

- ・ ガスタービン発電機を高台に設置し，設計基準事故対応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

- ・ 電源車を高台に配備。接続口を複数設置し，設計基準事故対応設備に対し独立性及び位置的分散を図る。

## ●代替直流電源設備

### ➢ 所内常設蓄電式直流電源設備

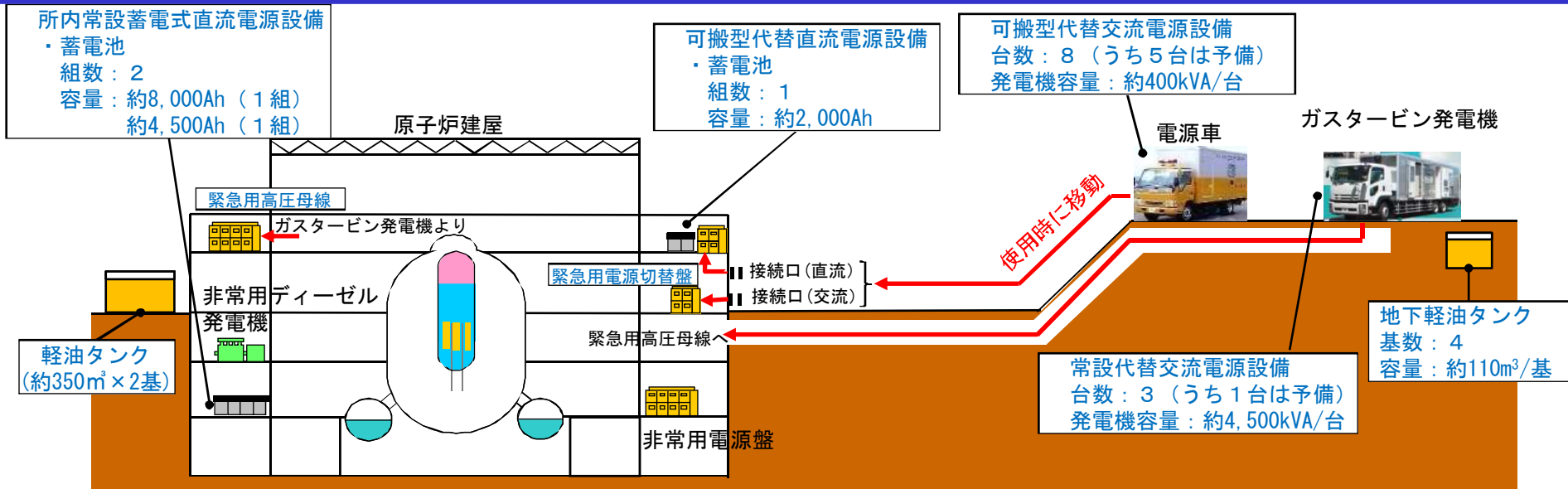
- ・ 蓄電池を設置し，中央制御室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行うことで8時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，必要な電力を供給する。

### ➢ 可搬型代替直流電源設備

- ・ 充電器及び蓄電池等と電源車を組合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する。

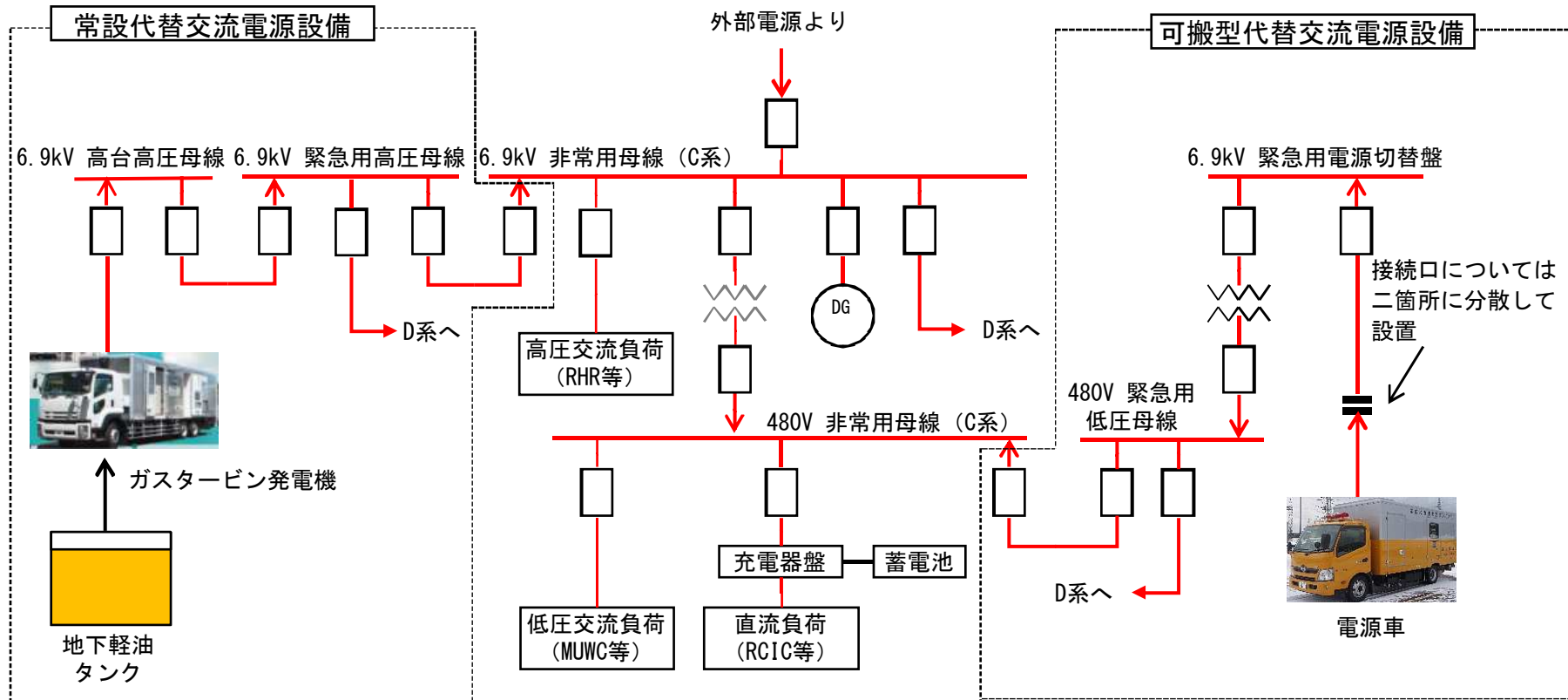
## ●燃料貯蔵設備

- ガスタービン発電機及び電源車等が，事故発生後7日間の事故収束対応を継続することができるように，既存の軽油タンクに加えてガスタービン発電機近傍に地下軽油タンクを設置する。



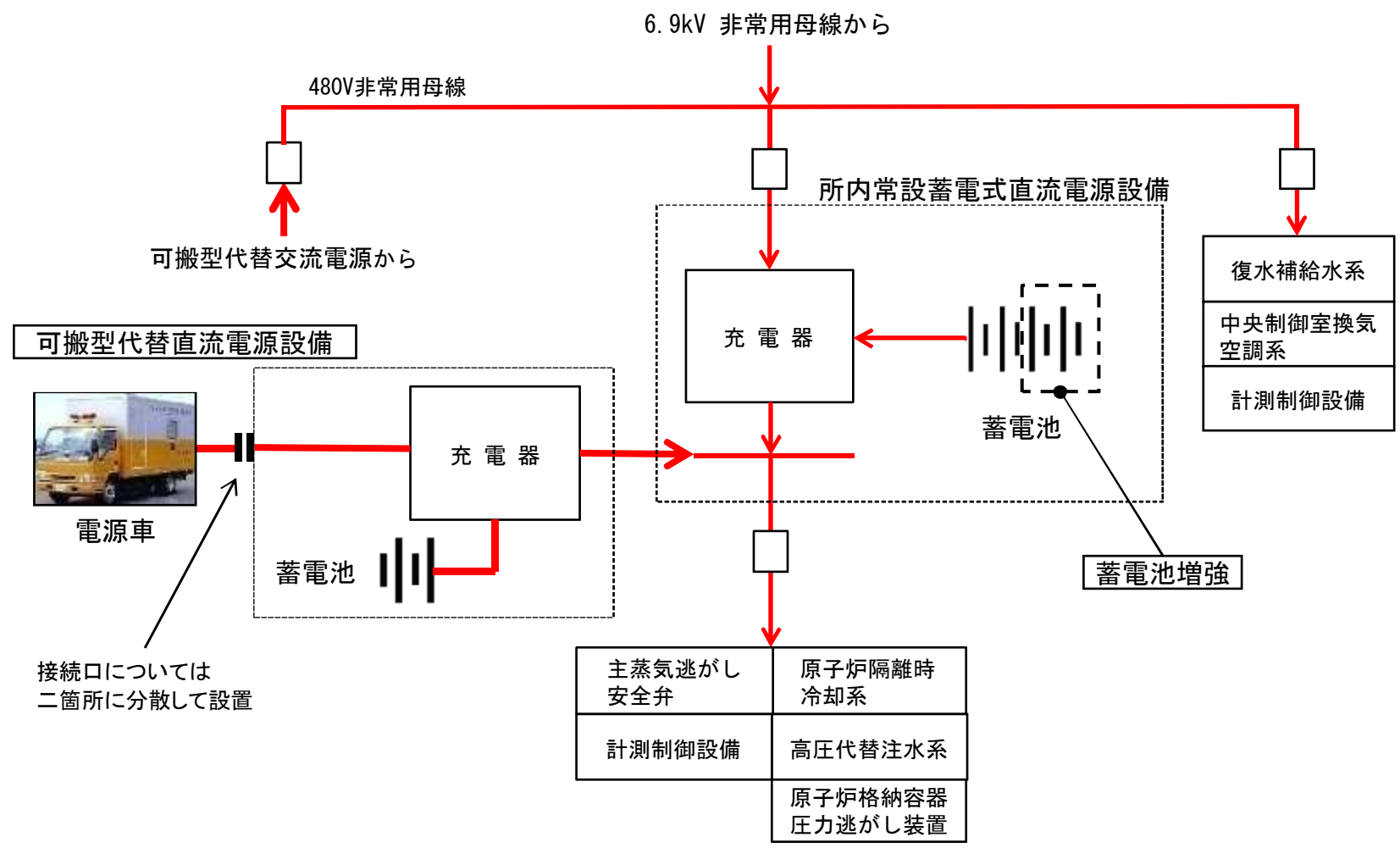
# 3. 5(14) 代替電源設備(2/3)

## ◆ 代替交流電源設備



# 3. 5(14) 代替電源設備(3/3)

## ◆ 代替直流電源設備



### 3.5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策6/7)

項目		主な申請書記載内容
重大事故等対策	計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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への注水量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。</li> <li>➤ 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。</li> </ul>
	中央制御室	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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とする。</li> <li>➤ 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運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</li> <li>➤ 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, 作業服の着替え等を行うための区画を設ける。</li> </ul>
	監視測定設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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とする。</li> <li>➤ 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放射線移動観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備する。</li> </ul>





## 3.5(15) 計装設備(1/2)

- ◆ 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
  - **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。

### 【原子炉施設の状態を推定する計装】

項目	主機器	主な代替機器
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器外壁面温度計	原子炉水位計、原子炉圧力計、主蒸気逃がし安全弁出口温度計
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力計	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計、原子炉水位計、原子炉圧力容器外壁面温度計
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系流量計及びポンプ出口圧力計、高圧代替注水系ポンプ出口流量計及びポンプ出口圧力計、残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量計、残留熱除去系格納容器冷却ライン洗浄流量計、復水移送ポンプ出口圧力計、復水貯蔵槽水位計、原子炉圧力計
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系流量計 高圧代替注水系ポンプ出口流量計 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量計 残留熱除去系格納容器冷却ライン洗浄流量計	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力計、高圧代替注水系ポンプ出口圧力計、復水移送ポンプ出口圧力計、復水貯蔵槽水位計、原子炉圧力計、原子炉水位計
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量計 原子炉格納容器下部注水流量計	復水移送ポンプ出口圧力計、復水貯蔵槽水位計、原子炉格納容器内圧力計、サプレッションチェンバのプール水位計



### 3.5(15) 計装設備(2/2)

- 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。

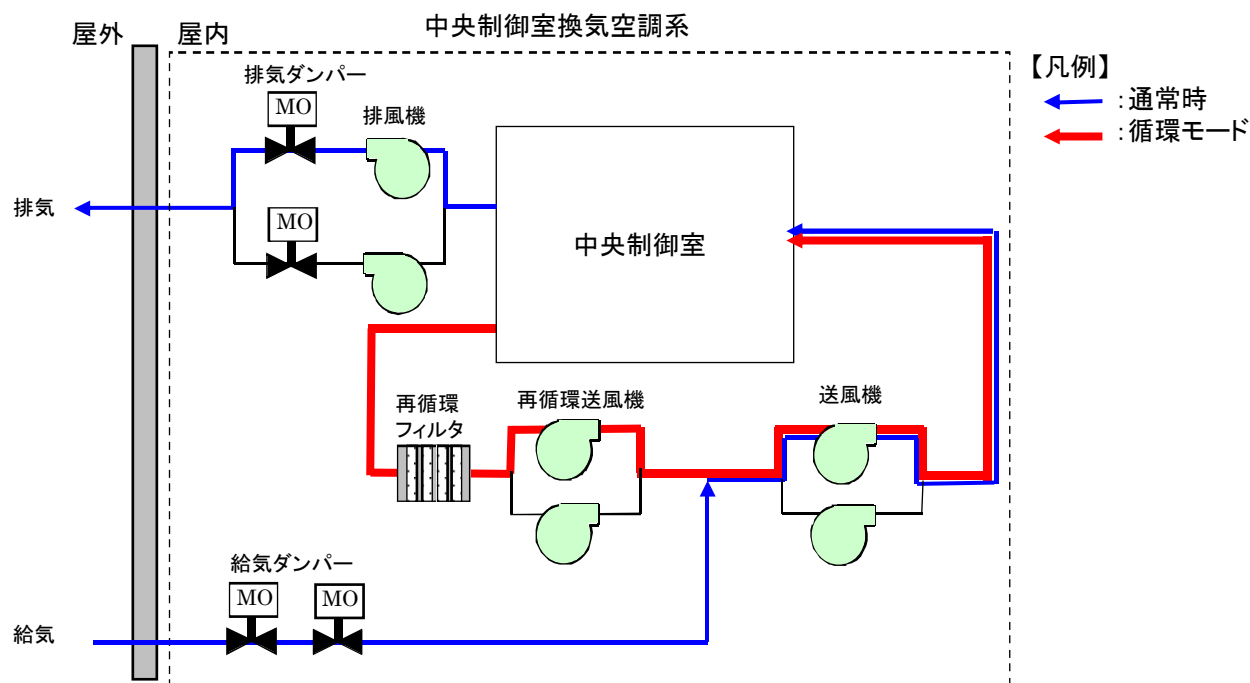
#### 【原子炉格納容器内に係るパラメータ】

項目	主機器	主な代替機器
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内温度計	原子炉格納容器内圧力計
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内圧力計	原子炉格納容器内温度計
原子炉格納容器内の水位	サプレッションチェンバのプール水位計	原子炉格納容器代替スプレイ流量計 原子炉格納容器内圧力計
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内水素濃度計	原子炉格納容器内温度計 原子炉格納容器内圧力計 サプレッションチェンバのプール水温計 サプレッションチェンバのプール水位計
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内放射線レベル計	エリア放射線モニタ



### 3. 5(16)中央制御室

- ◆ 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とする。
  - 炉心の著しい損傷が発生した場合においても，運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。
    - ・ 重大事故等時には外気を遮断し，中央制御室換気空調系を循環モードに切替え
  - 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，作業服の着替え等を行うための区画を設ける。



<中央制御室の放射線防護の概要>



## 3.5(17) 監視測定設備

57

- ◆ 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

### ➤ 放射線監視設備

- モニタリングポスト: 8基
- 放射線移動観測車: 1台
- 可搬型代替モニタリング設備: 12台

### ➤ 気象観測設備

- 気象観測設備: 1式
- 代替気象観測設備: 1式

#### 【放射線移動観測車】

(外観)



(搭載機器)

- γ線サーベイメータ
- ダストサンプラ
- よう素モニタ
- 風向風速計
- 無線通話装置

#### 【可搬型代替モニタリング設備】

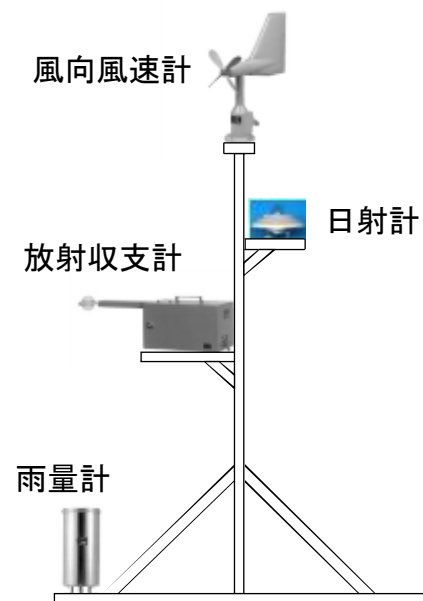
(外観)



(検出器)

- シンチレーション
- 半導体

#### 【代替気象観測設備】



### 3.5 原子炉設置変更許可申請書の概要(重大事故等対策 7/7)

58

項目		主な申請書記載内容
重大事故等対策	緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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する。</li> <li>➤ 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する。</li> <li>➤ 想定する放射性物質の放出量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を越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、必要な資機材を配備する。</li> </ul>
	通信連絡を行うために必要な設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。</li> </ul>



## 3.5(18) 緊急時対策所

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免震重要棟内に設置する。

### ◆ 設置場所

免震重要棟は原子炉建屋から約800m離れた場所(T.P.+約30m)に設置。

免震重要棟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、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設ける。

### ◆ 電源設備

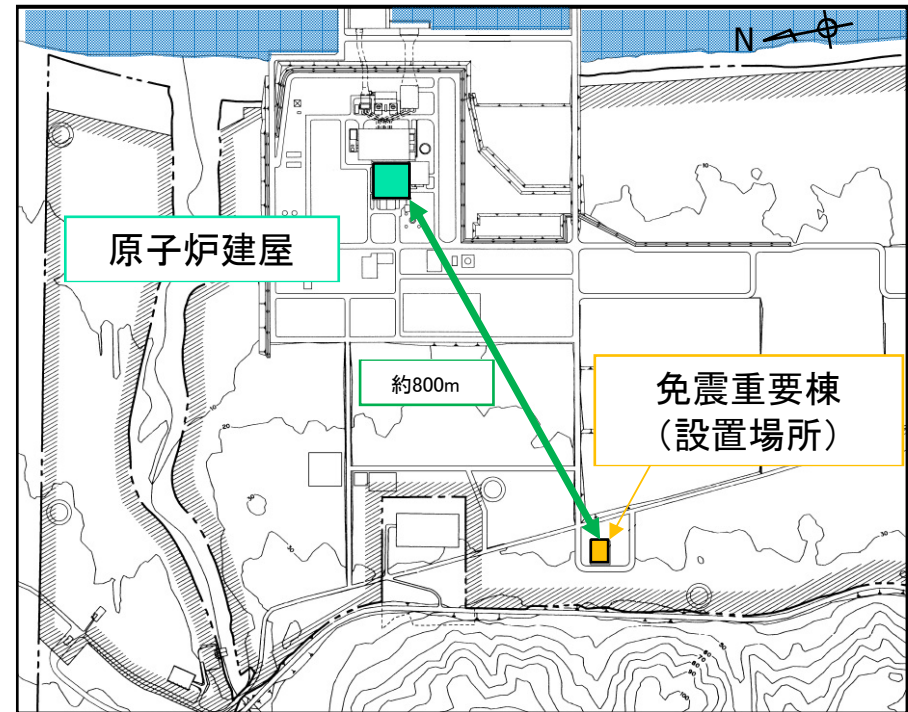
専用の発電機を整備し、電源の多重性又は多様性を備える。

### ◆ 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する(衛星通信設備、無線連絡設備、テレビ会議システム、プラントパラメータ表示端末等)

### ◆ 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する。



東通原子力発電所構内配置図

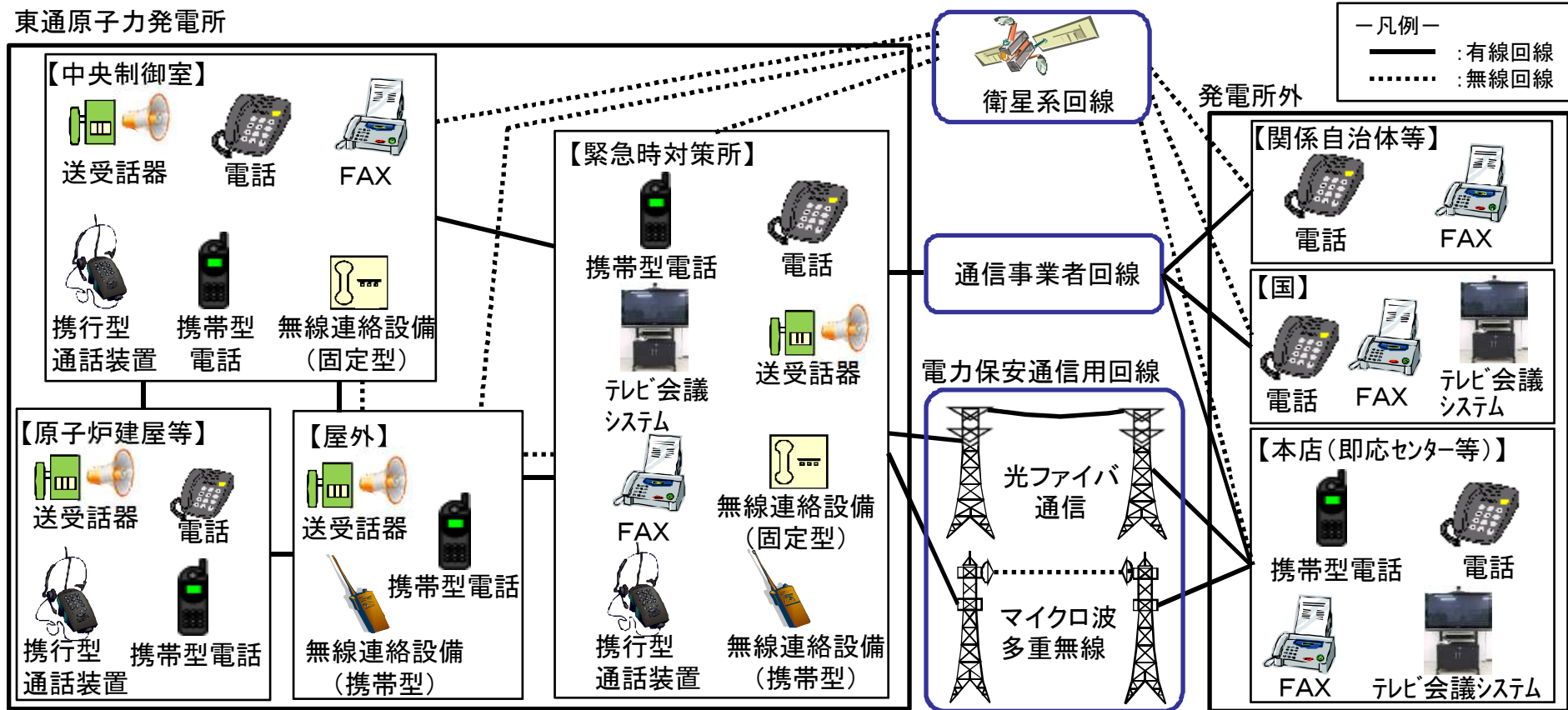




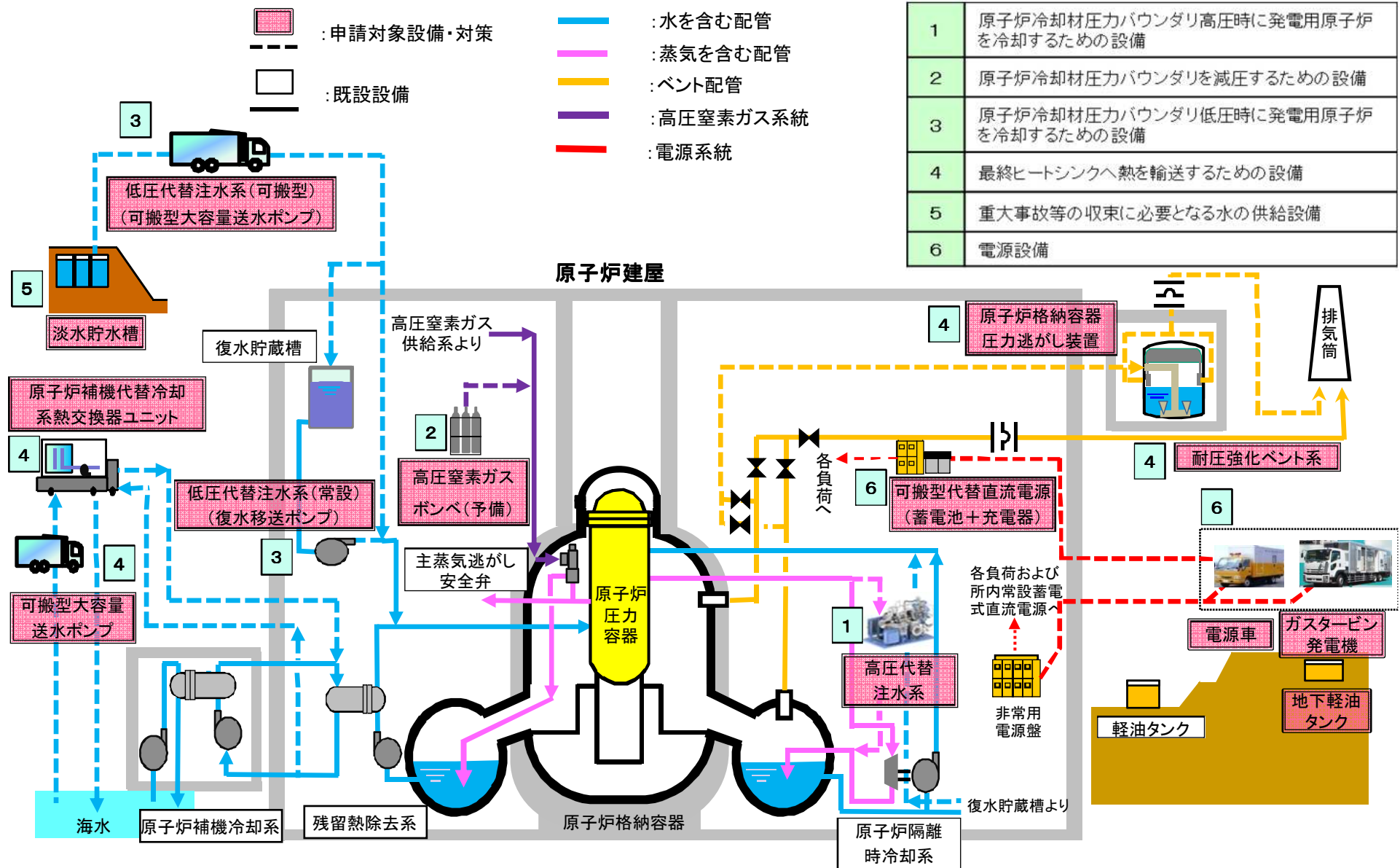
# 3.5(19) 通信連絡設備

- ◆ 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

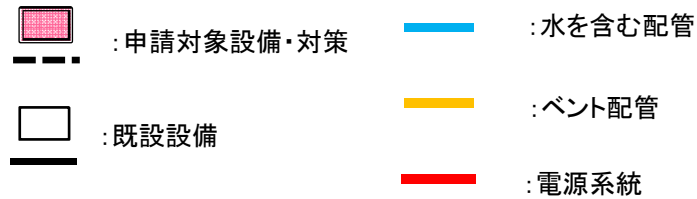
東通原子力発電所



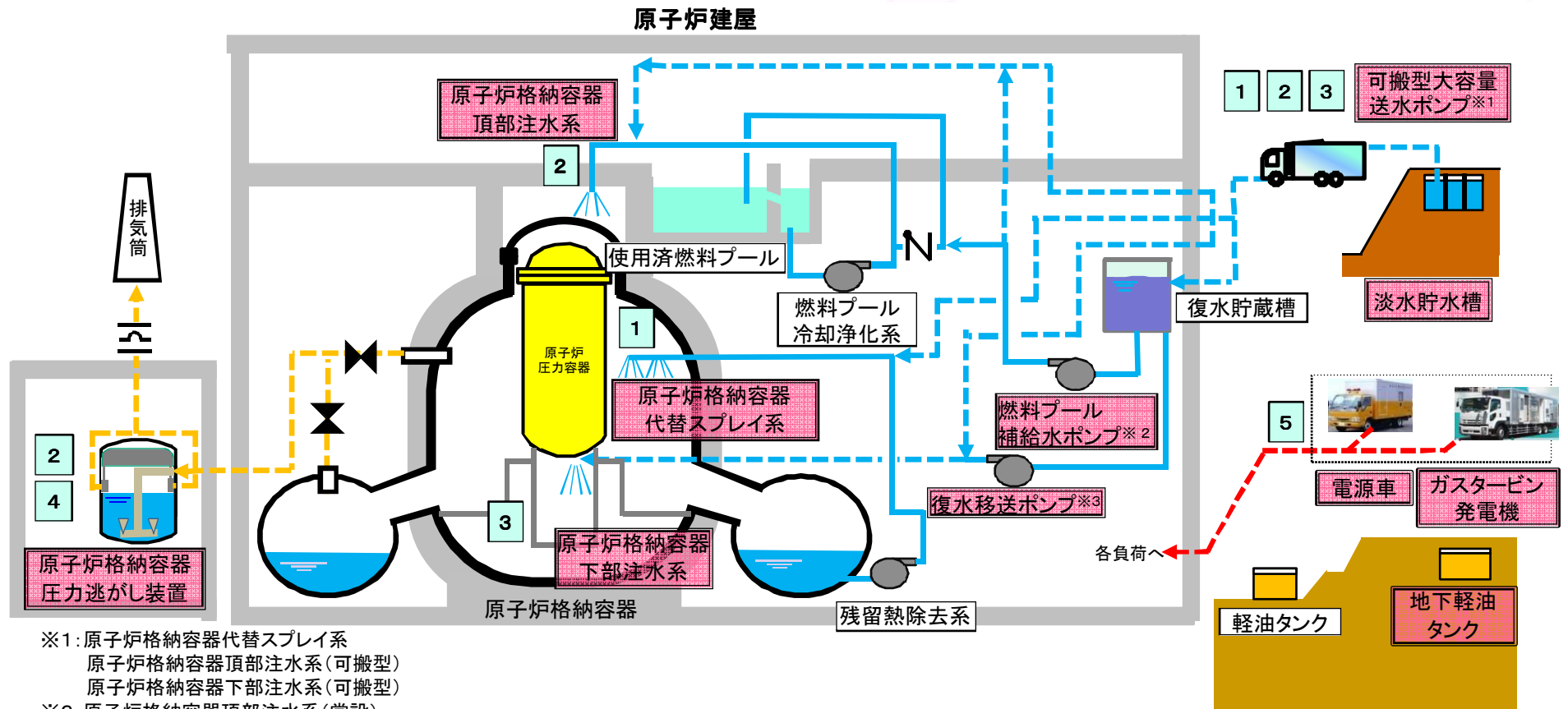
# 3.5 まとめ: 重大事故等対策【炉心損傷防止対策】



# 3.5 まとめ: 重大事故等対策【格納容器破損防止対策】



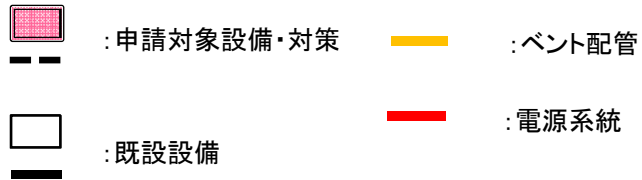
1	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
2	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
3	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
4	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
5	電源設備



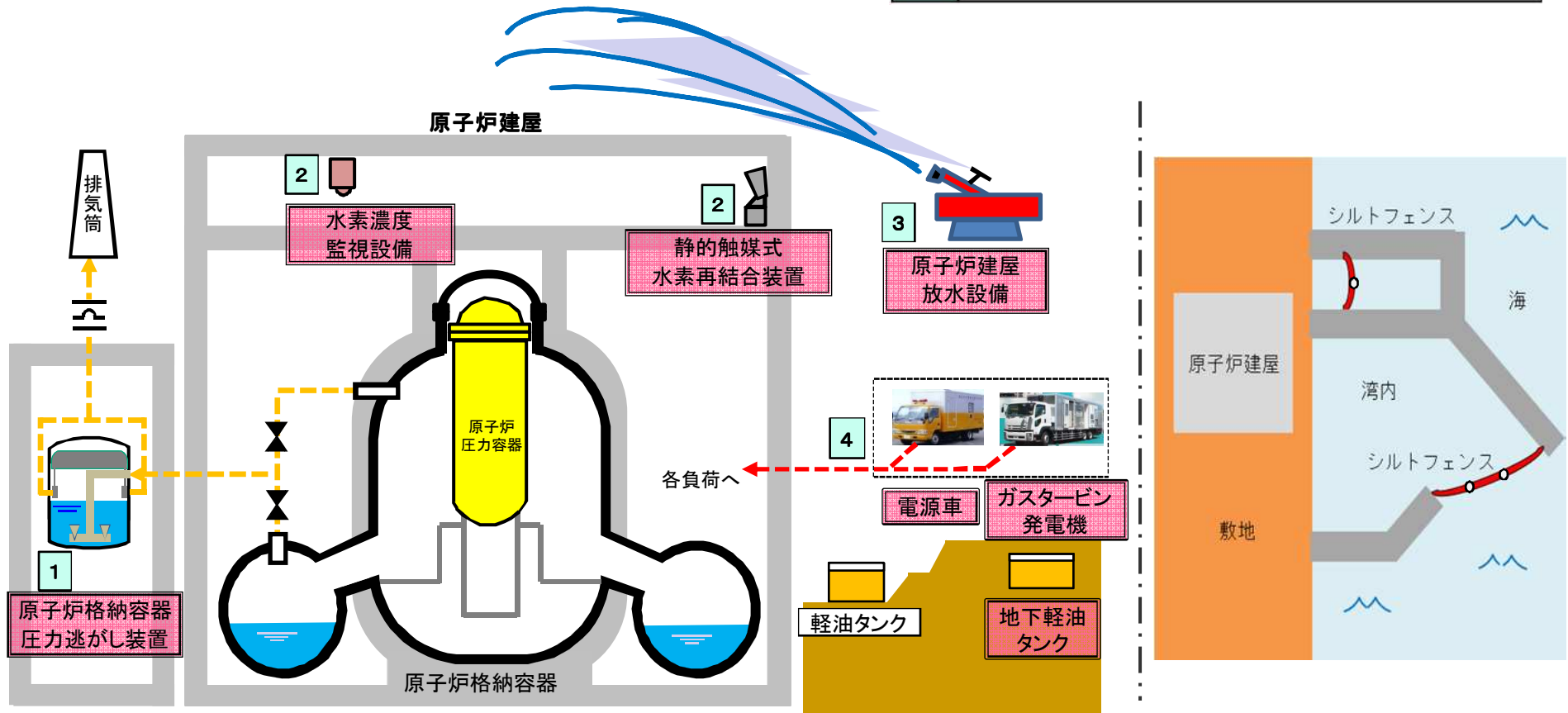
- ※1: 原子炉格納容器代替スプレイ系  
 原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)  
 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)
- ※2: 原子炉格納容器頂部注水系(常設)
- ※3: 原子炉格納容器下部注水系(常設)



# 3.5 まとめ: 重大事故等対策【放射性物質の拡散抑制対策等】



1	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
2	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
3	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
4	電源設備





## 4.1 工事計画認可申請の概要

重大事故等に対処するための設備を含めた原子炉施設(設備)のうち、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(炉規則)」において規定された設備の詳細設計について申請

項 目	概 要
重大事故等に対処するために必要な設備	➤ 重大事故等対処施設について、耐震評価、使用条件における健全性、設定値根拠等の詳細設計を記載
火災防護設備、浸水防護設備等、新たな記載要求事項への対応	➤ 火災防護設備、浸水防護設備の基本設計方針及び詳細設計を記載
既設設備の新規制基準に基づく耐震評価※	➤ 既設設備について、新規制基準に従った地震力に対して健全性が確保できることの詳細評価結果を記載
設計及び工事に係る品質管理の方法等	➤ 設計及び工事に係る品質保証について、実施に係る組織、保安活動の計画、実施、評価、改善等に係る内容を記載

※ 各種解析、申請書類作成が完了次第申請





## 4.2 工事計画認可申請の概要(申請書の内容)

主な申請設備	申請書の内容
<p>◆ ポンプ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大容量送水ポンプ</li> <li>➤ 高圧代替注水系ポンプ※</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ポンプの種類, 容量, 揚程, 主要寸法, 材料, 個数等</li> <li>➤ 設定根拠に関する説明書</li> <li>➤ 重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 他</li> </ul>
<p>◆ 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 電力貯蔵装置※</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 電力貯蔵装置の種類, 容量, 電圧, 主要寸法, 個数等</li> <li>➤ 設定根拠に関する説明書</li> <li>➤ 重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 他</li> </ul>
<p>◆ 原子炉格納容器圧力逃がし装置(フィルタ)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉格納容器フィルタベント装置※</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ フィルタの種類, 効率, 主要寸法, 個数等</li> <li>➤ 設定根拠に関する説明書</li> <li>➤ 重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 他</li> </ul>
<p>◆ 配管類</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃料プール代替注水系</li> <li>➤ 高圧代替注水系※</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ, 材料</li> <li>➤ 設定根拠に関する説明書</li> <li>➤ 重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 他</li> </ul>

※ 設計の詳細が確定次第申請



## 4.3 工事計画認可申請の概要(分割申請)

高圧代替注水ポンプ等については、設計の詳細が確定次第、また、新しく定めた基準地震動に対する供用中の設計基準対象施設の耐震性については、各種解析、申請書類作成が完了次第申請

今回申請した主な設備	設計の詳細、各種解析、申請書類作成が完了次第申請する主な設備等
<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 大容量送水ポンプ</li><li>➤ 静的触媒式水素再結合装置</li><li>➤ 配管類<ul style="list-style-type: none"><li>・燃料プール代替注水系</li><li>・低圧代替注水系</li><li>・原子炉補機代替冷却系</li><li>・原子炉格納容器頂部注水系</li></ul></li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>➤ 高圧代替注水系ポンプ</li><li>➤ ガスタービン発電機</li><li>➤ 燃料設備(ガスタービン発電機関連)</li><li>➤ 原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット</li><li>➤ 原子炉格納容器フィルタベント装置</li><li>➤ 電力貯蔵装置</li><li>➤ 淡水貯水槽</li><li>➤ 既設設備の新規制基準に基づく耐震評価</li><li>➤ 配管類<ul style="list-style-type: none"><li>・高圧代替注水系</li><li>・原子炉格納容器フィルタベント系</li><li>・燃料プールスプレイ系</li></ul></li></ul>



## 5.1 保安規定変更認可申請の概要

今回の保安規定変更認可申請は、原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備に関する規則(平成25年6月28日公布)の附則第12条第1項の規定に基づき、以下の内容を申請

	項目	概要
運転管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 実用炉規則第92条第1項第9号 重大事故等対処設備に対する運転上の制限, 要求される措置および措置の完了時間の設定</li> </ul>	重大事故等対処設備の設置, 対策の有効性評価を踏まえ, 運転上の制限および要求される措置等を規定
体制整備	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 実用炉規則第92条第1項第20号(実用炉規則第83条関係) 火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</li> </ul>	火災発生時の活動を行うための要員・資機材, 手順, 教育訓練等の整備を規定
	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 実用炉規則第92条第1項第21号(実用炉規則第84条関係) 内部溢水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</li> </ul>	内部溢水発生時の活動を行うための要員・資機材, 手順, 教育訓練等の整備を規定
	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 実用炉規則第92条第1項第22号(実用炉規則第85条関係) 重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</li> </ul>	重大事故等発生時の活動を行うための要員・資機材, 手順, 教育訓練等の整備を規定
	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 実用炉規則第92条第1項第23号(実用炉規則第86条関係) 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備</li> </ul>	大規模損壊発生時の活動を行うための要員・資機材, 手順, 教育訓練等の整備を規定



## 5.2 運転管理および体制整備(1/2)

重大事故等対処設備の適切な運転管理のため、運転上の制限等を規定するとともに、重大事故、大規模損壊等が発生した場合における必要な手順、体制、教育訓練等を整備

### 運転管理

- ◆ 重大事故等対処設備の適切な運転管理のため、対策の有効性評価を踏まえ対象設備を選定し、以下の運転管理を規定
  - 運転上の制限
  - 運転上の制限を満足していることの確認の内容
  - 満足していない場合に要求される措置および完了時間

### 手順の整備

- ◆ 重大事故、大規模損壊等の対応に必要な手順書を整備
  - 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時および低圧時に原子炉を冷却するための手順等
  - 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  - 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  - 使用済燃料プールの冷却等のための手順等
  - 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
  - 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
  - 電源の確保に関する手順等
  - 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合の消火活動に関する手順等 他

### 対応体制

- ◆ 休日・夜間の速やかな対応のため常駐体制を整備。万一の重大事故等の発生に備え、新たに電源、注水・除熱確保要員を増員し体制を強化  
(常駐要員)
  - 運転員
  - 指揮命令、通報連絡要員
  - 初期消火要員
  - 電源、注水・除熱確保要員  
(各対策設備への燃料補給要員含む)
- ◆ 重大事故等が発生した場合には、原子力事業者防災業務計画に基づき、緊急体制を発令するとともに、発電所および本店に対策本部を設置し、メーカーや協力企業等の支援を得ながら、全社体制で応急措置等を行う方針
- ◆ 原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合にも、発電所の対策本部員として、応急措置等の保安監督を行い、必要に応じ、指揮を統括する対策本部長に対して指示を行う方針とする。



### 教育・訓練

- ◆ 原子力災害を想定した教育・訓練を繰り返し実施しており、今後も、継続的に教育・訓練を改善・実施することにより、対応能力向上に努めていく。

#### <訓練内容例>

- 通報訓練
- 避難誘導訓練
- 緊急被ばく医療訓練
- モニタリング訓練
- 緊急時対策要員の動員訓練
- 緊急時操作訓練
- 発電所設備の応急・復旧対策訓練
- アクシデントマネジメント訓練
- 緊急事態支援組織対応訓練
- 電源機能等喪失時対応訓練
  - 大容量電源装置による電源確保訓練
  - 電源車による電源確保訓練
  - 代替注水車等による水源確保および注水訓練
  - 海水ポンプ室排水訓練
  - 水素爆発防止対策訓練



発電所対策本部



シミュレータ室



電源車



- ◆ 以上，東通原子力発電所の新規制基準適合性審査に係る申請の概要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。





# 補足 主要な審査項目(27項目)の記載箇所

主要な審査項目		記載頁	
1	重大事故対策	確率論的リスク評価	29,30
2		有効性評価(炉心損傷防止)	31
3		有効性評価(格納容器破損防止)	32
4		有効性評価(SFP, 停止中)	33
5		解析コード	31,32,33
6		制御室 緊急時対策所	53,56 58,59
7	設計基準事故対策	内部溢水	22,25,26
8		内部火災	22,23,24
9		外部火災	18,21
10		竜巻(影響評価・対策)	18,20
11		火山(対策)	18,19
12	工事計画関連	耐震耐津波	9,14,17
13		重大事故対策機器・設備の評価	65,66

主要な審査項目		記載頁	
14	保安規定関連	組織・体制	68,69
15		教育・訓練	68,70
16		LCO/AOT	68,69
17		重大事故対策の手順書 (大規模損壊を含む)	68,69
18	敷地内の破砕帯		8
19	地震動	敷地及び敷地周辺の地下構造	9
20		震源を特定して策定する地震動	9,11,12
21		震源を特定せず策定する地震動	9
22		基準地震動	9,11,12
23	耐震設計方針		9,14
24	津波	基準津波	9,15,16
25		耐津波設計方針	17
26	地盤・斜面の安定性		13
27	火山影響評価		18,19

