

島根原子力発電所2号炉
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 1月 16日
中国電力株式会社

目次

1. 新規制基準適合性審査に係る申請の概要
 2. 島根原子力発電所の概要
 3. 地盤
 4. 地震
 5. 津波
 6. 外部からの衝撃による損傷の防止
 7. 内部溢水対策
 8. 火災防護対策
 9. 外部からの受電強化対策
 10. 重大事故等対策
 11. 重大事故等又は大規模損壊に対処するための技術的能力
 12. 重大事故等対策の有効性評価
 13. 工事計画認可申請の概要
 14. 保安規定変更認可申請の概要
- 〔補足〕 主要な審査項目(27項目)の記載箇所

1. 新規制基準適合性審査に係る申請の概要

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: 低圧原子炉代替注水ポンプ, 第1ベントフィルタ等)
- 重大事故対策の有効性評価(炉心損傷防止, 格納容器破損防止等) 等

工事計画認可申請の主な内容

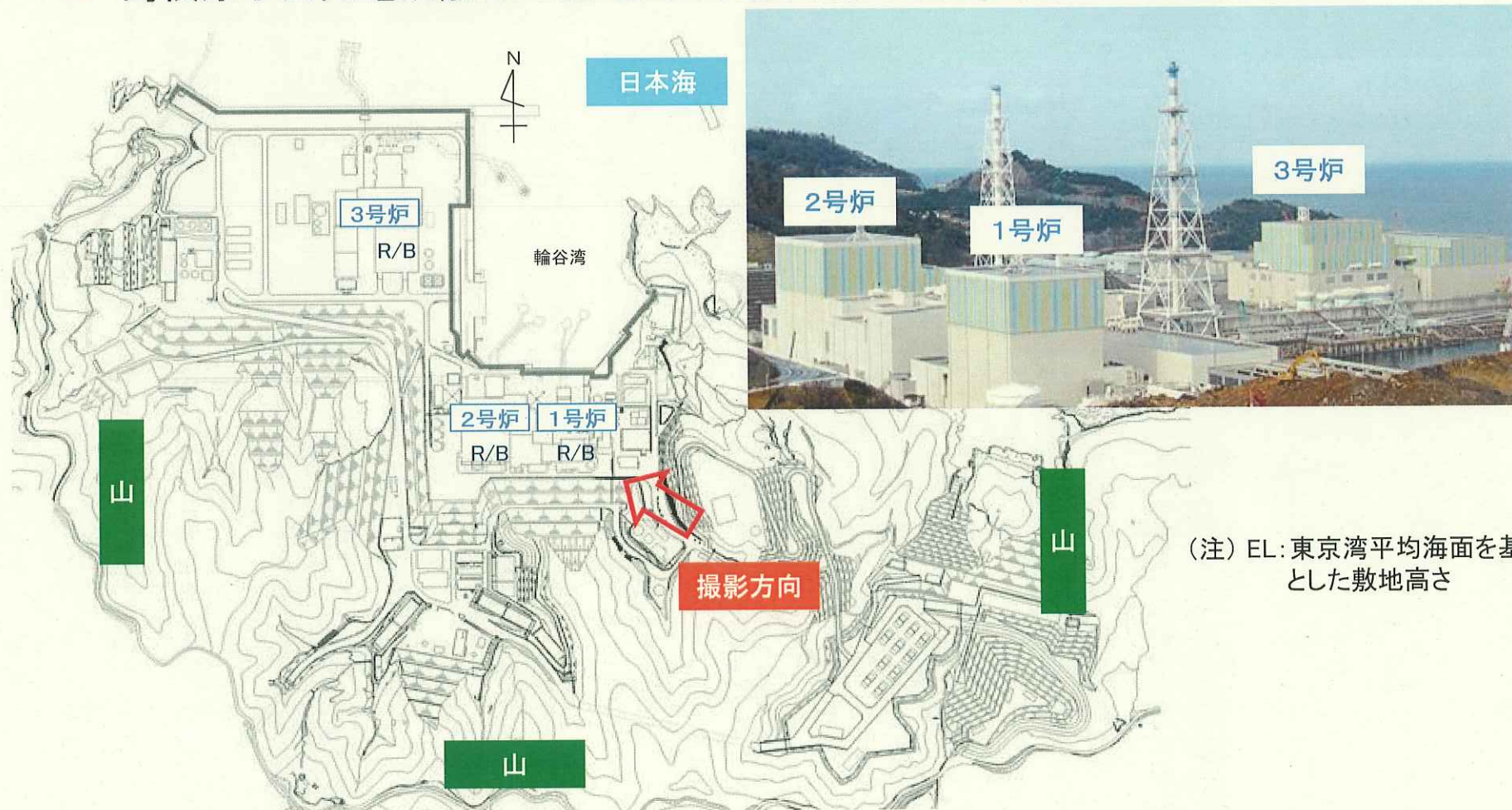
- 設備毎に下記の説明資料を添付
 - 仕様の設定根拠
 - 重大事故等対処設備の使用条件下における健全性
 - 耐震性, 強度 等

保安規定変更認可申請の主な内容

- 追加した設備の運用(重大事故等対処設備の運転上の制限(LCO))等について規定

2. 1 島根原子力発電所の概要

- 島根原子力発電所は島根半島の中央部、日本海に面した松江市鹿島町に位置し、敷地全体の広さは約192万 m^2 である。
- 敷地の形状は、輪谷湾を中心とした半円状であり、東西及び南側を標高(EL) 150m程度の高さの山に囲まれている。
- 島根原子力発電所敷地の整地面は、標高約15m及び約8.5mである。

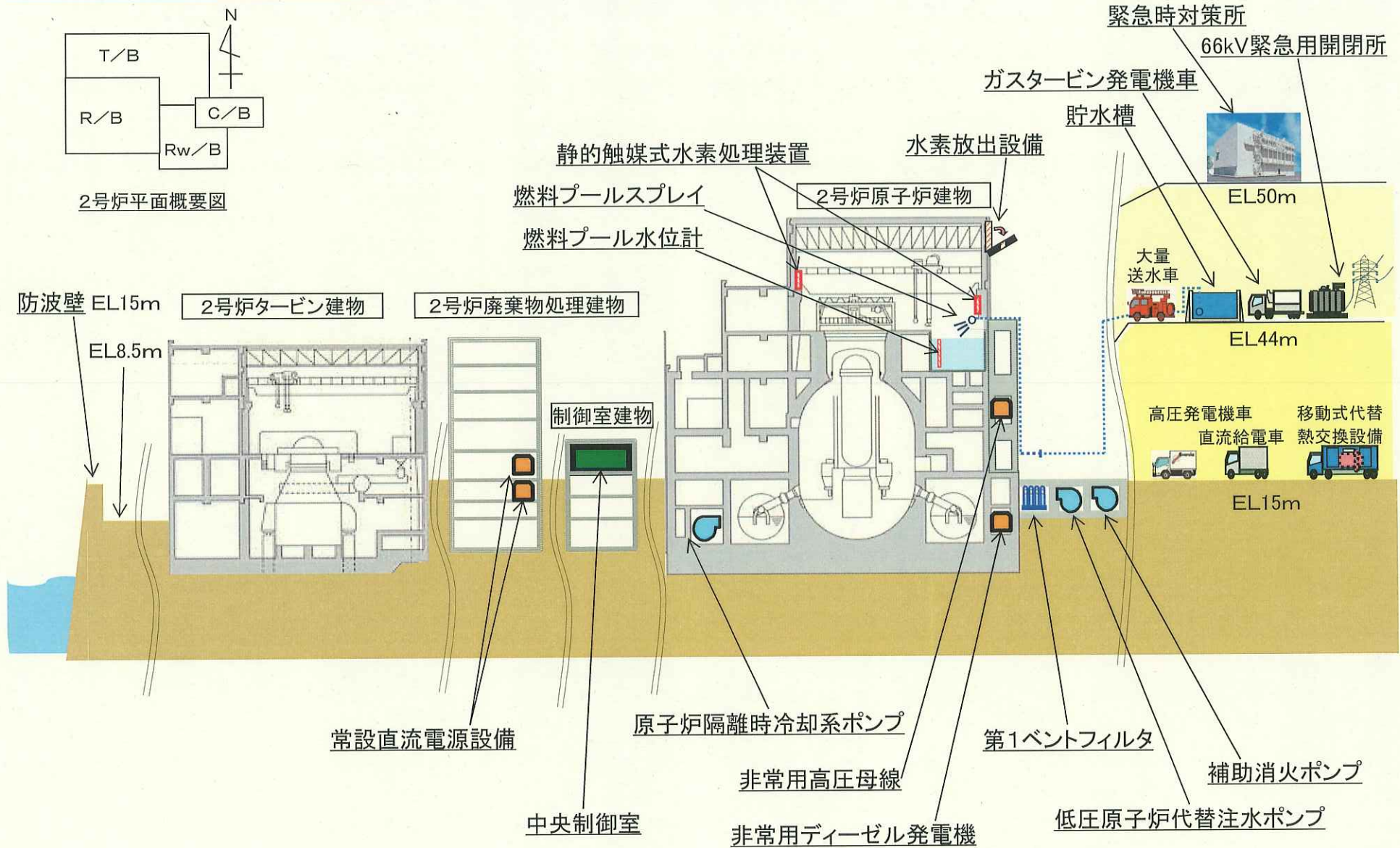


(注) EL: 東京湾平均海面を基準とした敷地高さ

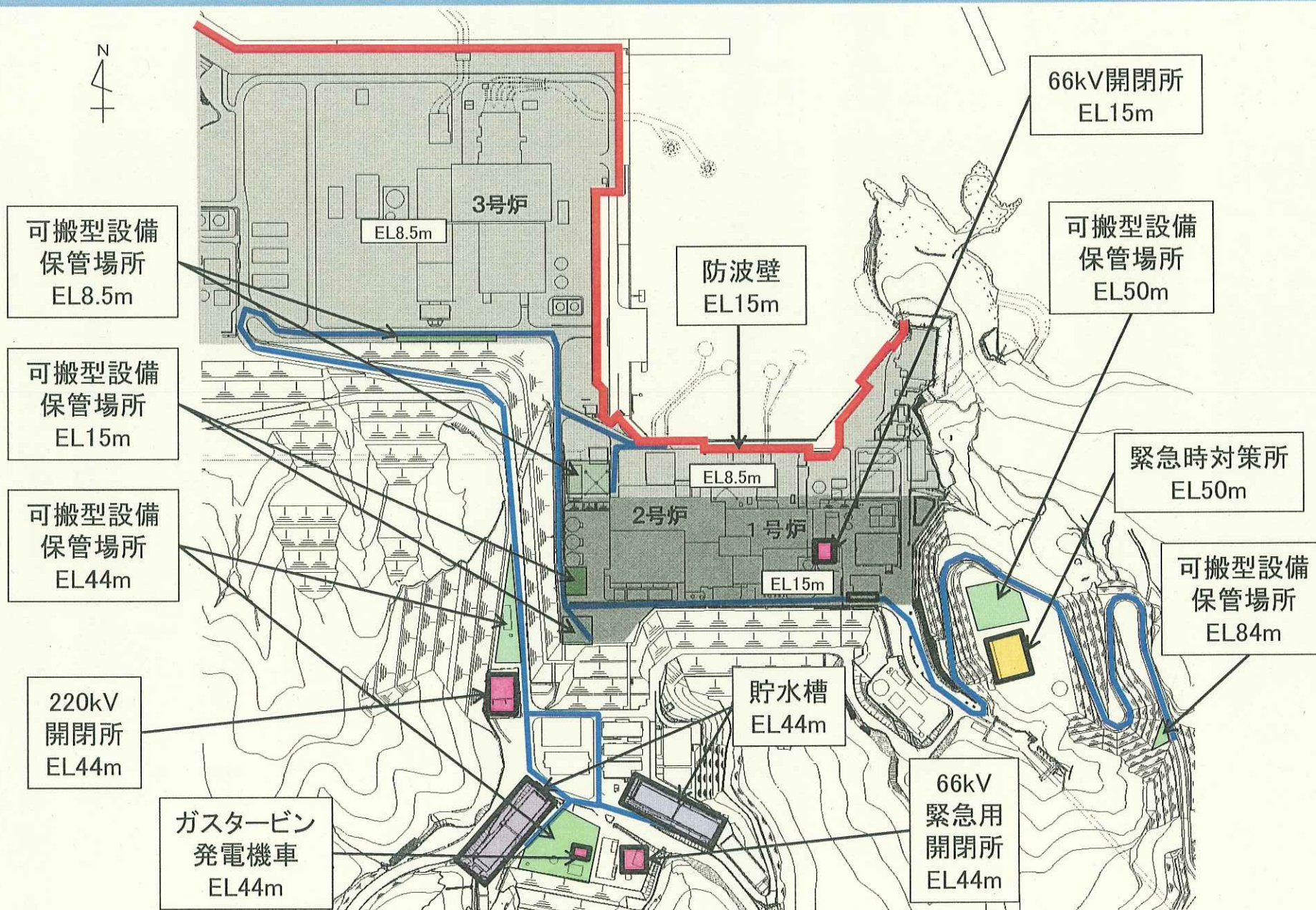
2. 2 島根原子力発電所の概要(2号炉の設備・機器等の仕様)

営業運転開始年月	平成元年2月10日	
原子炉型式	沸騰水型	
格納容器型式	圧力抑制形	
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	全高(内のり)	約21m
	胴部内径	約5. 6m
原子炉格納容器	全高	ドライウエル:約37m
	直径	ドライウエル:約23m 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630%相当分	
制御棒駆動設備	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
高圧炉心スプレイ系	ポンプ台数	1台
	ポンプ容量	約320m ³ /h~約1, 050m ³ /h
自動減圧系	弁個数	6個(主蒸気系の逃がし安全弁と共用)
	弁容量	約400t/h/個(原子炉圧力8. 13MPa[gage]において)
低圧炉心スプレイ系	ポンプ台数	1台
	ポンプ容量	約1, 050m ³ /h
低圧注水系(残留熱除去系)	ポンプ台数	3台
	ポンプ容量	約1, 200m ³ /h/台
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数	1台
	ポンプ容量	約100m ³ /h
非常用ディーゼル発電機	台数	3台

2.3 島根原子力発電所の概要(断面概要図)

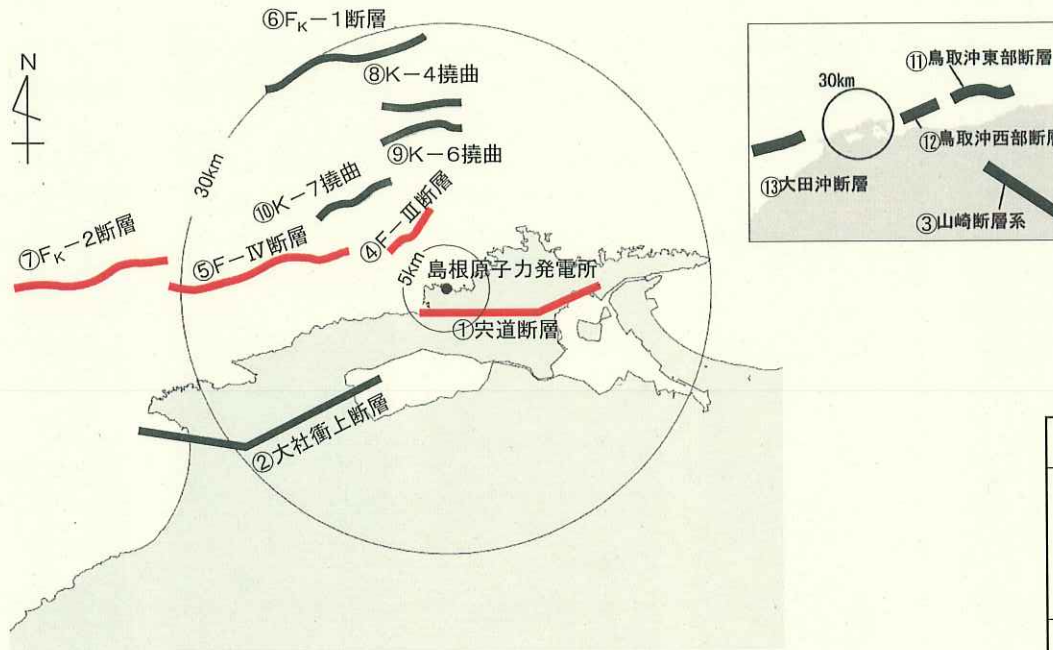


2.4 島根原子力発電所の概要(平面概要図)



3. 1 地盤(敷地周辺の活断層評価)

耐震設計上考慮する主要な活断層分布図

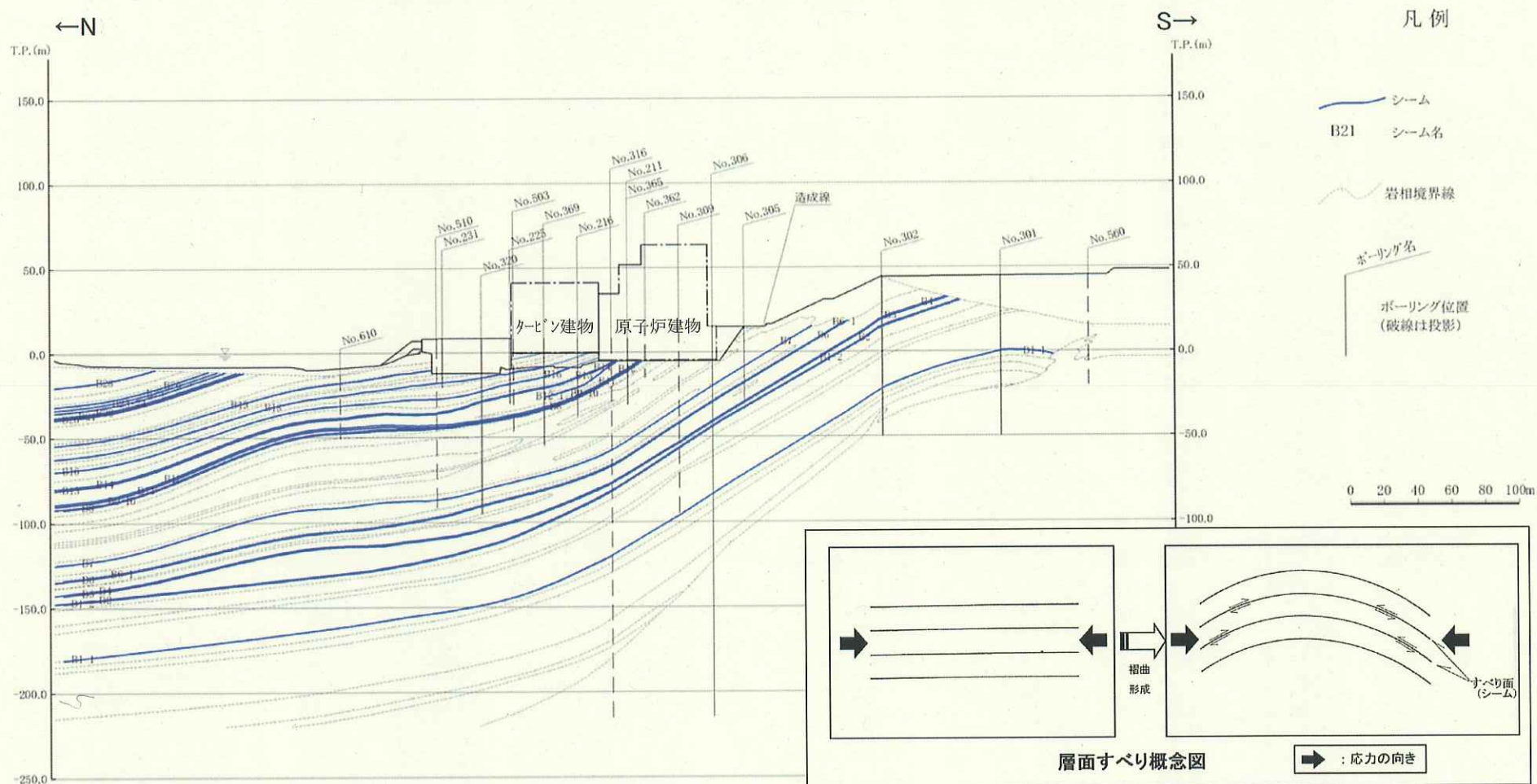


- 活断層評価について、後期更新世(約12~13万年前)の地層が欠如する場合は安全側に活断層と評価すること等により、後期更新世以降の活動性を判断している。
- 活断層の連動に関する評価の結果、「F-Ⅲ断層, F-Ⅳ断層及びF_K-2断層」, 「K-4撓曲, K-6撓曲及びK-7撓曲」の連動を考慮した。
- 敷地に及ぼす影響が大きい活断層は、陸域の宍道断層、海域のF-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F_K-2断層(海域断層3連動)である。

	断層名	断層の長さ
陸域	① 宍道断層	約 22km
	② 大社衝上断層	約 29km
	③ 山崎断層系	約 79km
海域	④ F-Ⅲ断層+	約 51.5km (3連動を考慮)
	⑤ F-Ⅳ断層+	
	⑦ F _K -2断層	
	⑥ F _K -1断層	約 19.0km
	⑧ K-4撓曲+	約 19.0km (3連動を考慮)
	⑨ K-6撓曲+	
	⑩ K-7撓曲	
	⑪ 鳥取沖東部断層	約 51km
	⑫ 鳥取沖西部断層	約 37km
	⑬ 大田沖断層	約 47km

3. 2 地盤(敷地内の断層活動性評価)

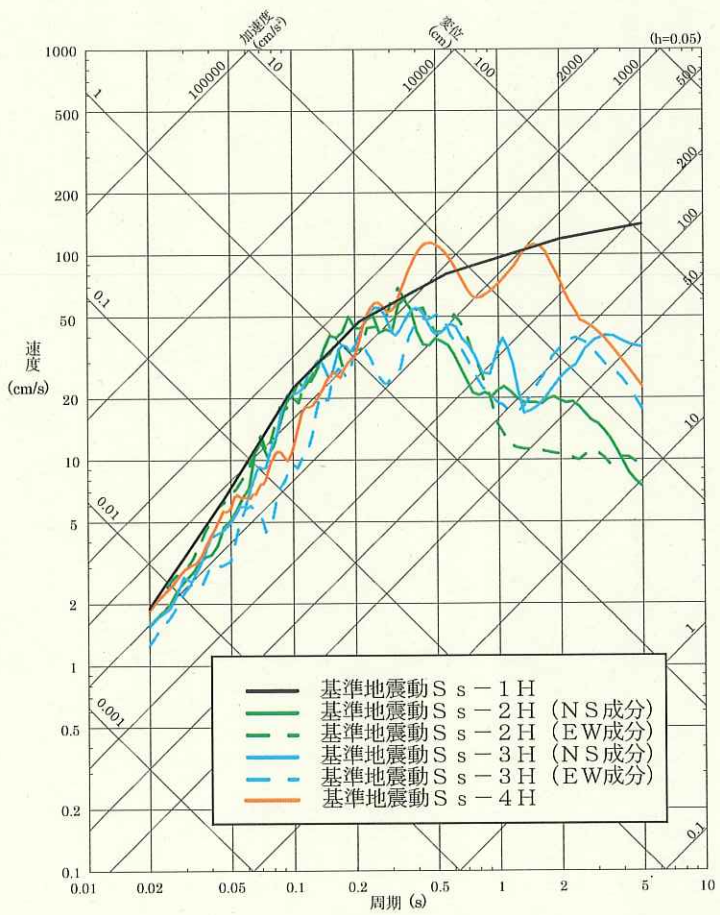
シーム分布鉛直断面図 (2号炉原子炉建物基礎地盤)



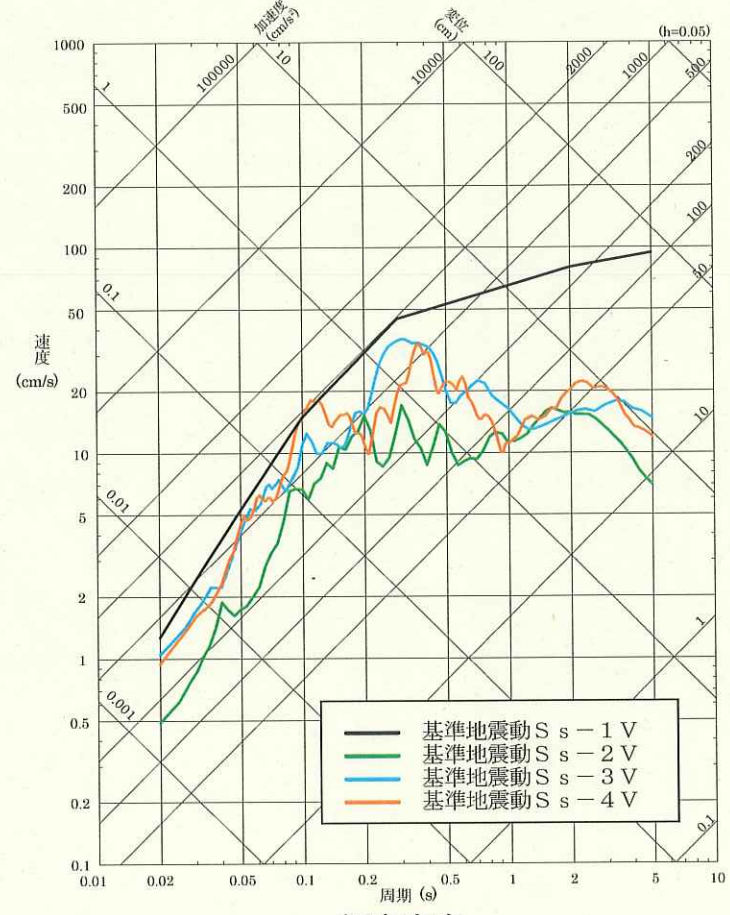
- 敷地内には、破碎帯や活断層は確認されていない。
- 敷地内には、シームがあるが、地層を切ることなく地層の走向・傾斜と同一であることから、新第三紀中新世の南北圧縮応力場での褶曲運動に伴う層面すべりで形成されたものと考えられ、少なくとも東西圧縮応力場の下にある後期更新世以降に活動したものではない。

4. 1 地震(基準地震動の策定)

- 「宍道断層による地震」及び「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F_K-2断層(海域断層3連動)による地震」を考慮して策定した基準地震動S_s-1~3に加え、「震源を特定せず策定する地震動」として2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮し、それを基準地震動S_s-4として策定。
- なお、敷地地盤については、地震観測記録等に基づき概ね平行成層であると判断している。



水平方向

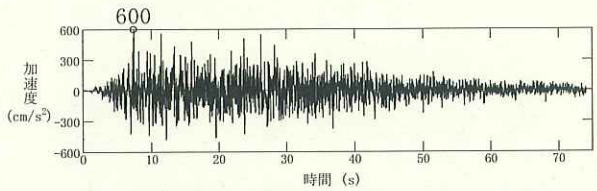


鉛直方向

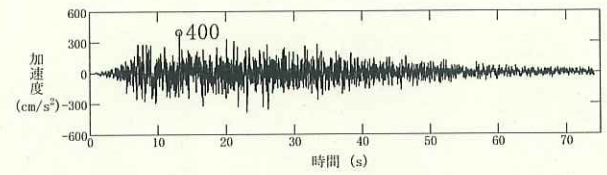
基準地震動S_sの応答スペクトル

4.2 地震(基準地震動の加速度波形)

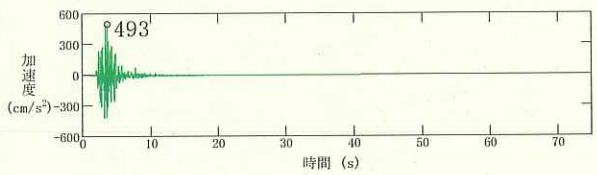
■ 基準地震動Ssの加速度波形



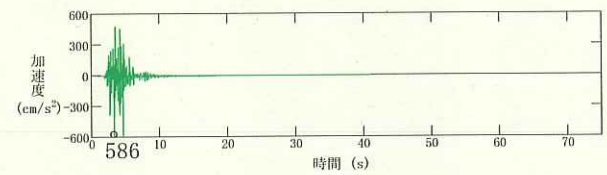
Ss-1H



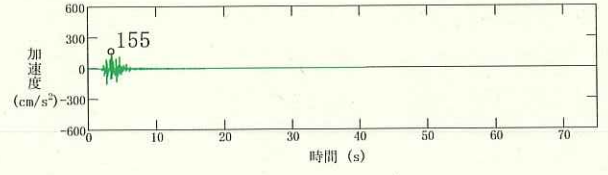
Ss-1V



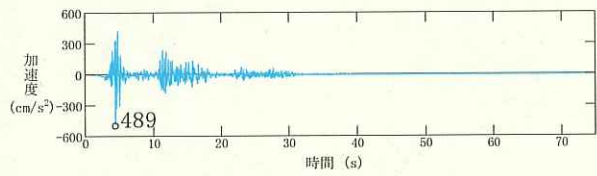
Ss-2H(NS成分)



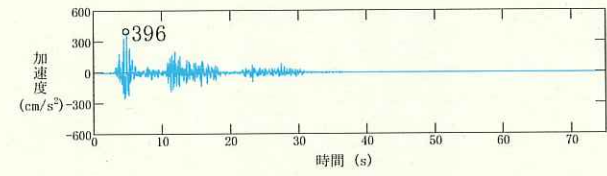
Ss-2H(EW成分)



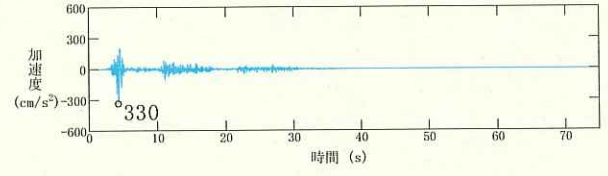
Ss-2V



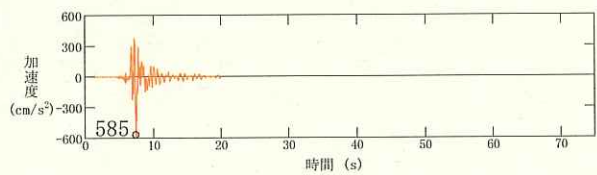
Ss-3H(NS成分)



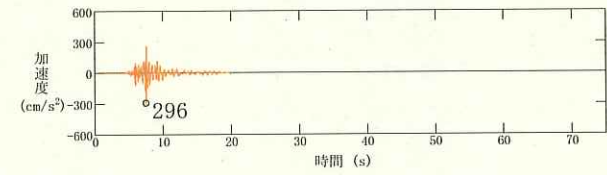
Ss-3H(EW成分)



Ss-3V



Ss-4H



Ss-4V

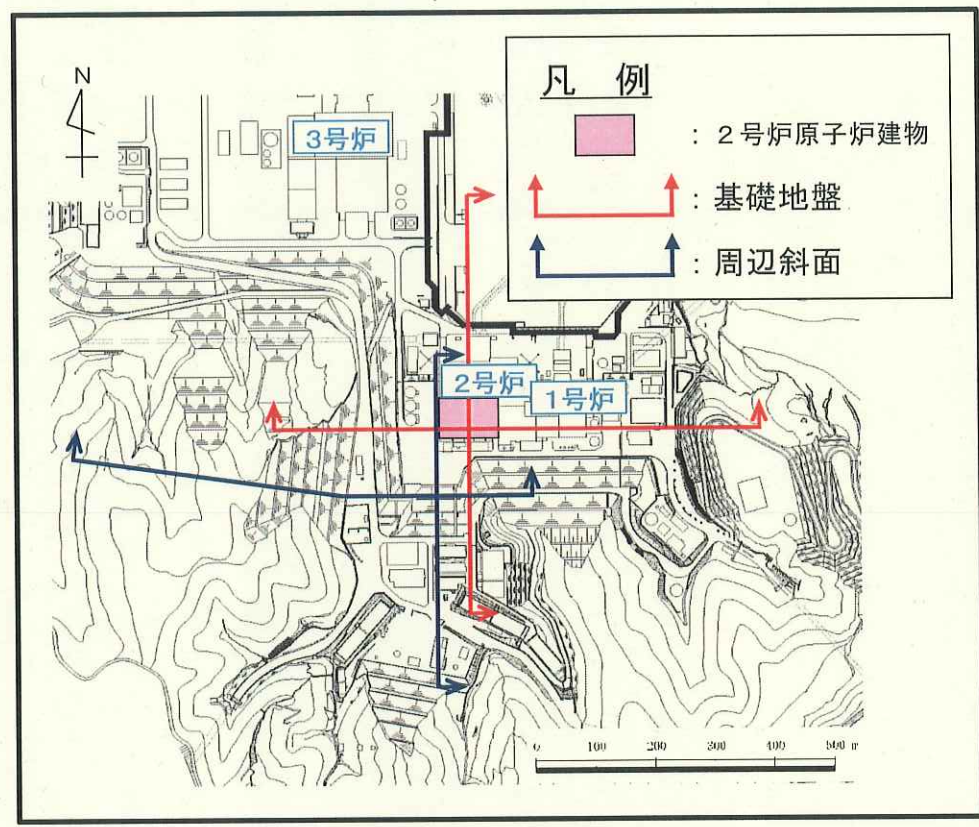
4. 3 地震(基礎地盤及び周辺斜面の安定性)

- 評価方針

耐震安全上重要な機器・配管を内包する原子炉建物の基礎地盤及び周辺斜面について、基準地震動 S_s による地震力に対して十分な安全性を有することの評価を行う。
- 原子炉建物基礎地盤の評価

すべり安全率が評価基準値1.5を上回っていること、原子炉建物基礎底面の地震時最大接地圧に対して十分な支持力を有していること等から、原子炉建物基礎地盤は、十分な支持性能を有することを確認した。
- 原子炉建物周辺斜面の評価

すべり安全率が評価基準値1.2を上回っており、すべりに対して十分な安全性を有することを確認した。



評価対象断面位置図

4.4 地震(施設の評価・対策)

Sクラス施設が基準地震動 $S_s-1\sim 4$ に対して機能維持すること、各クラスの弾性設計用地震力に対し施設が概ね弾性範囲であることを評価するとともに、内部流体漏えい対策を実施する。

施設	耐震設計	内部流体漏えい対策
Sクラス施設	<ul style="list-style-type: none"> ■ S_sに対し機能維持 ■ S_d, 静的地震力に対し弾性設計 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去(4.5参照)
B,Cクラス施設*	<ul style="list-style-type: none"> ■ $S_d/2$ (Bクラス), 静的地震力に対し弾性設計 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 耐震補強 (S_s機能維持) 溢水による防護対象設備の機能喪失防止, 管理区域内で発生した溢水の非管理区域への流出防止のため, 必要な施設の耐震補強を実施。 ■ 地震大信号による施設の隔離 (漏えい/建物内流入防止) <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気隔離弁閉インターロックの設置(4.5参照) ・ 大型タンク遮断弁の設置(7.参照) ・ 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉インターロックの設置(7.参照)

* 放射性物質に関連した施設は、その破損により公衆に与える放射線の影響が十分に小さい施設をCクラス、それ以外の施設をBクラスに分類。

4.5 地震(内部流体漏えい対策)

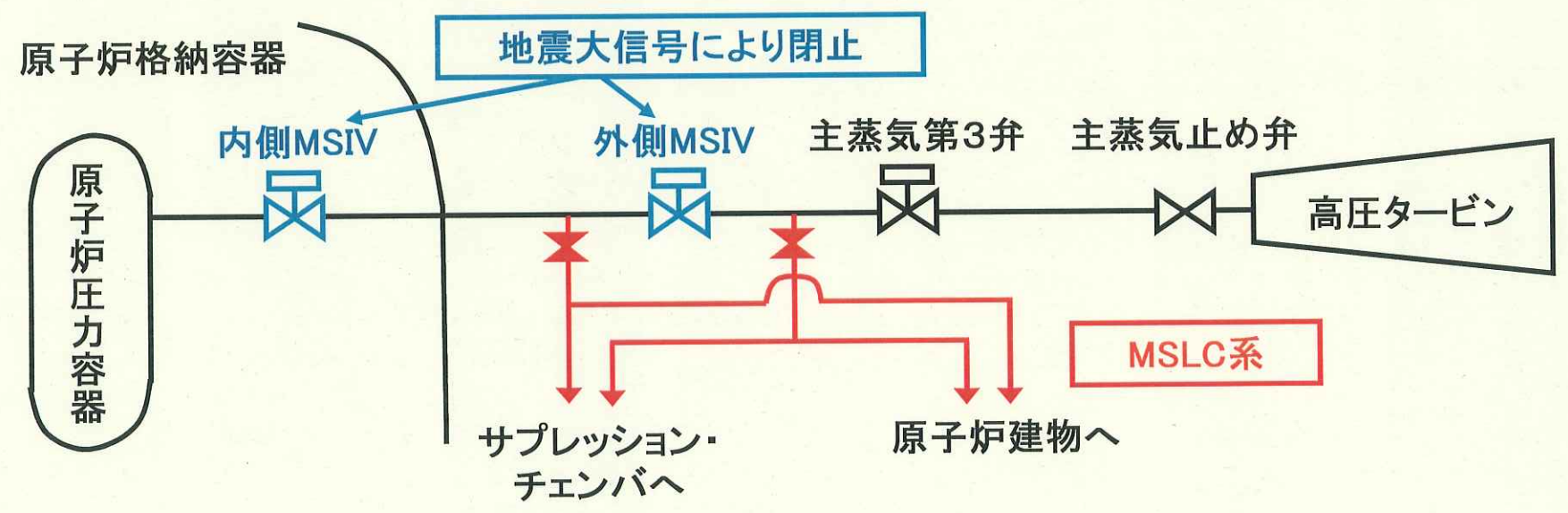
■ 主蒸気隔離弁漏えい制御系(MSLC)系の撤去

MSLC系は、原子炉冷却材喪失事故時及び主蒸気管破断事故時に、閉止したMSIVを通過してタービン建物へ流入する蒸気漏えい量の低減を目的に設置した。

MSIVのシート性能向上により、現在では機能的には不要となっているため、放射性物質の漏えいによる被ばくリスク低減を目的として、MSLC系を撤去する。

■ 地震大信号による主蒸気隔離弁(MSIV)閉インターロックの設置

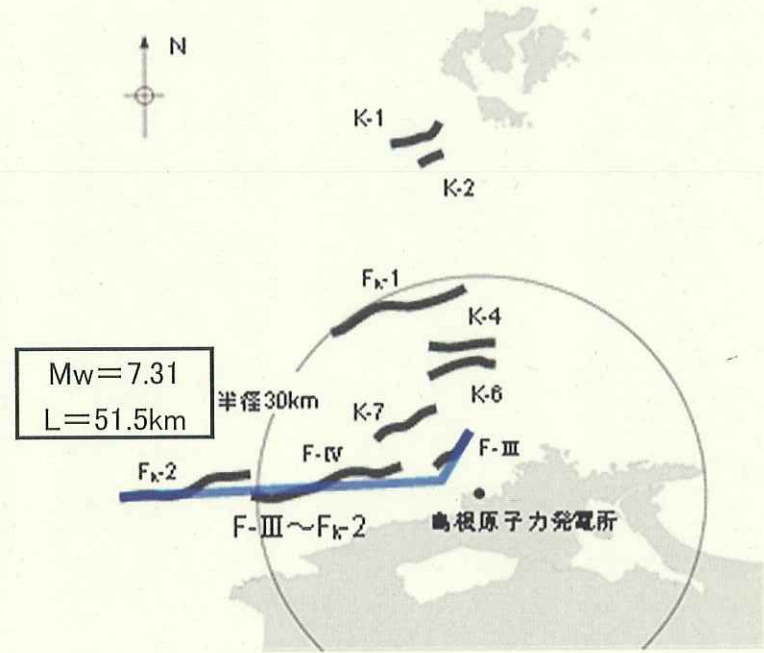
地震により低耐震クラスのタービン系配管等が破損することを想定し、放射性物質を含んだ蒸気の漏えいによる公衆の被ばくリスク低減を目的として、地震大信号によりMSIVを閉止するインターロックを設置し、蒸気流路を隔離する。



5. 1 津波(波源の設定)

- 敷地周辺の海域活断層及び日本海東縁部の地震による津波，地すべり及び火山現象に起因する津波並びにこれらの組合せによるものも検討。また，行政機関及び地方自治体による津波評価についても，安全側の評価を実施する観点から検討を行った上で，基準津波を策定。

敷地周辺の海域活断層



F-III, F-IV及びF_k-2の海域断層3連動を考慮

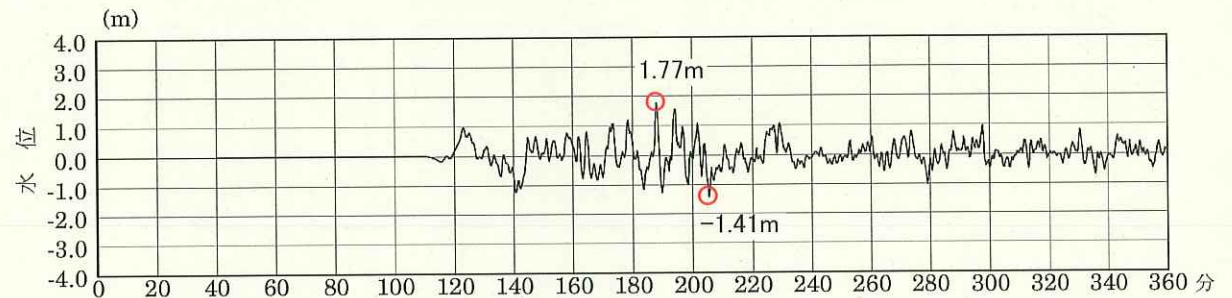
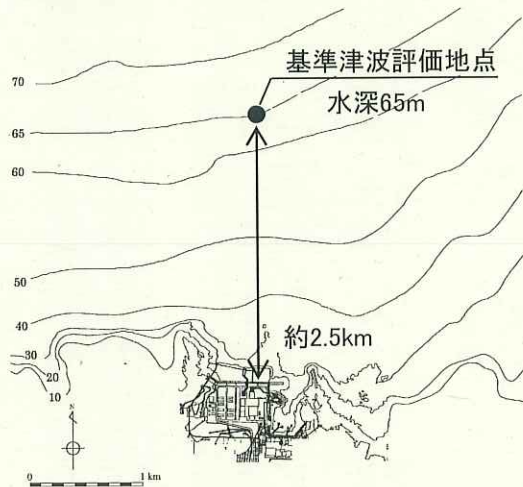
日本海東縁部



5. 2 津波(基準津波・入力津波)

■ 基準津波

- 敷地における最高水位及び2号炉取水口における最低水位を与える津波は鳥取県(2012)が日本海東縁部に想定した地震に伴う津波である。
- 基準津波評価地点は反射波の影響が微小となる水深65m(沖合約2.5km)の地点を選定した。



基準津波の時刻歴波形

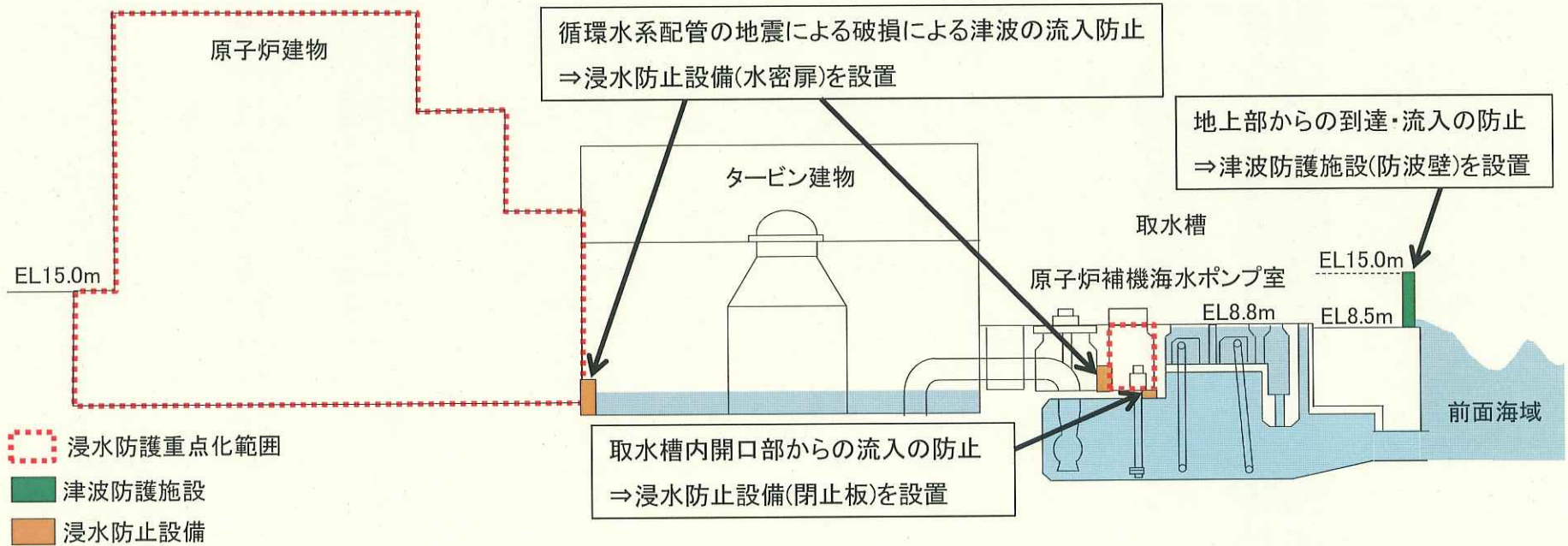
■ 入力津波

- 基準津波による敷地における最高水位は施設護岸でEL9.5m
- 2号炉取水槽内の最低水位はEL-7.2m



5.3 津波(耐津波構造)

- 基準津波による施設護岸の最高水位はEL9.5mであり、防波壁高さ(EL15.0m)を下回る。
- 取水槽内の開口部等から浸水防護重点化範囲への浸水を防止するため、閉止板・水密扉を設置している。
- 基準津波による取水槽内での最低水位はEL-7.2mであり、原子炉補機海水ポンプの取水可能水位(EL-8.32m)を上回る。



6. 1 外部からの衝撃による損傷の防止

- 自然現象等については、発電所の地域特性や気象観測記録などから、従前の洪水、風(台風)、凍結、積雪、落雷、航空機落下等に加え、竜巻、降水、火山の影響、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の爆発及び火災等の影響を選定し評価。これら事象に対し、必要な安全機能が損なわれないよう、適切な措置を実施する。
- 竜巻は「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」により評価し、適切な飛来物対策を実施
- 火山の影響は「原子力発電所の火山影響評価ガイド」により評価し、降下火砕物の影響を評価
- 森林火災等は、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」により評価し、適切な措置を実施
- 航空機落下は、落下確率を最新のデータに基づいて評価した結果、約 4.3×10^{-8} 回/炉・年であり、 10^{-7} 回/炉・年を下回っていることを確認

6.2 外部からの衝撃による損傷の防止(竜巻)

- 竜巻検討地域の設定

島根原子力発電所は、島根半島の中央部、日本海側に位置しており、竜巻の検討地域を日本海側の沿岸(北海道～本州)で、かつ海岸線から海側5km、山側5kmの地域(面積約33,000km²)とした。
- 基準竜巻の設定

前項の竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮して、藤田スケールF2(最大風速は69m/s)とした。
- 設計竜巻の設定

地形効果による増幅特性等はないことから、風速の割り増しは行わず、藤田スケールF2(最大風速は69m/s)とした。
- 竜巻影響評価

設計竜巻から設定した竜巻荷重(風圧力、気圧差による圧力、飛来物の衝撃荷重)に対して、重要安全施設の構造健全性が維持され、安全性が損なわれないことを確認した。

また、設計竜巻を上回る風速(100m/s)に対しても、施設の安全性を確認する。



竜巻検討地域の設定

6.3 外部からの衝撃による損傷の防止(火山)

■ 検討対象火山

半径160km以内の第四紀火山：26火山※

※ 降下火砕物（火山灰）については，半径160km以遠の第四紀火山も評価した。

■ 設計対応不可能な火山事象の影響評価

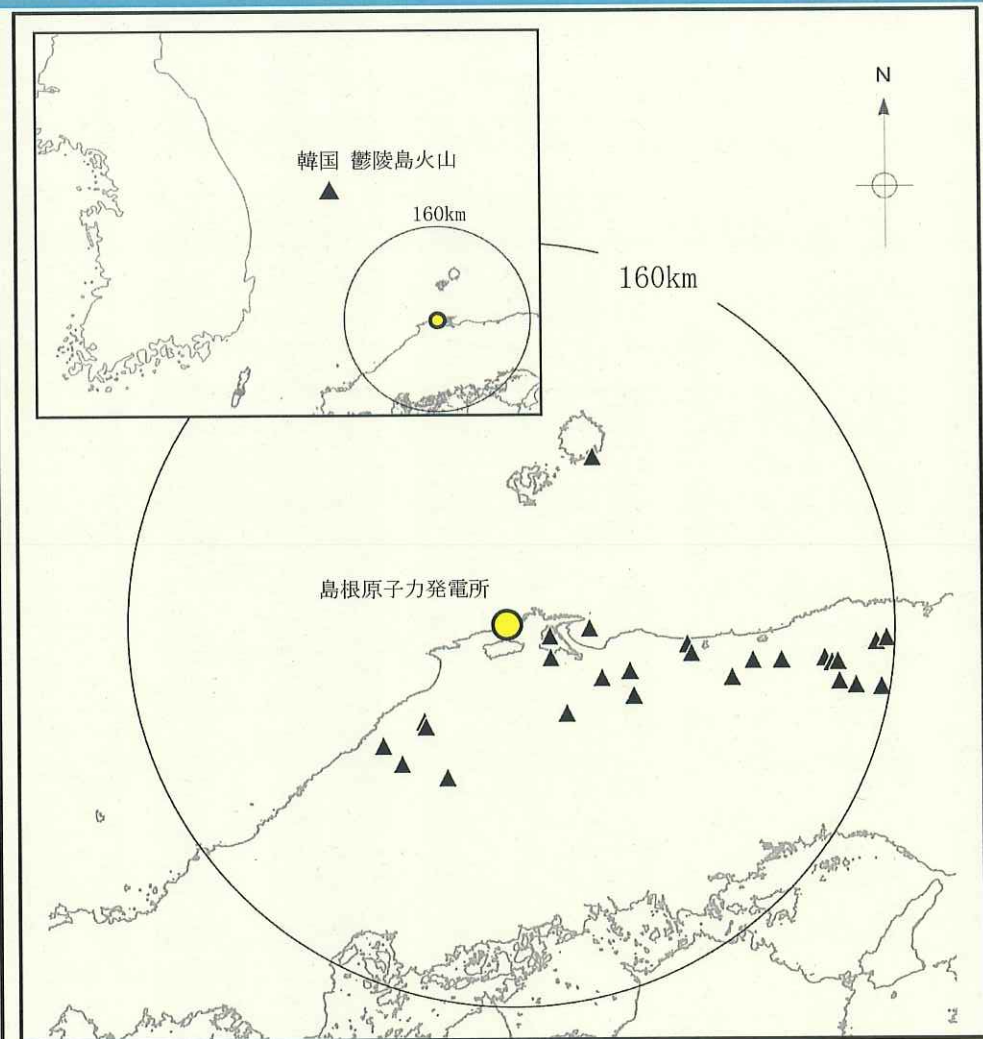
火山噴出物の分布状況等から，火砕流・溶岩流等の設計対応不可能な火山事象が，敷地へ到達する可能性は極めて低いと評価した。

■ 火山事象の影響評価

敷地に到達する可能性のある火山事象は降下火砕物（火山灰）であったことから，施設に影響を与える可能性を検討した。

● 降下火砕物（火山灰）

- ・ 敷地において考慮する火山灰（対象：韓国鬱陵島火山）の層厚を2cmと評価した。
- ・ この火山灰と積雪を重畳させた堆積荷重に対して安全上重要な設備を有する建物（原子炉建物，制御室建物等）の安全性が損なわれないことを確認した。
- ・ 非常用ディーゼル発電機は，フィルタによる火山灰の吸い込み防止等により機能喪失しないこと，中央制御室においては，再循環運転により居住環境が維持できること等から安全性が損なわれないことを確認した。



検討対象火山の位置図

韓国鬱陵島火山は，約10,200年前に大規模な噴火が発生したとされていること等から，既往最大と同程度の噴火規模を想定した。また，その他の火山については，過去の噴火履歴等を踏まえると，発電所運用期間中に大規模な噴火を起こす可能性は極めて低いと考えられる。

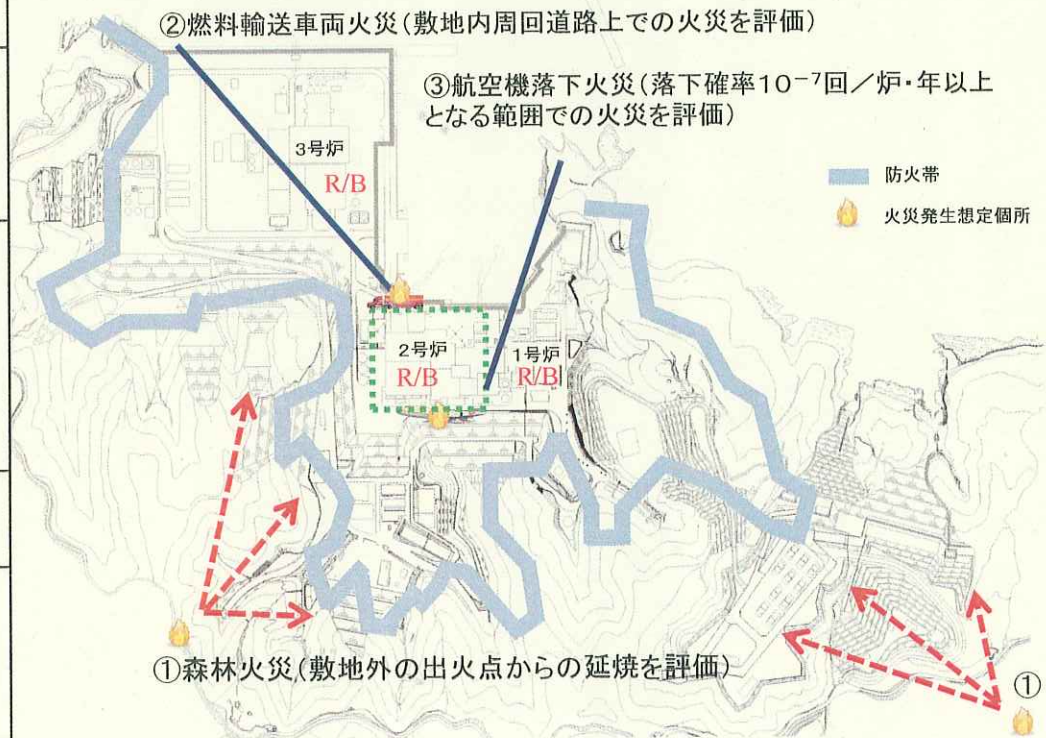
6.4 外部からの衝撃による損傷の防止(森林火災等)

- 「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、爆風、ばい煙の重要安全施設への影響を評価した。

評価事象	事象条件
①森林火災	敷地境界から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	敷地境界から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, 危険物タンク
③航空機落下による火災	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

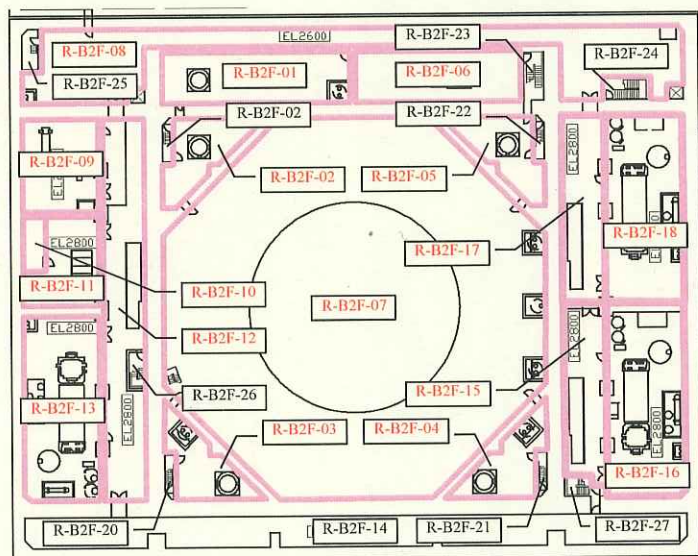
- 評価対象事象では, 重要安全施設へ影響がないことを確認した。

評価事象	評価結果
①森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 必要な防火帯幅約20mを確保することが可能 延焼箇所の最縁から重要安全施設を収納する原子炉建物までは危険距離以上離隔
②近隣産業施設等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 10km圏内に石油コンビナート等なし 島根2号炉周辺に考慮すべき屋外危険物タンクなし(タンクから離隔距離あり) 想定火災(敷地内の燃料輸送車火災)に対し, 原子炉建物外壁は許容限界温度未滿を確認
③航空機落下による火災	<ul style="list-style-type: none"> 想定火災(敷地内への落下火災)に対し原子炉建物外壁は許容限界温度未滿を確認
その他 (ばい煙, 延焼防止)	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室は, 外気取り入れ無しで空調の循環運転が可能 発電所内に常駐する自衛消防隊が延焼防止の消火活動を実施可能

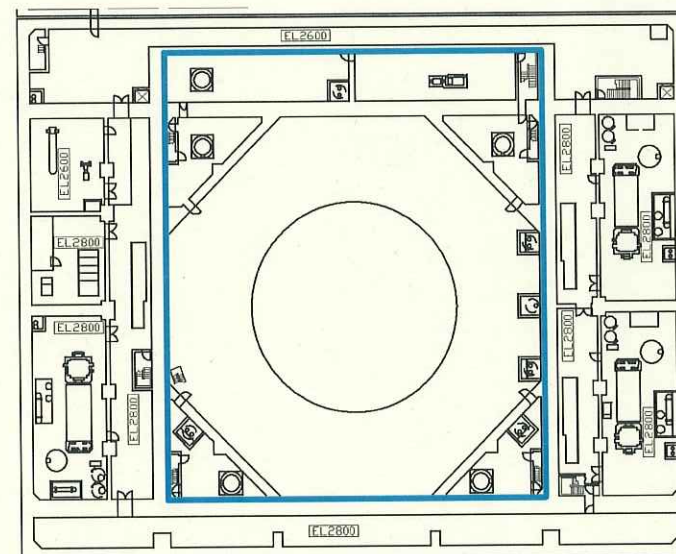


7. 内部溢水対策 (1/4)

- 原子炉施設の屋内外に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む), 消火系統からの放水又は燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を想定。
- 溢水が生じた場合に, 以下の溢水防護設備の機能が失われないよう溢水防護区画への浸水経路に対して内部溢水対策を実施。
 - 原子炉を高温停止でき, 引き続き低温停止するために必要となる設備
 - 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
 - 原子炉停止状態を維持するために必要となる設備
 - 燃料プール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
- 放射性物質を含む溢水が管理区域外へ漏えいすることを防止するための内部溢水対策を実施。



溢水防護区画の設定例



管理区域境界の例

7. 内部溢水対策 (2/4)

■ 対策内容

1. 貫通部止水処置, 水密扉, 堰の設置
2. 大型タンク遮断弁の設置(地震時閉止インターロック機能有)
3. 空調ダクトフラップゲートの設置
4. 漏えい検知器の設置
5. 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置

1-1. 貫通部止水処置



施工例

1-2. 水密扉の設置



施工例

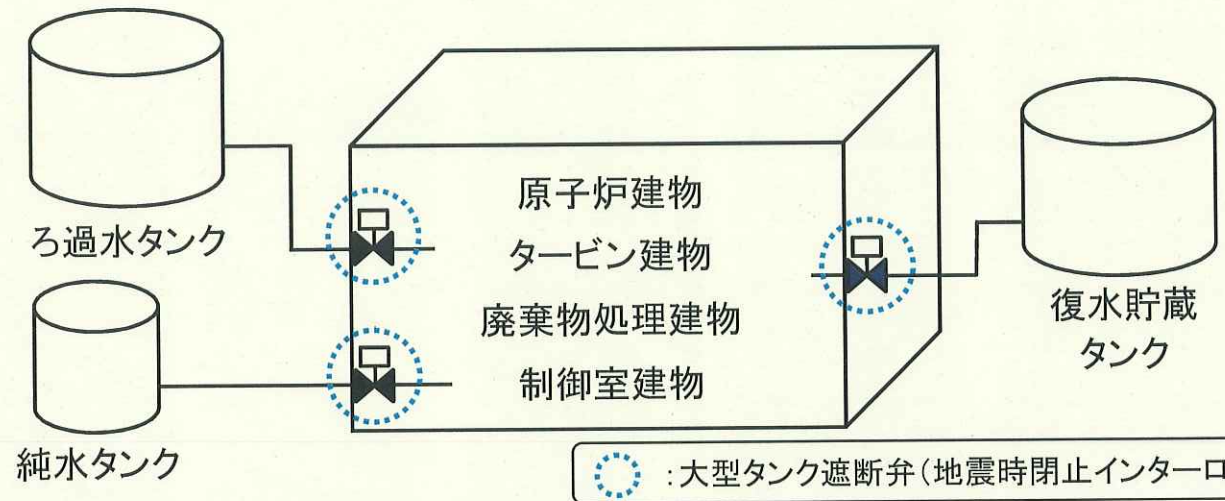
1-3. 堰の設置



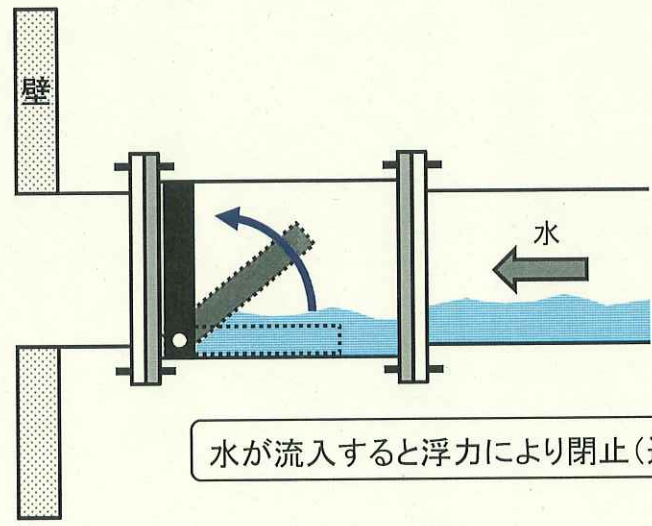
施工例

7. 内部溢水対策 (3/4)

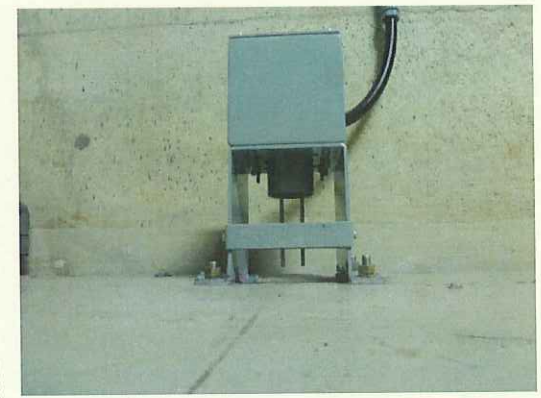
2. 大型タンク遮断弁の設置



3. 空調ダクトフラップゲートの設置



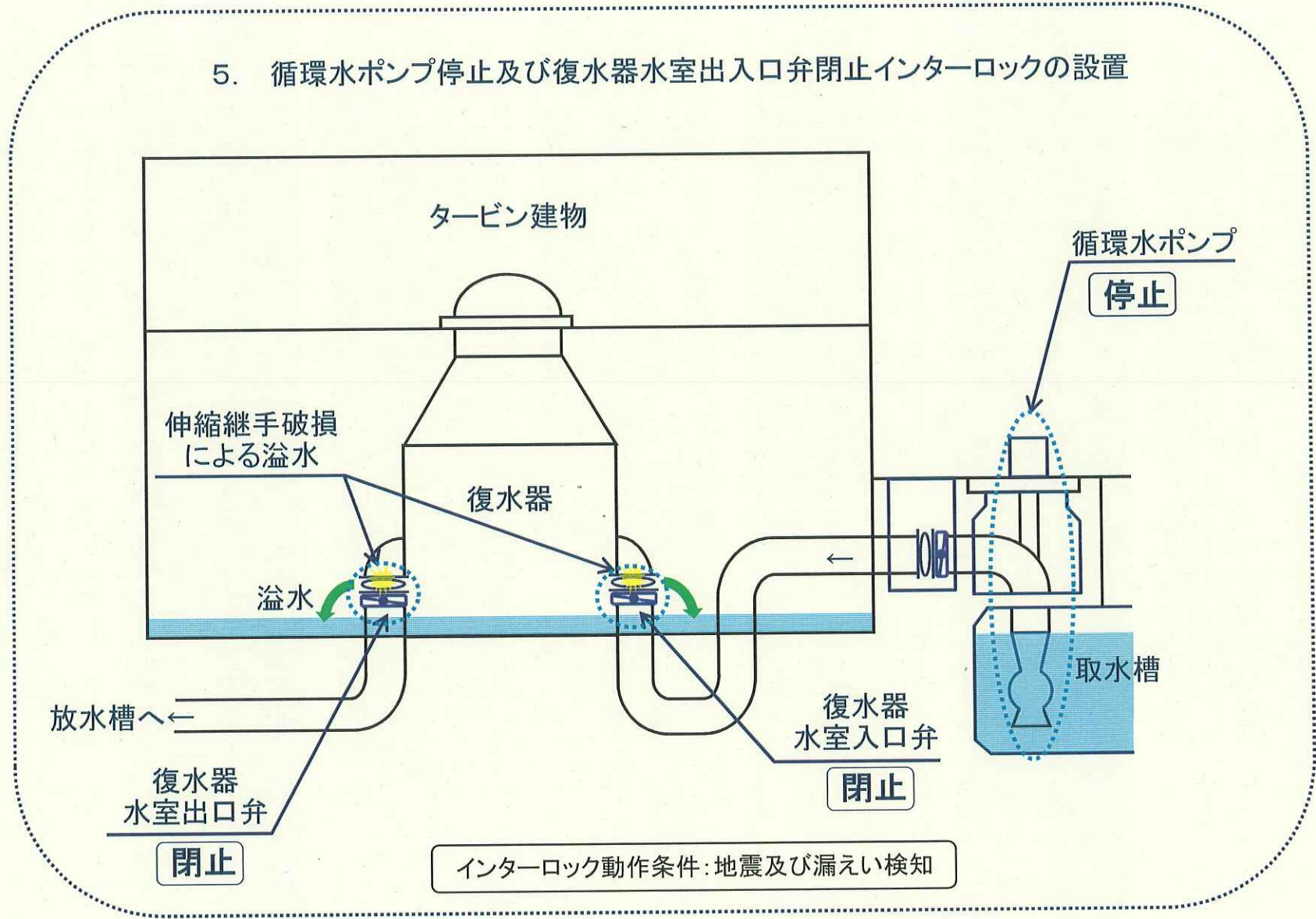
4. 漏えい検知器の設置



施工例

7. 内部溢水対策 (4/4)

5. 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置



8. 火災防護対策 (1/2)

- 火災により原子炉施設の安全性が損なわれないよう火災の発生防止, 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。
 - 火災の発生防止
 - 発火性又は引火性物質の漏えい防止, 堰等の設置による漏えい拡大防止。
 - 可能な限り不燃性又は難燃性材料を採用。
[島根2号炉で使用しているケーブルは, 自己消火性の実証試験(UL垂直燃焼試験), 延焼性の実証試験(IEEE383の垂直トレイ試験)により難燃性を確認]
 - 可燃物管理の強化。
 - 水素が滞留するおそれのある場所に水素検知器を設置, 中央制御室に警報器を設置。
 - 火災の感知及び消火
 - 火災感知器の信頼性向上のため, 既設の火災感知器をアナログ式へ取替。
 - 早期に火災を感知するため, 異なる種類の感知器又は同等の機能を有する機器を組合せて設置。
中央制御室に警報器を設置。
 - 火災感知設備は, 非常用所内電源から電源を確保し, 専用の蓄電池を設置。
 - 消火活動に必要なアクセスルート, 火災区域に電源内蔵型照明を設置。
 - 原子炉の高温停止, 低温停止に係る機器が設置されている火災区域には, 消火設備の信頼性向上のため, 既設の消火設備に加え, 新たに耐震性を有した消火設備を追加設置。
(補助消火水槽:2基, 補助消火ポンプ:2台)

8. 火災防護対策 (2/2)

● 火災の影響軽減

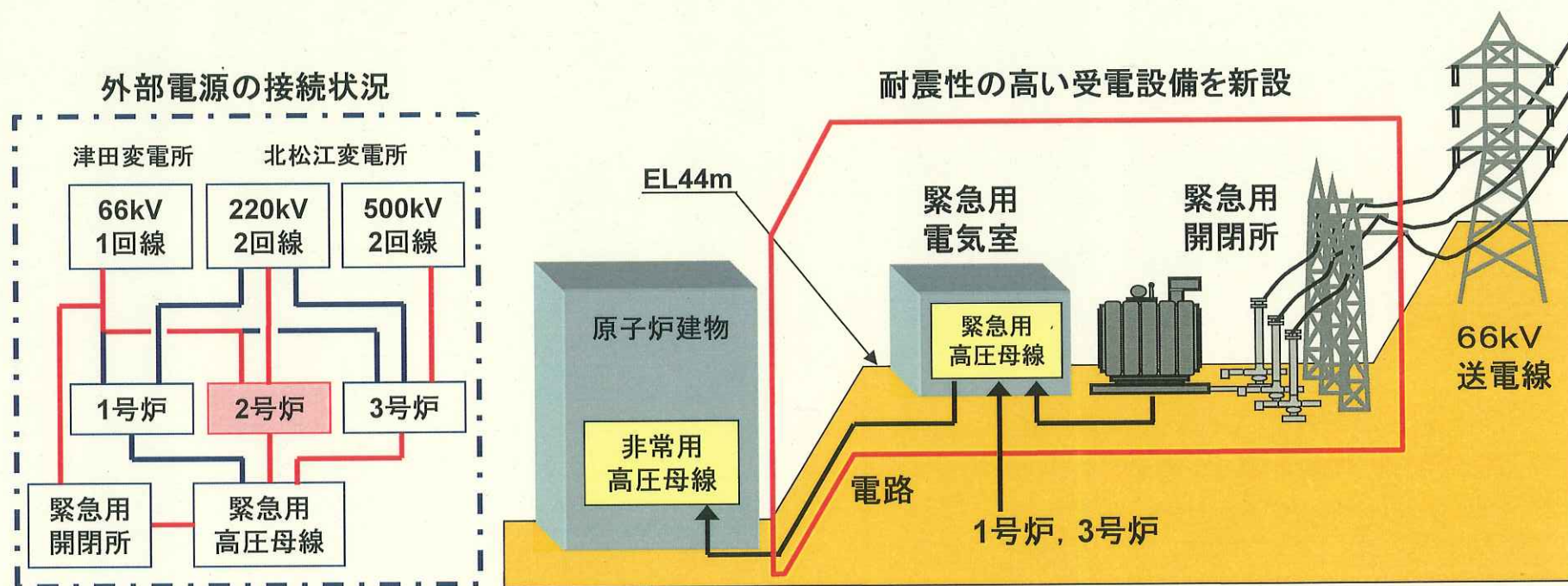
- ・ 高温停止, 低温停止に係る機能を有する系統は以下のとおり多重化されているので, これらが単一火災により全て機能喪失しないように, 3時間の耐火障壁により分離。

安全系区分	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
高温停止	—	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	高圧炉心スプレイ系(HPCS)
低温停止	自動減圧系(A系)	自動減圧系(B系)	—
	残留熱除去系(A系)	残留熱除去系(B系)	—
	低圧炉心スプレイ系(A系)	残留熱除去系(C系)	—
	原子炉補機冷却水系(A系)	原子炉補機冷却水系(B系)	高圧炉心スプレイ補機冷却水系
	原子炉補機海水系(A系)	原子炉補機海水系(B系)	高圧炉心スプレイ補機海水系
非常用交流電源	非常用ディーゼル発電機(A系)	非常用ディーゼル発電機(B系)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(HPCS系)
	非常用所内電源設備(C系)	非常用所内電源設備(D系)	非常用所内電源設備(HPCS系)
非常用直流電源	115V直流電源設備(A系)	115V直流電源設備(B系) 230V直流電源設備(RCIC)	115V直流電源設備(HPCS系)

- ・ 火災区域を以下の方法により分離。
 - 火災区域の境界を耐火壁(コンクリート, 耐火パネル, 耐火ボード), 防火扉により分離。
 - 空調ダクトの開口部を防火ダンパにより分離。
 - 耐火壁の貫通部(配管, ケーブルトレイ等)を3時間耐火性能を有する穴仕舞施工により分離。
- ・ 火災区域と異なる区分のケーブルトレイ, 電線管, 電動弁は耐火ラッピングにより分離。
- ・ 分離に必要な防火扉, 防火ダンパ, 穴仕舞, 耐火ラッピングの3時間耐火実証試験を実施。

9. 外部からの受電強化対策

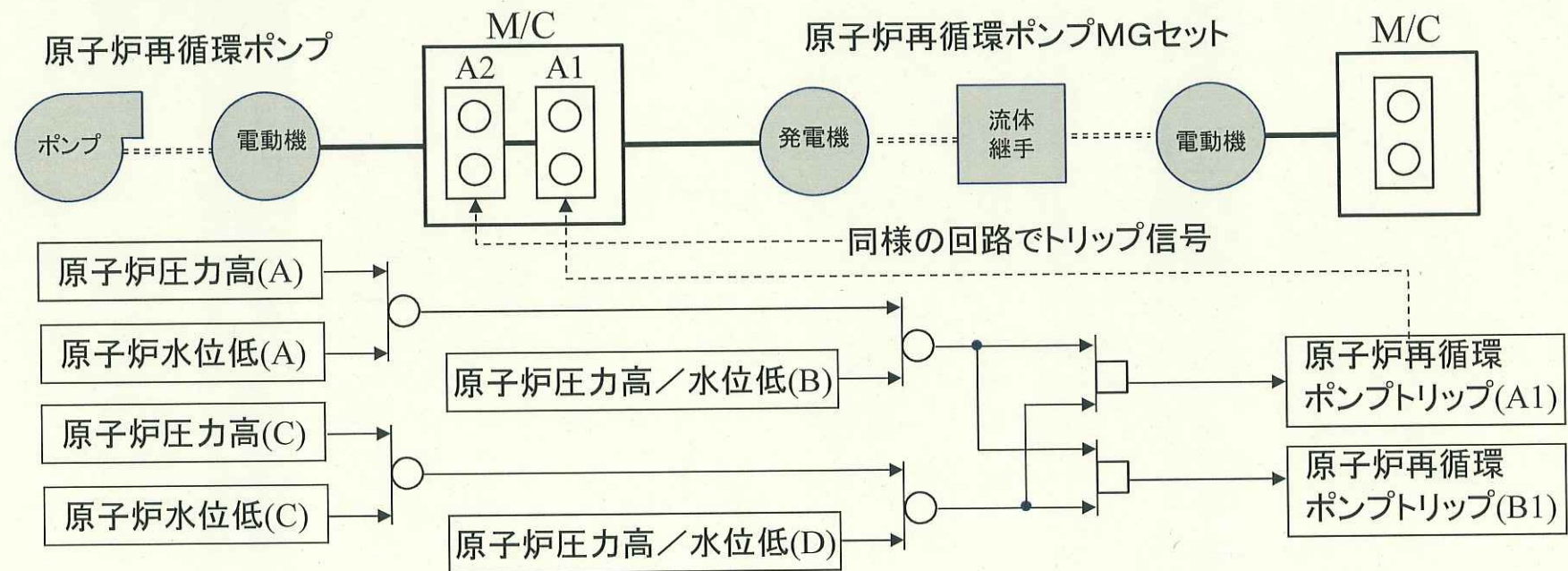
- 外部からの受電システムを強化し、地震・津波時においても外部電源を受電可能とする。
 - 受電経路を2ルート3回線(220kV送電線1ルート2回線, 66kV送電線1ルート1回線)を確保している。また, 2号炉の非常用高压母線は, 緊急用高压母線を介し, 3号炉主回線(500kV)からの外部電源も受電できる。
 - 66kV送電線1回線は, 220kV送電線2回線と異なる変電所に接続されている。
 - 開閉所及び送受電設備は, 十分な支持性能を持つ地盤に設置し, 碍子, 遮断器等は耐震性の高いものを使用している。
 - 開閉所は, 津波に対して十分高い敷地(EL15m, 44m)に設置している。
 - 更に耐震性の高い緊急用開閉所及び緊急用高压母線を高台(EL44m)に新たに設置して, 非常用高压母線等への受電構成を多様化する。



10.1 重大事故等対策(緊急停止失敗時の原子炉未臨界手段の確保)

- 原子炉運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止し、原子炉を未臨界に移行するために必要な対策を実施。
 - 代替制御棒挿入機能
 - ・ 原子炉圧力高または原子炉水位低で作動
 - 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 - ・ 原子炉圧力高または原子炉水位低で作動
 - ほう酸水注入設備
 - ・ 手動操作によりほう酸水を注入する設備

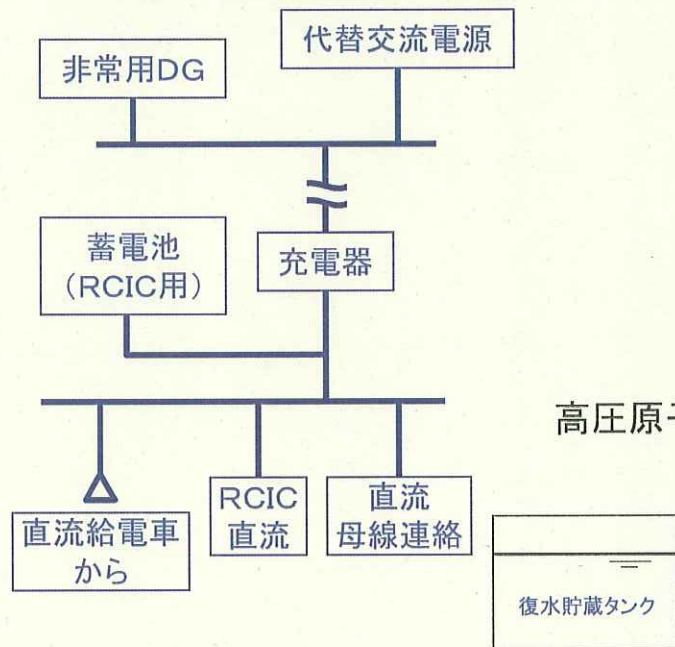
(例) <原子炉再循環ポンプトリップ回路>



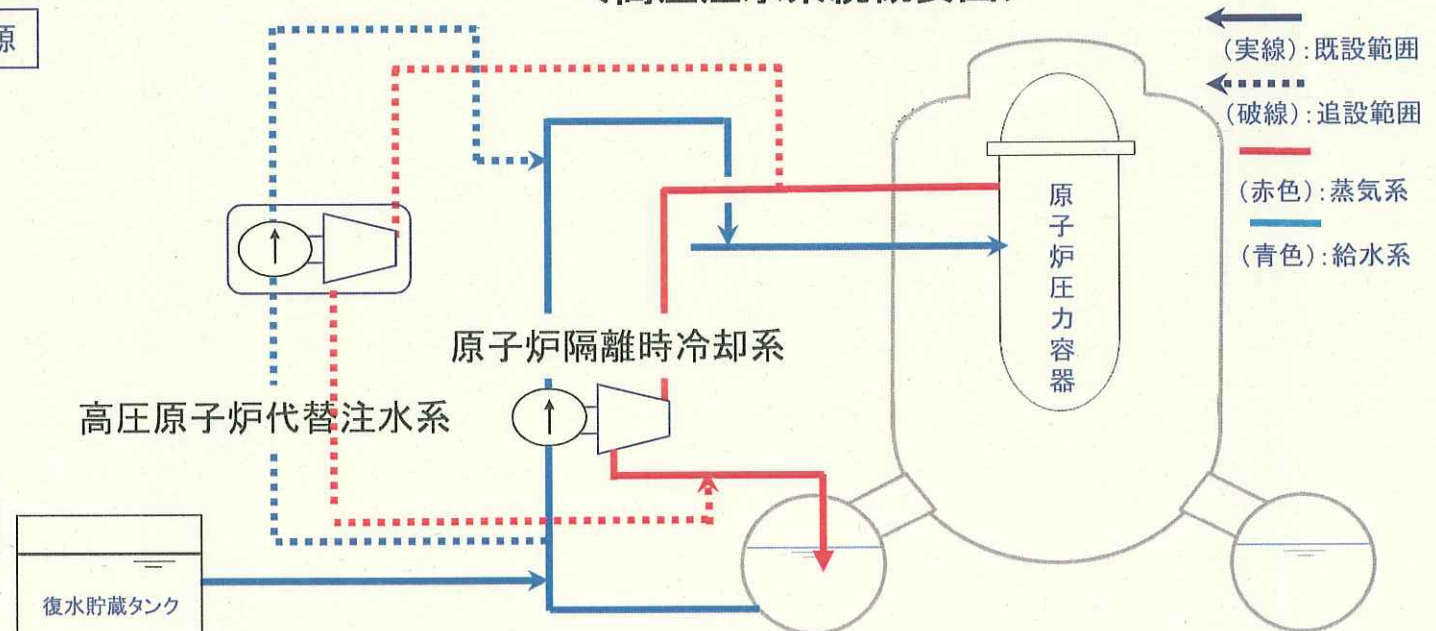
10.2 重大事故等対策(RPVバウンダリ高圧時の炉注水手段の確保)

- 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に、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に必要な対策を実施。
 - 全交流動力電源喪失時 : 代替交流電源により高圧注水系統へ給電が可能
 - 常設直流電源系統喪失時 : 直流給電車により原子炉隔離時冷却系統へ給電が可能
 - 上記電源対策ができない場合 : 現場で原子炉隔離時冷却系を手動起動
 - 更なる信頼性向上対策 : 中長期的に自主対策として動力電源が不要な高圧原子炉代替注水設備を設置する予定

<直流電源設備構成概要図>

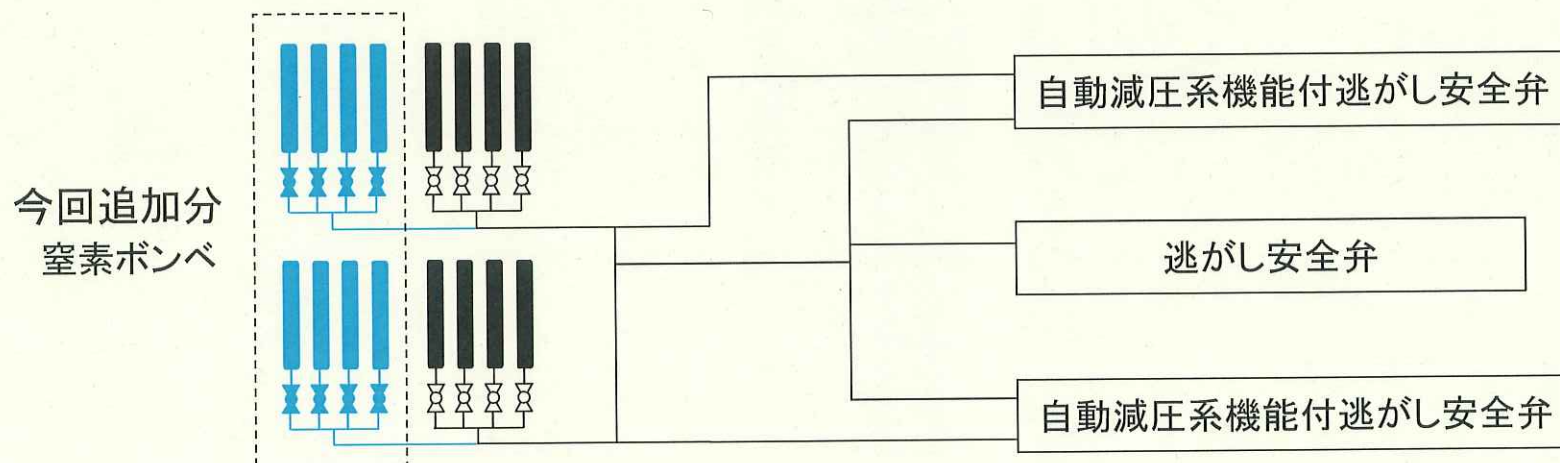


<高圧注水系統概要図>



10.3 重大事故等対策(RPVバウンダリの減圧手段の確保)

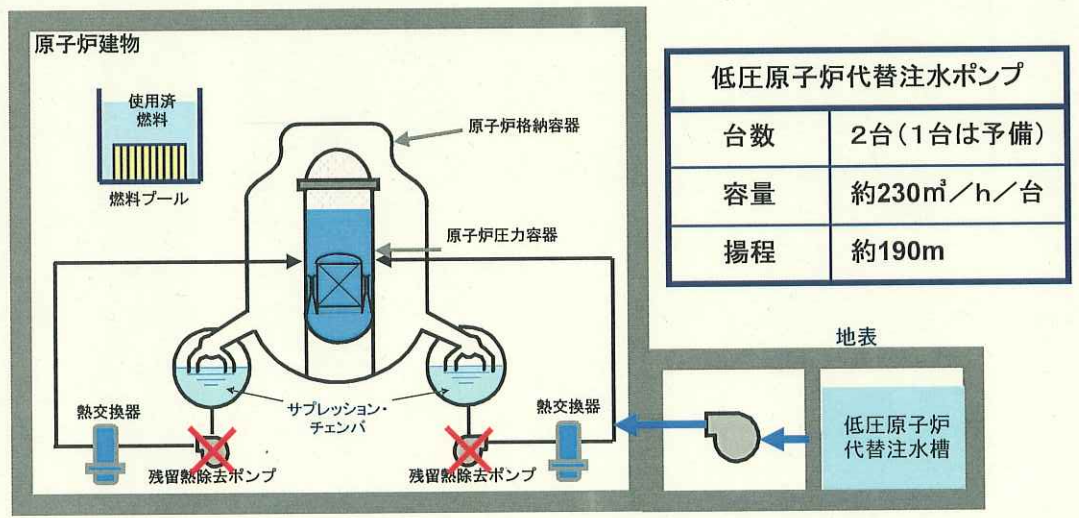
- 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な対策を実施。
 - 代替自動減圧機能
 - ・ 「原子炉水位低」及び「低圧非常用炉心冷却系運転中」の信号により逃がし安全弁が作動し、原子炉を減圧する。
 - 可搬型代替直流電源設備(可搬型蓄電池、直流給電車)の配備
 - ・ 常設直流電源が喪失した場合でも可搬型蓄電池、直流給電車から逃がし安全弁作動用電磁弁に給電を行うことで、逃がし安全弁により原子炉を減圧する。
 - 窒素ポンベの追加配備
 - ・ 格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力でも逃がし安全弁を確実に作動させることができるように窒素ガス供給圧力設定値を変更する。
 - ・ 逃がし安全弁の作動回数及び減圧維持を考慮して、窒素ポンベを追加配備する。(合計16本)



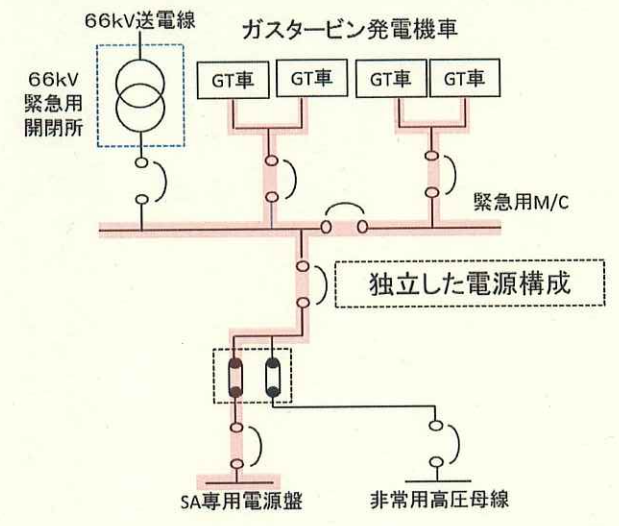
10.4 重大事故等対策(RPVバウンダリ低圧時の炉注水手段の確保)

- 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、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、原子炉を冷却するために必要な対策を実施。
 - 低圧原子炉代替注水系(常設)
 - ・ 新たに地下に設置した低圧原子炉代替注水ポンプ及び専用の水源を利用することにより、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性、位置的分散を考慮する。
 - ・ 設計基準事故対処設備からの給電ができない場合においても、重大事故等対処設備の専用回路から給電することにより、短時間での原子炉注水が可能である。
 - 低圧原子炉代替注水系(可搬型)
 - ・ 可搬型注水設備(送水車+水中ポンプ車)により、原子炉への注水が可能である。接続口は位置的分散を図る。
 - ・ 可搬型注水設備は、大量送水車(予備)1台を含め、3台配備する。

<低圧原子炉代替注水ポンプ・水槽概要図>



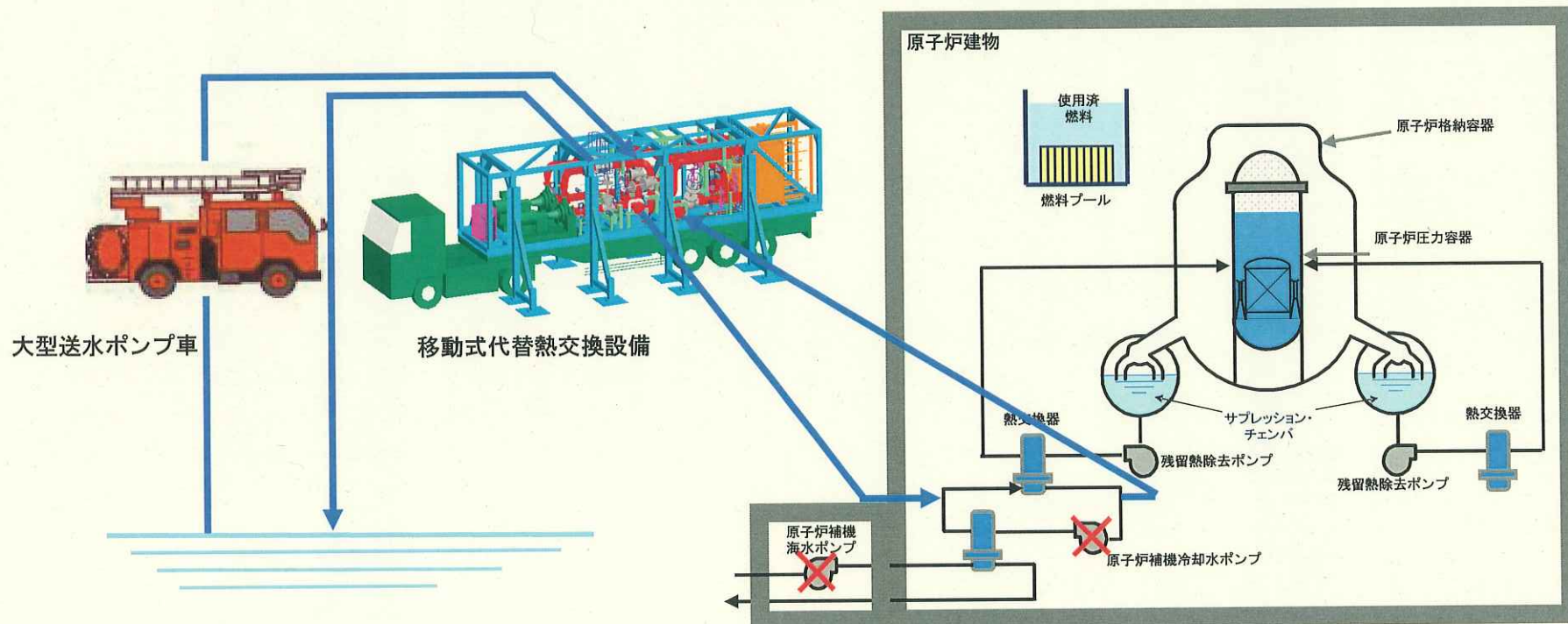
<交流電源接続回路構成概要図>



10.5 重大事故等対策(最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段の確保) 31

- 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を防止するため、必要な対策を実施。
 - 原子炉補機代替冷却系(海が最終ヒートシンク)
 - 移動式代替熱交換設備を1台以上配備
 - 大型送水ポンプ車を1台以上配備
 - 格納容器フィルタベント系(残留熱除去系の使用が不可能な場合は大気を最終ヒートシンクとして考慮)(10.11参照)

＜移動式代替熱交換設備とシステム概要図＞



10.6 重大事故等対策(電源の供給手段の確保)

- 重大事故等が発生した場合に必要な電力を確保するため、以下の対策を実施する。
 - 常設代替交流電源設備 : ガスタービン発電機車 4台(うち予備1台) 4,000kVA/台
 - 可搬型代替交流電源設備 : 高圧発電機車 7台(うち予備1台) 500kVA/台
 - 可搬型代替直流電源設備 : 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 3台(うち予備2台)
: 直流給電車 115V,230V 各2台(うち予備1台ずつ)
- 所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池及び充電器を新たに設置し、設計基準事故対処設備の蓄電池と組み合わせて、負荷切り離しを行わずに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、必要な電力の供給を可能とする。
- 緊急用高圧母線及びケーブルを設置し、各号炉を手動で接続することにより、電力融通を可能とする。

<高圧発電機車>

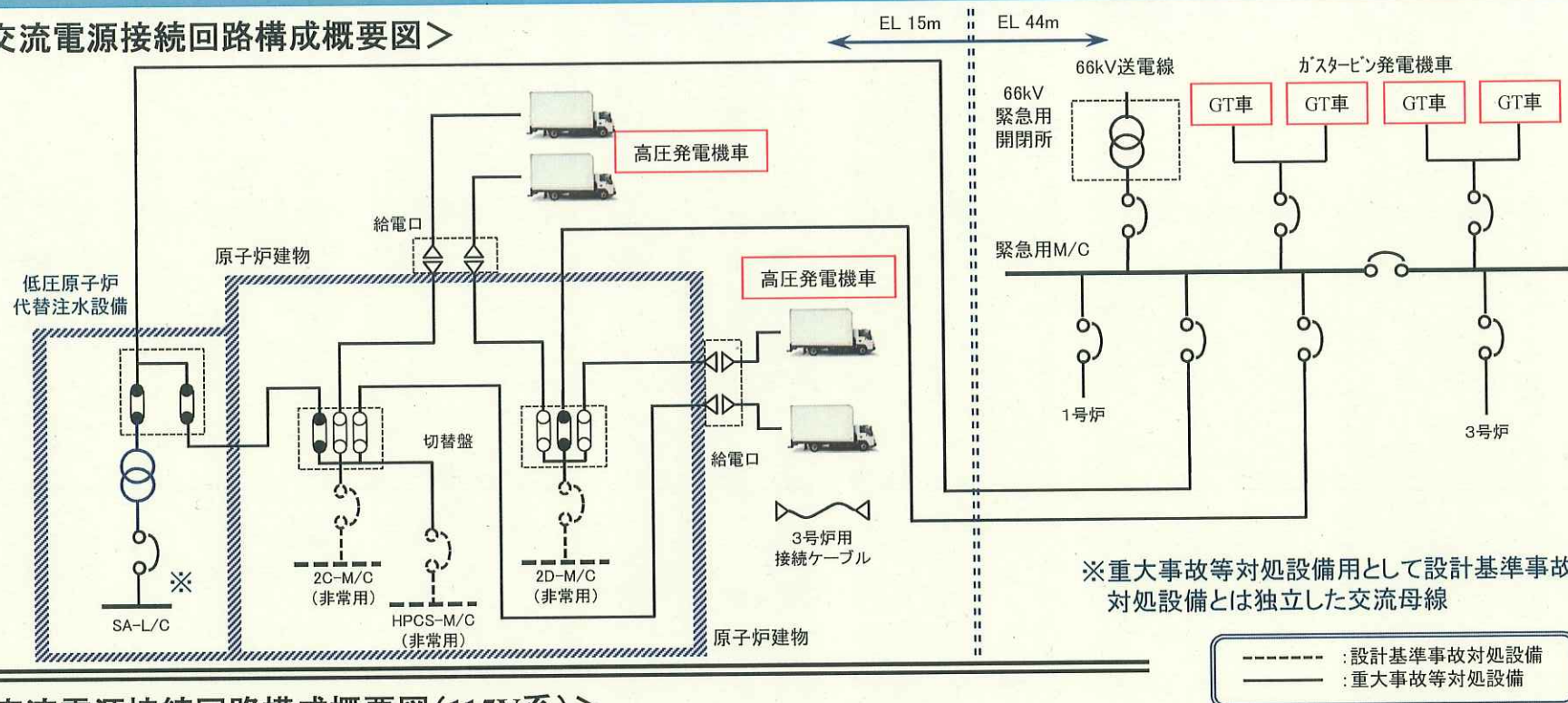


<ガスタービン発電機車>

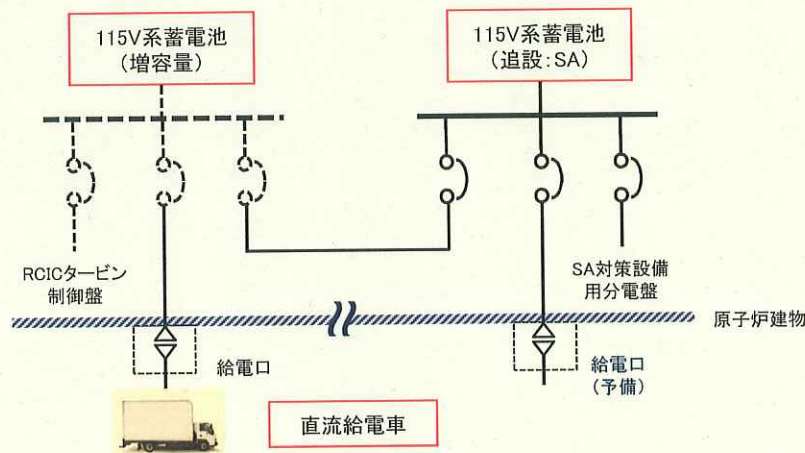


10.7 重大事故等対策(電源の供給手段の確保)

<交流電源接続回路構成概要図>

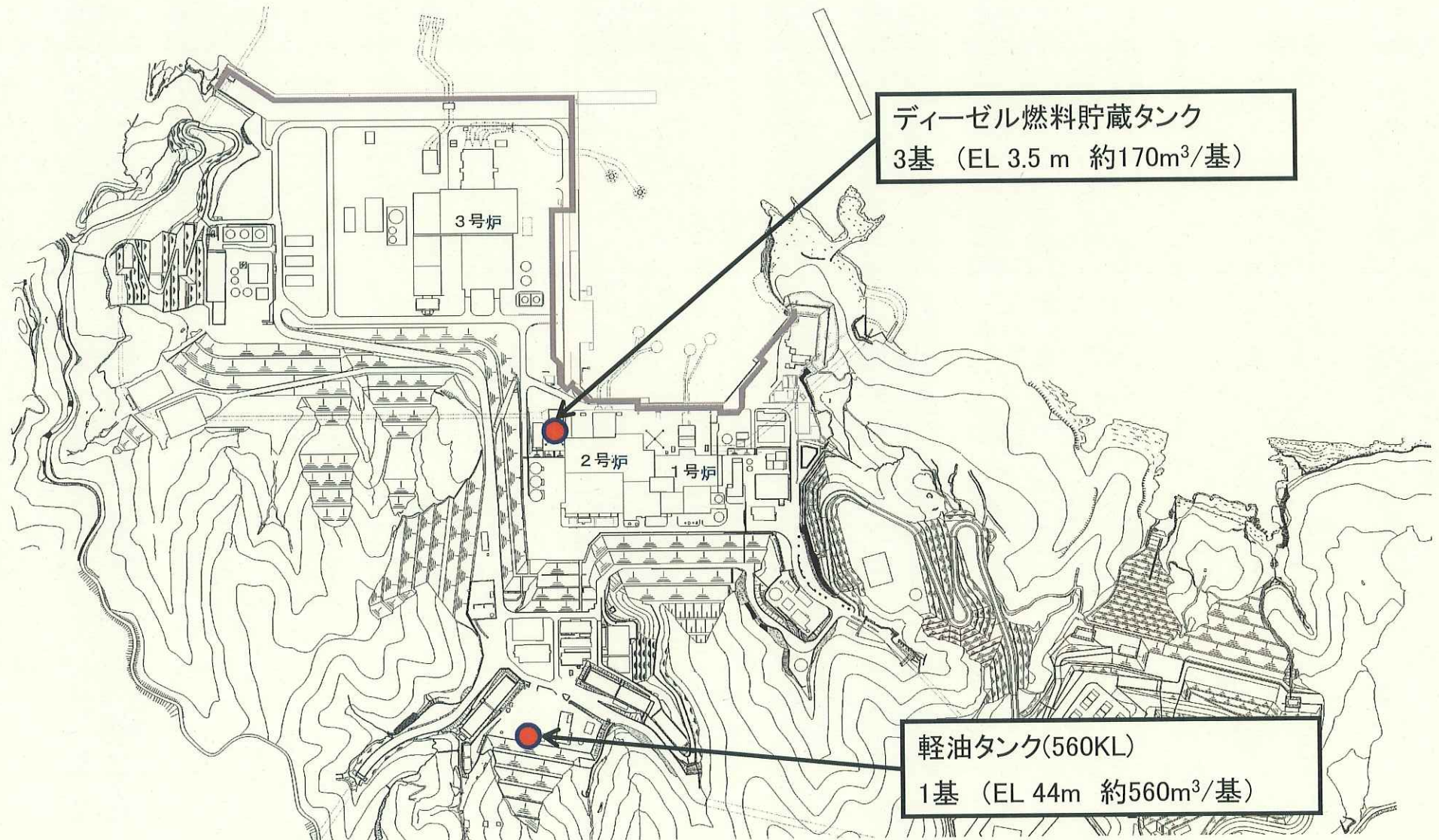


<直流電源接続回路構成概要図(115V系)>



10.8 重大事故等対策(電源の供給手段の確保)

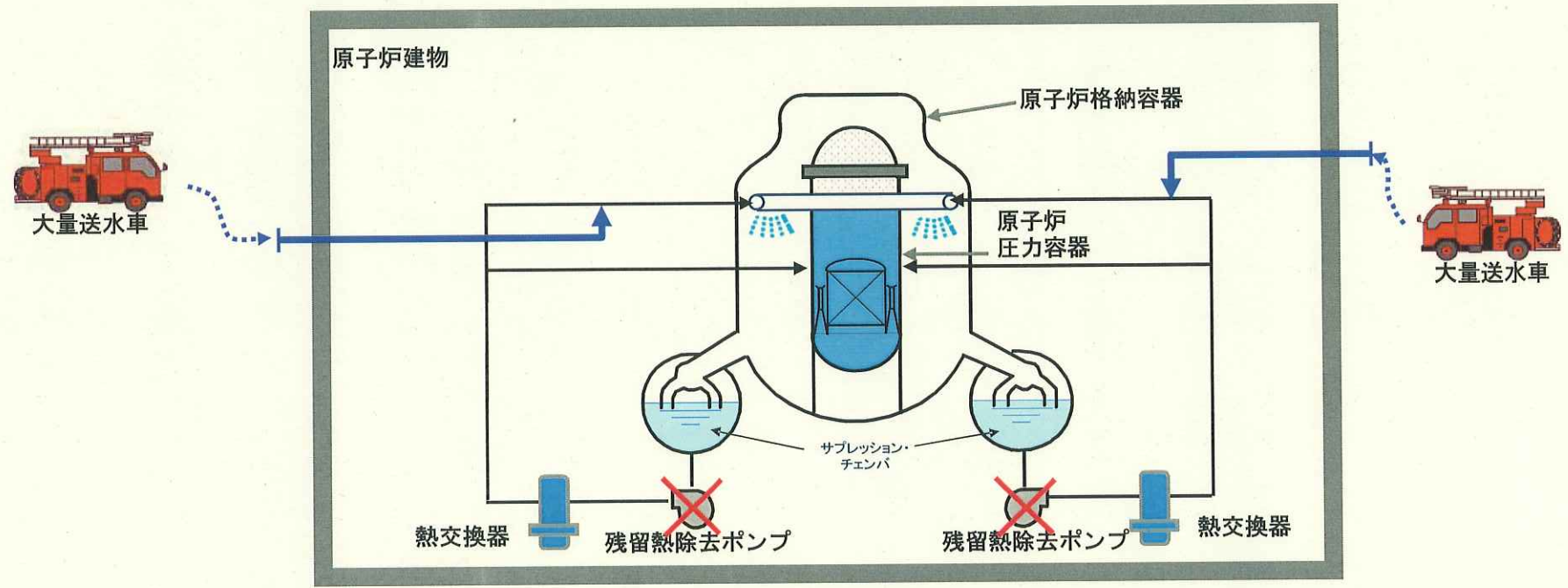
- 重大事故等対処設備である代替交流電源設備が、事故発生後7日間の事故収束対応を維持できる容量の燃料を敷地内に貯蔵。



10.9 重大事故等対策(格納容器内の冷却手段の確保)

- 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷およ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の濃度を低下させるために必要な対策を実施。
 - 格納容器代替スプレイ系
 - 残留熱除去ポンプが機能喪失している場合でも、大量送水車を用いることにより原子炉格納容器をスプレイ冷却する。可搬式注水設備(ペDESTAL代替注水系と兼用)は予備1台を含め、3台配備する。
 - 接続口は位置的分散を図る。

<格納容器代替スプレイ系 概要図>

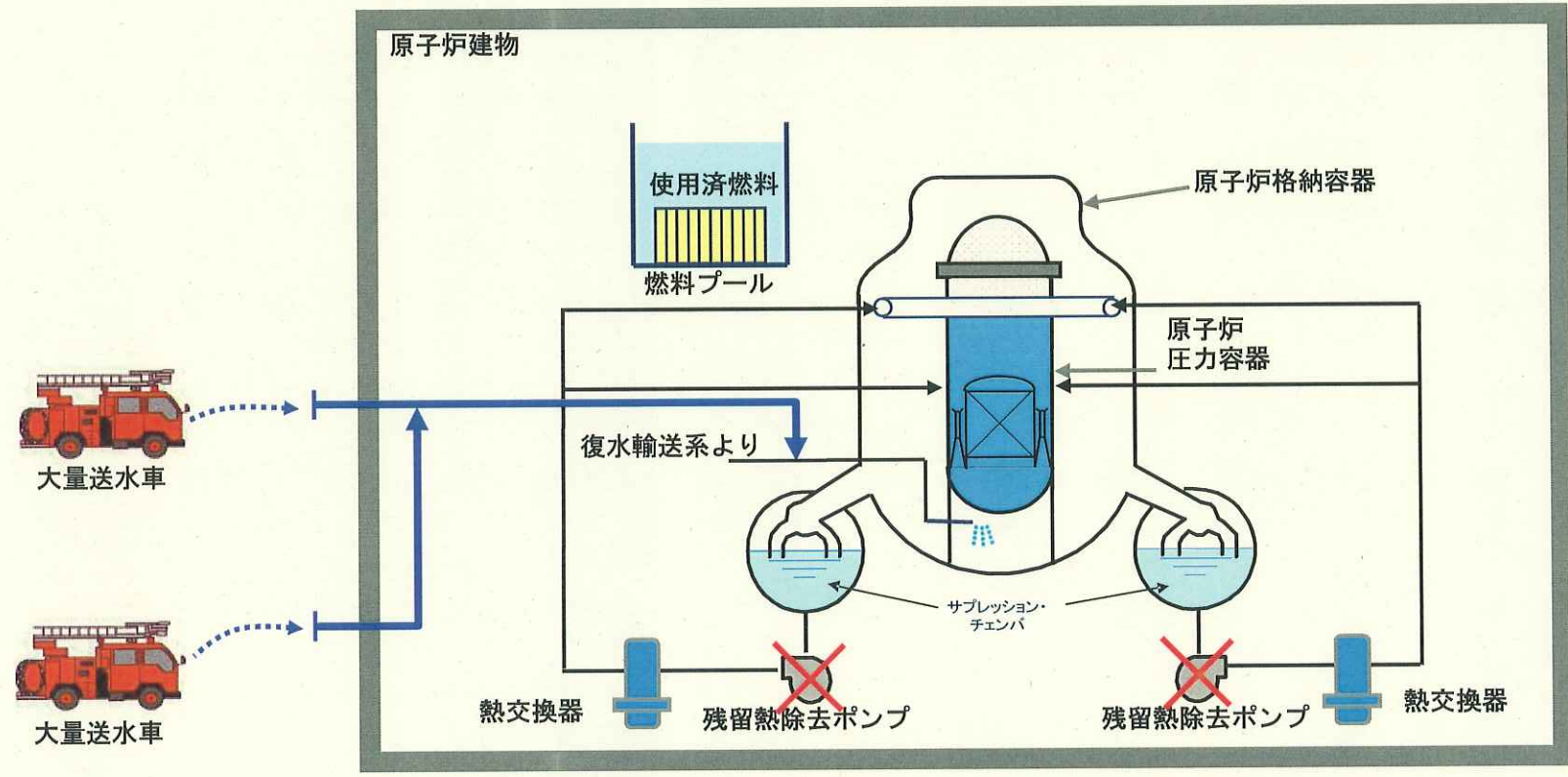


10. 10 重大事故等対策 (格納容器下部の溶融炉心の冷却手段の確保) 36

■ 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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な対策を実施。

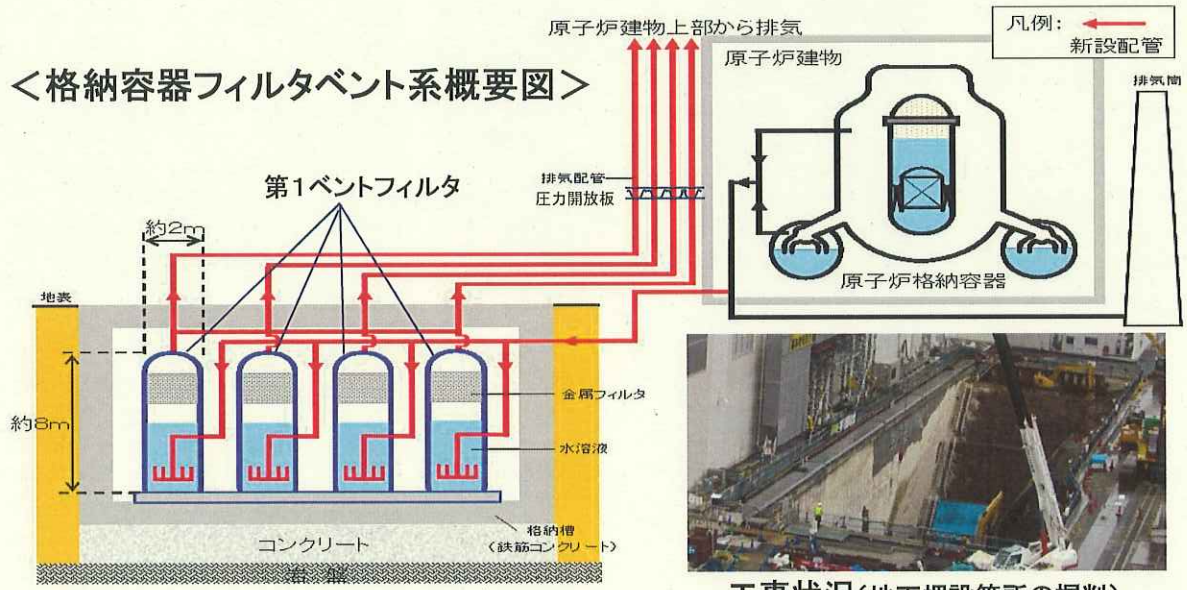
- ペDESTAL代替注水系
 - ・ 大量送水車を用いることにより原子炉格納容器下部へ注水する。
 - ・ 接続口は位置的分散を図る。

＜ペDESTAL代替注水系 概要図＞



10.11 重大事故等対策(格納容器破損の防止手段の確保)

- 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な対策を実施。
 - 格納容器圧力逃がし装置(格納容器フィルタベント系)
 - ・ 第1ベントフィルタ及び圧力開放板等で構成し、系統内は窒素ガス置換待機
 - ・ 十分な検証データに基づく多数の採用実績(海外)のあるフィルタを採用
 - ・ 除去効率99.9%以上により、Cs-137放出量の規定(100TBq以下)を十分満足
 - ・ 原子炉建物の隣に地下埋設方式にて設置(航空機衝突に配慮)
 - ・ 排出経路に、放射性物質濃度測定装置、水素測定装置を設置
 - ・ フィルタベント使用後のフィルタ内の廃液を排水できる設計
 - ・ 弁操作等、作業環境に配慮した設計
 - 更なる対策として、現状のフィルタで除去が難しいガス状放射性物質(希ガス・有機よう素)の発生抑制・除去について、検討を進めていく。



工事状況(地下埋設箇所の掘削)

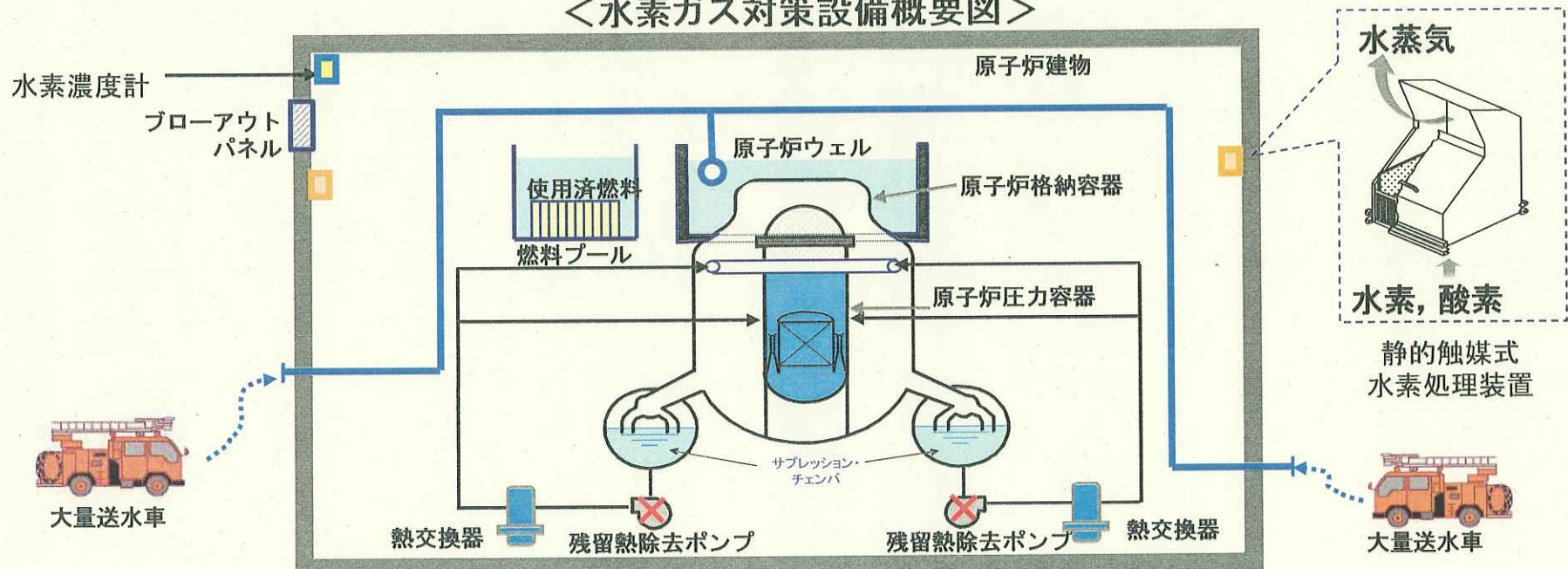
<第1ベントフィルタ 設備概要>

項目	設備仕様
種類	スクラバ及び金属フィルタ
最高使用圧力	0.853MPa
最高使用温度	200°C
除去効率	99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)
装置仕様	材質:SUS316L 直径2.2m×高さ8m×4台 (重量 約20ton/台)
機器クラス	重大事故等クラス2
耐震クラス	- (Ss機能維持)

10.12 重大事故等対策(水素爆発による原子炉建物の破損防止)

- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために必要な対策を実施。
 - 静的触媒式水素処理装置(18台設置)
 - ・ 触媒により水素ガスと酸素ガスを再結合させる静的触媒式水素処理装置を設置する。
 - ブローアウトパネル(既設)を手動で開放できる構造に改造する。
 - 原子炉ウェル代替注水系
 - ・ 格納容器頂部を冷却し過温破損を防止するとともに、水素漏えい量を低減させるために大量送水車を用いることにより原子炉ウェルに注水する。可搬式注水設備(燃料プールスプレイ系と兼用)は予備1台を含め3台配備する。接続口は位置的分散を図る。
 - 水素濃度計
 - ・ 原子炉棟内の水素濃度を把握し、早期に対応する目的から水素濃度計を設置する。

＜水素ガス対策設備概要図＞

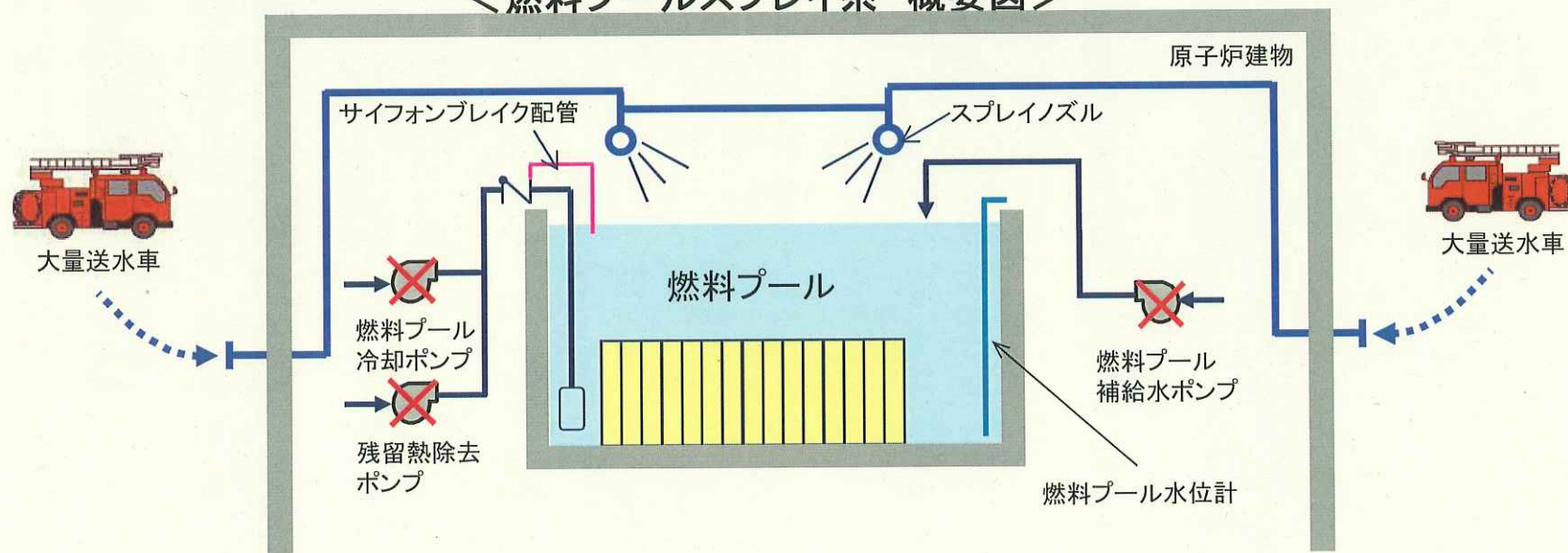


10.13 重大事故等対策(燃料プールの冷却等の手段の確保)

39

- 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は小規模な燃料プール水の漏えいが発生した場合において、燃料プール水位を維持するために必要な対策を実施。
 - 燃料プールスプレイ系の設置
 - ・ 大量送水車及びスプレイヘッド等で構成し、代替淡水又は海水を燃料プールへ注水する。接続口は位置的分散を図る。
 - 燃料プール冷却系逆止弁の開固着を想定しサイフォンブレイク配管の設置
- 大規模な燃料プール水の漏えい等により燃料プールの水位が維持できない場合において、燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、燃料プール内燃料体等の損傷時に可能な限り大気への放射性物質の放出を低減するため必要な対策を実施。
 - 燃料プールスプレイ系
 - ・ 燃料プールスプレイ系により燃料プール内燃料体等に直接スプレイを実施する。

<燃料プールスプレイ系 概要図>



10. 14 重大事故等対策(発電所外への放射性物質の拡散抑制)

40

■ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損, または燃料プール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をするため, 必要な対策を実施。

● 原子炉建物放水設備

- ・ 放水砲(2台)及び大型送水ポンプ車(1台)により構成
- ・ 放射性物質拡散抑制のため原子炉建物に放水できる設計
- ・ 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応(泡消火)できる設計

大型送水ポンプ車



放水砲

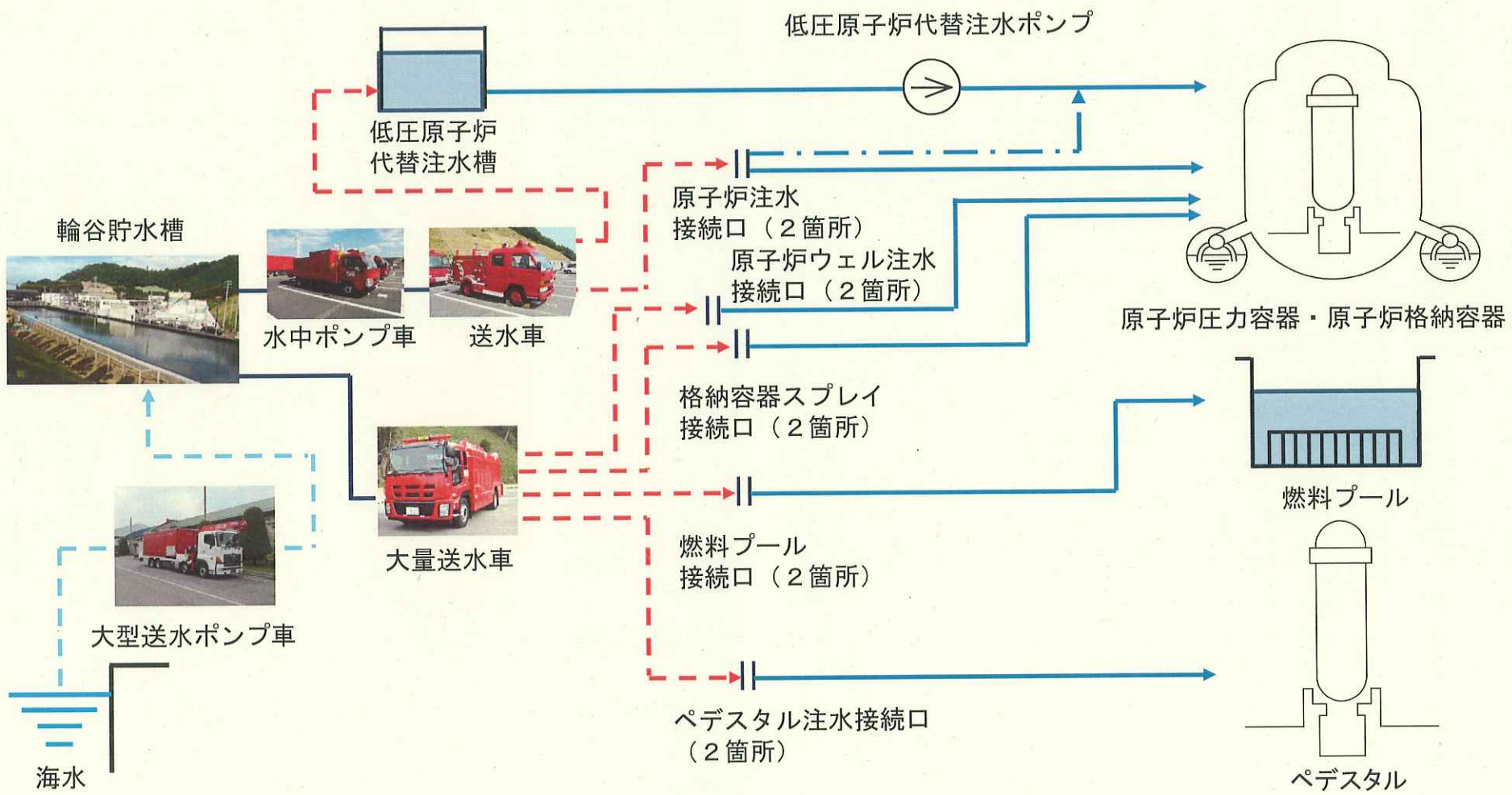


大容量泡放水砲システムによる放水訓練
(大阪・和歌山広域共同防災協議会)

海水

10. 15 重大事故等対策(重大事故時の収束に必要な水源の確保)

- 事故時に原子炉や燃料プールへ注水するための淡水を確保するため、輪谷貯水槽(5,000m³×3基)、低圧原子炉代替注水槽(1,300m³)を設置。送水車、水中ポンプ車、大量送水車の接続口は、それぞれ異なる複数の場所に設置。



10. 16 重大事故等対策(原子炉施設の状況把握・推定手段の整備)

- 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(最高計測可能温度等)を明確にする。
- 原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の原子炉施設の状態の推定手段を整備する。

＜事故時の主要パラメータと代替パラメータ＞

項目	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器本体温度計 等	原子炉圧力計 原子炉水位計
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力計	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計 等
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系流量計 高圧炉心スプレイ系流量計 等
原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系流量計 高圧炉心スプレイ系流量計 残留熱除去系流量計 低圧炉心スプレイ系流量計 低圧原子炉代替注水系流量計	原子炉水位計 等
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系流量計 格納容器代替スプレイ系流量計 ペDESTAL代替注水系流量計	残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 送水車流量計 ドライウェル圧力計 トーラス圧力計 等

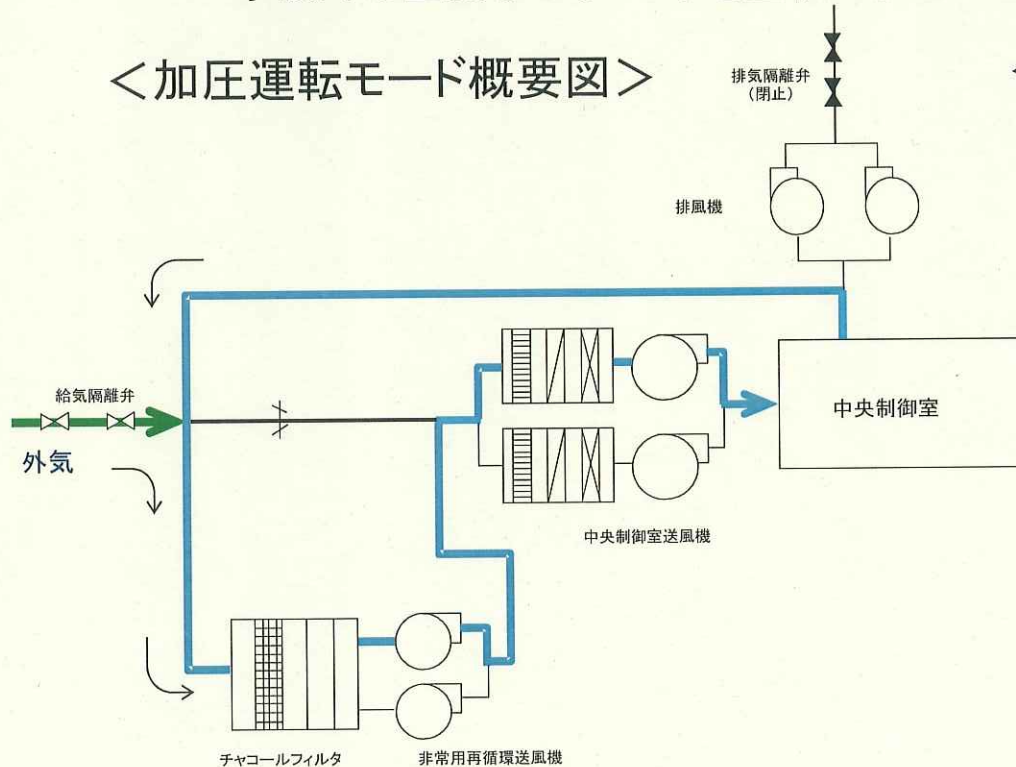
10.17 重大事故等対策(中央制御室)

■ 中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な対策を実施する。

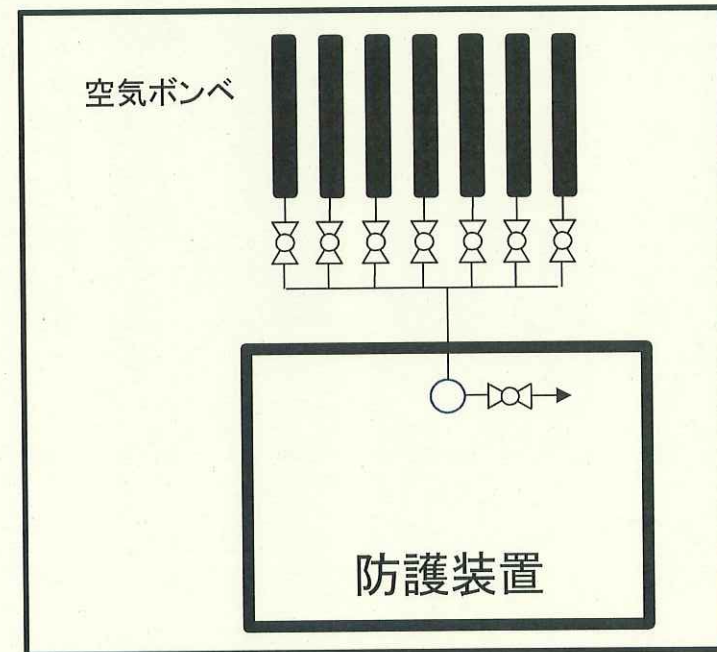
格納容器破損防止対策の有効性評価において、被ばくの観点から厳しい事象(大破断LOCA+ECCS機能喪失+全交流動力電源喪失)においても運転員がとどまることが可能な設計とする。

- 重大事故時には、中央制御室へのインリークを防止するため、加圧運転モードにより中央制御室内を正圧化する。
- 格納容器ベント実施時(プルーム通過時)には運転員は放射線防護装置へ移動する。
 - ・ 装置内は空気ポンベにより正圧化し、3名の運転員が3時間滞在可能とする。
 - ・ 事故時の主要なパラメータを監視可能とする。

＜加圧運転モード概要図＞



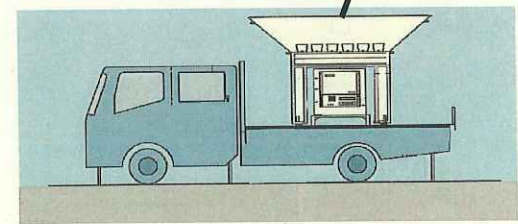
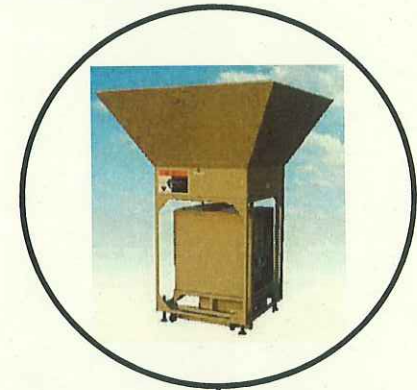
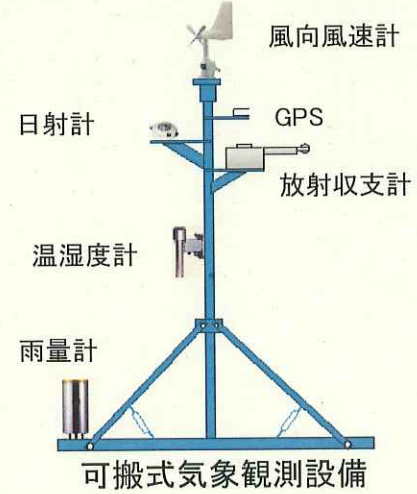
＜中央制御室用放射線防護装置の概要＞



10.18 重大事故等対策(監視測定設備)

■ 重大事故等が発生した場合、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、並びに気象条件を測定し、その結果を記録することができる以下の設備を配備。

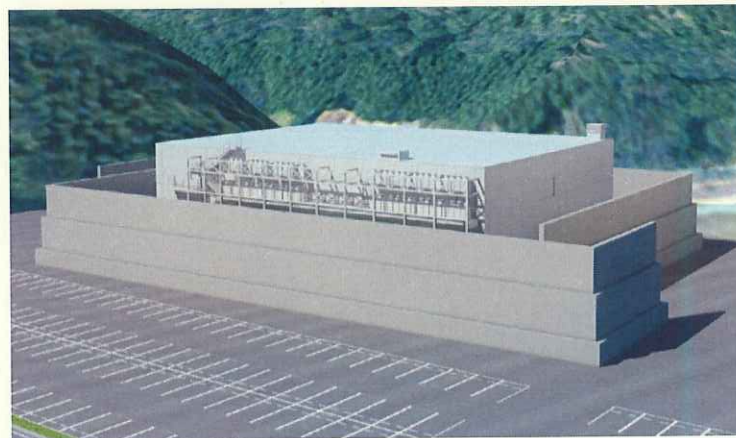
- 固定式周辺モニタリング設備
 - ・ モニタリング・ポスト:6基
(電源:専用の無停電電源装置及び非常用発電機, 伝送:有線・無線)
- 移動式周辺モニタリング設備
 - ・ 可搬式モニタリング・ポスト:6台
(電源:外部バッテリー1週間持続, 伝送:携帯電話回線又は衛星回線)
 - ・ 放射能観測車:1台(γ線サーベイメータ, ダストサンプラ, 風向風速計, 無線通話装置等を搭載)
- 気象観測設備
風向風速計:2台, 日射計, 放射収支計, 温度計, 湿度計, 雨量計:各1台
- 代替気象観測設備
可搬式気象観測設備(風向風速計, 日射計, 放射収支計, 温度計, 湿度計, 雨量計)



可搬式気象観測設備(ドップラーソーダ)

10.19 重大事故等対策(緊急時対策所)

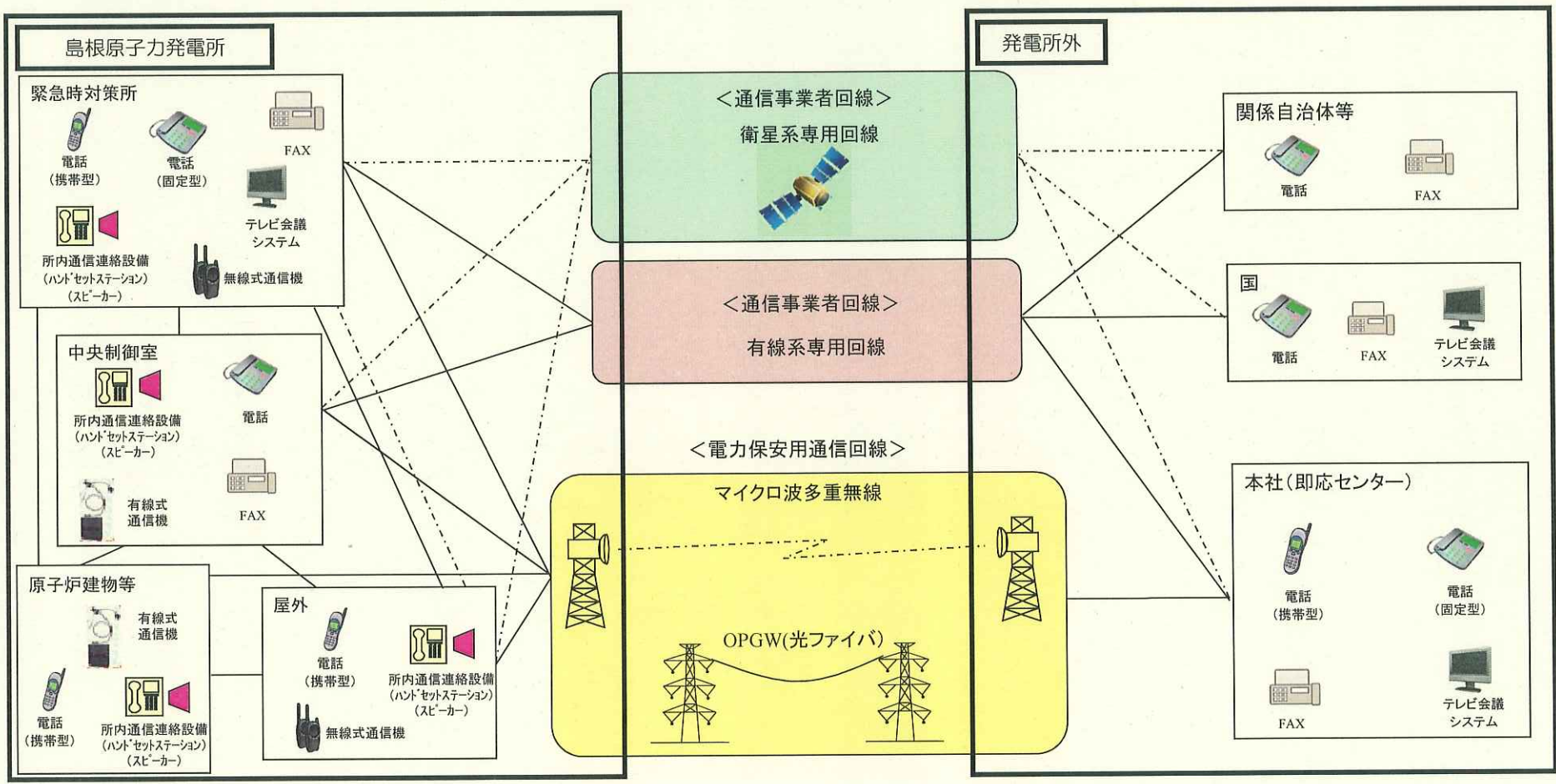
- 免震機能を備えた緊急時対策所を設置する。
- 緊急時対策所は、基準地震動 S_s に対して機能を維持する。
- 2号炉から直線距離で約400m離れた、津波による浸水影響を受けない高台(EL 50m)に設置する。
- 重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、以下を実施する。
 - 適切な換気設計及び遮蔽設計により、緊急時対策要員がとどまることを可能とする。
(福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出に対して、実効線量が7日間で100mSvを超えない設計)
 - プラントデータ表示装置を設置する。
 - 発電所内外の関係箇所と通信連絡するための設備を設置する。
 - 外部電源が喪失した場合においても、給電可能な専用電源を設置する。
 - 緊急時対策所への汚染の持込を防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する。
- 収容人数約300名が、発電所外からの支援なしで、事故発生後7日間滞在することが可能な食料・資機材等を備蓄する。



免震重要棟(緊急時対策所)イメージ

10. 20 重大事故等対策(通信設備)

- 重大事故等が発生した場合の発電所内の通信連絡設備として、中央制御室及び緊急時対策所等に所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，無線通信設備，有線式通信機及び衛星電話設備を設置し，所内必要箇所との多様性を持った通信手段を確保。
- 重大事故等が発生した場合の発電所外の通信連絡設備として，専用電話設備，電力保安通信用電話設備，統合原子力防災ネットワーク専用連絡設備及び局線加入電話設備を設置し，所外必要箇所との多様性を持った通信手段を確保。



11. 重大事故等又は大規模損壊に対処するための技術的能力

- 重大事故等が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模損壊が発生した場合における必要な体制、手順等を整備するとともに、緊急時対応要員に対する教育・訓練を継続的に実施し、対応能力の維持・向上に努める。

緊急時体制の整備

- 対応体制
 - ・重大事故等が発生した場合は、発電所に緊急時対策本部、本社に緊急時対策総本部を設置する。
 - ・プラントメーカーや協力会社と非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書を締結しており、協力企業を含め発電所の支援を行う体制を整備している。
 - ・平成25年7月から島根1号炉と2号炉で別の原子炉主任技術者を選任し、原子炉毎に、応急措置等の監督や対策本部長への指示・助言を行うこととした。

● 発電所構内常駐体制の整備

- ・夜間・休日に重大事故等が発生した場合においても速やかに初動対応が行えるよう、必要な対応要員を発電所構内に24時間体制で常駐させる。

班名	作業内容	要員数
情報班・広報班	通報・連絡	4名
復旧班	指示者	1名
復旧班(電源確保, 代替熱交)	高圧発電機車による給電(移動式代替熱交換器車へ給電)	3名
復旧班(燃料確保)	燃料確保(抜き取り, 燃料補給)	4名
復旧班(給水確保, 代替熱交)	送水車による給水確保(大型送水ポンプ車による代替送水)	12名
復旧班(アクセスルート)	ホイールローダによるがれき撤去	2名
放射線管理班	被ばく管理, 汚染管理	3名
消火班	初期消火活動	6名
プラント監視班	プラント監視・操作	7名
合計		42名

重大事故等又は大規模損壊時の手順等の整備

- 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順
- 原子炉隔離時冷却系のSBO時運転手順
- 代替注水ポンプの運転手順
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順(代替熱交換器)
- 原子炉格納容器内の冷却等のための手順
- フィルタベントによる過圧破損を防止するための手順
- 放射性物質の拡散抑制するための手順(放水砲)
- 重大事故等の収束に必要な水の供給手順
- 電源の確保に関する手順 など 整備中

教育・訓練の継続的な実施

- 緊急時対応訓練を平成23年4月から実施

訓練回数 (H25は12月末現在)

参加人数

	H23	H24	H25	合計	参加人数	H24下期	H25上期
総合	4回	2回	1回	7回	総合	295名	202名
要素	59回	63回	48回	170回	要素	341名	160名

● 要素訓練内容

- ・ 原子炉及び燃料プールへの消防車による代替注水訓練
- ・ 全交流電源喪失時のシミュレータ訓練
- ・ 全交流電源喪失時の構内受電訓練
- ・ 水素爆発防止のための原子炉建物水素放出訓練
- ・ 原子炉補機海水ポンプ用電動機取替訓練
- ・ がれき撤去(ホイールローダ他)訓練 他

● 訓練実施状況



代替注水訓練



構内受電訓練



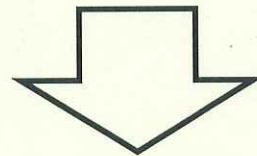
原子炉建物水素放出訓練

12. 重大事故等対策の有効性評価 (1/5)

- 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)。

＜今回実施したPRA＞

- 出力運転時内部事象レベル1/レベル1.5
- 地震レベル1, 津波レベル1
- 停止時レベル1



「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。

12. 重大事故等対策の有効性評価 (2/5)

■ PRA結果から得られるプラントの特徴

PRA	PRA結果	プラントの特徴	主な重大事故等対策
内部事象 レベル1	炉心損傷頻度: 6.0E-06(／炉年)	崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒除熱手段(残留熱除去系を用いた除熱)の喪失による炉心損傷リスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉冷却 ・格納容器フィルタベント系による除熱 ・原子炉補機代替冷却系による除熱
地震 レベル1	炉心損傷頻度: 1.3E-06(／炉年)	全交流動力電源喪失の割合が大きい ⇒地震による外部電源喪失の発生後, 非常用ディーゼル発電機のサポート機能(原子炉補機冷却系など)の喪失による炉心損傷リスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機による電源供給 ・低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉冷却 ・格納容器フィルタベント系による除熱
津波 レベル1	炉心損傷頻度: 5.0E-07(／炉年)	広範な緩和設備の機能喪失により直接炉心損傷に至る事象の割合が大きい ⇒防波壁及び防水壁の設置, 止水処理等により, 津波による補機冷却系喪失の発生後, 崩壊熱除去機能喪失等に至る炉心損傷リスクが低減	(直接炉心損傷に至る事象への対策については, 緩和機能の同定が困難であるが, 抽出される事故シーケンスグループは内部事象に含まれることから, 対策については内部事象レベル1PRAと同様)
内部事象 レベル1.5	格納容器破損頻度: 5.9E-06(／炉年)	格納容器過圧・過温破損の割合が大きい (内部事象レベル1PRAにおける崩壊熱除去機能喪失(格納容器先行破損)による炉心損傷モードに相当)	(対策については, 内部事象レベル1PRAと同様)
停止時 レベル1	燃料損傷頻度: 6.0E-06(／定期検査)	全交流動力電源喪失の割合が大きい ⇒外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の喪失による炉心損傷リスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機による電源供給 ・低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉への注水 ・原子炉補機代替冷却系による除熱

12. 重大事故等対策の有効性評価 (3/5)

■ 他号機のプラント状態に関する前提条件

1号炉: 停止中(燃料プールに全燃料取り出し)

3号炉: 新燃料保管中

事故シーケンスグループ		解析コード	重要事故シーケンス	重大事故等対策	評価結果の概要	
炉心損傷防止対策の有効性評価結果	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・低圧原子炉代替注水系(常設) ・常設代替交流電源設備 ・格納容器フィルタベント系	・炉心は一時的に露出するが再冠水し、継続して冷却することが可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持※1	
	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失+高圧注水失敗+減圧失敗	・代替自動減圧機能	・炉心は一時的に露出するが再冠水し、継続して冷却することが可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持	
	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失	・低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備 ・原子炉補機代替冷却系	・炉心は露出することなく冷却が可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持※1	
	崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失+取水機能喪失(全交流動力電源喪失)	・常設代替交流電源設備 ・原子炉補機代替冷却系	・炉心は露出することなく冷却が可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持
		残留熱除去系故障	SAFER MAAP	給水流量の全喪失+残留熱除去系故障	・低圧原子炉代替注水系(常設) ・常設代替交流電源設備 ・格納容器フィルタベント系	・炉心は露出することなく冷却が可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持※1
	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	主蒸気隔離弁誤閉止+スクラム失敗	・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・代替制御棒挿入機能※2 ・ほう酸水注入系	・燃料は沸騰遷移するがリウエットし、炉心を継続して冷却することが可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持	
	LOCA時注水機能喪失	SAFER MAAP	中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・低圧原子炉代替注水系(常設) ・常設代替交流電源設備 ・格納容器フィルタベント系	・炉心は一時的に露出するが再冠水し、継続して冷却することが可能 ・圧力容器、格納容器は健全性を維持※1	
	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	SAFER	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された配管の破断	—	・炉心は露出することなく冷却が可能	

※1: ベント時に周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない
 ※2: 作動しないものと仮定

12. 重大事故等対策の有効性評価 (4/5)

格納容器破損モード	解析コード	重要事故シーケンス	重大事故等対策	評価結果の概要	
格納容器破損防止対策の有効性評価結果	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP	大破断LOCA+ECCS注水失敗+全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水系(常設) ・常設代替交流電源設備 ・格納容器フィルタベント系 ・格納容器代替スプレイ注水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器の限界圧力を下回る。限界温度は僅かに超えるが短時間であり、格納容器は健全性を維持 ・Cs-137の総放出量は100TBqを十分下回る
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	高圧注水失敗+減圧失敗+低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧機能※ 	圧力容器の破損までに原子炉圧力は2.0MPa [gage]以下に減圧可能
	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP	高圧注水失敗+低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL代替注水系※ 	溶融炉心が格納容器下部に落下した際の格納容器圧力上昇は、格納容器の健全性に影響を与えない
	水素燃焼	MAAP	大破断LOCA+ECCS注水失敗+全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水系(常設) ・常設代替交流電源設備 ・格納容器フィルタベント系 ・格納容器代替スプレイ注水系 	水素の爆轟は発生せず、また、可燃性ガスの燃焼が生じることはない
	格納容器直接接触(シェルアタック)	—	—	—	構造上発生しない
	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	高圧注水失敗+低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ペDESTAL代替注水系※ 	溶融炉心によるコンクリート侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない

※: 圧力容器破損に至る事象を仮定するため、重大事故等対策である低圧原子炉代替注水系(常設)等の注水を実施しない

12. 重大事故等対策の有効性評価 (5/5)

事故シーケンスグループ		解析コード	重要事故シーケンス	重大事故等対策	評価結果の概要
果 策 の 有 効 性 評 価 結 果 の 有 効 性 評 価 結 果	想定事故1	—	燃料プール冷却系, 残留熱除去系等の故障	・燃料プールのスプレイ系	放射線の遮蔽が維持される水位の維持が可能
	想定事故2	—	燃料プール冷却系の配管又は燃料プール冷却系に接続する残留熱除去系配管の逆止弁全開固着及び全周破断	・燃料プールのスプレイ系 ・サイフォンブレイク配管	放射線の遮蔽が維持される水位の維持が可能
防 止 対 策 の 有 効 性 評 価	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	—	残留熱除去系の故障	—	放射線の遮蔽及び燃料の冠水維持が可能
	全交流動力電源喪失	—	全交流動力電源喪失	・常設代替交流電源設備 ・原子炉補機代替冷却系	放射線の遮蔽及び燃料の冠水維持が可能
	原子炉冷却材の流出	—	残留熱除去系の系統切換え時の冷却材流出	—	放射線の遮蔽及び燃料の冠水維持が可能
	反応度の誤投入	APEX SCAT	制御棒の誤引抜	—	一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界に至るが, 燃料の健全性に影響を与えることはなく, スクラム後は未臨界が確保される

13. 工事計画認可申請の概要

新規制基準の規定による工事の計画の認可を受けるため、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（実用炉規則）」に基づき、重大事故等対処設備や火災防護設備、浸水防護施設について、仕様の設定根拠や耐震性・強度評価等の詳細設計を申請している。

主な項目		申請書記載内容
重大事故等 対処設備	ポンプ ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・大量送水車 等	・ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する説明書、図面 等
	主配管 ・燃料プールスプレイ系 ・低圧原子炉代替注水系 ・格納容器代替スプレイ系 等	・主配管の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する説明書、図面 等
	圧力逃がし装置 ・第1ベントフィルタ	・フィルターの種類、効率、主要寸法、個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する説明書、図面 等
	非常用電源設備 ・ガスタービン発電機車 ・高圧発電機車 等	・発電機の名称、種類、容量、主要寸法、力率、電圧、相、周波数、回転速度、結線法、冷却方法、個数及び取り付け箇所 等 ・設定根拠に関する説明書、耐震性・強度に関する説明書、図面 等
火災防護設備		・火災区域構造物及び火災区画構造物の名称、種類、主要寸法及び材料 等 ・設定根拠に関する説明書、図面 等
浸水防護施設		・外郭浸水防護設備の名称、種類、主要寸法及び材料 等 ・耐震性・強度に関する説明書、図面 等

※ 既設設備の耐震性に関する説明書については、評価結果の取り纏めに時間を要することから、取り纏めが完了次第申請する。

14. 保安規定変更認可申請の概要

	実用炉規則の改正内容	保安規定の改正内容
運 転 管 理	(第92条第1項第9号 発電用原子炉施設 の運転) 重大事故等対処設備について運転上の制 限等を設定すること	重大事故等対処設備の設置, 対策の 有効性評価を踏まえ, 運転上の制限及 び要求される措置等を新規に設定
・ 保 全 体 制	(第92条第1項第20,21,22,23号 保全のた めの活動を行う体制の整備) 火災発生時, 内部溢水発生時, 重大事故 等発生時, 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 う体制を整備すること	島根2号炉を対象とした火災発生時, 内部溢水発生時, 重大事故等発生時, 大規模損壊発生時における対応体制を 整備
保 安 管 理 体 制	(第95条 発電用原子炉主任技術者の選 任等) 発電用原子炉主任技術者の選任は, 発電 用原子炉ごとに行う	発電用原子炉主任技術者を発電用原 子炉ごとに選任

〔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	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	48, 49	14	保安 規定 関連	組織・体制	47, 54
2		有効性評価(炉心損傷防止)	50	15		教育・訓練	47
3		有効性評価(格納容器破損防止)	51	16		LCO/AOT	54
4		有効性評価(SFP, 停止中)	52	17		重大事故対策の手順書 (大規模損壊を含む)	47
5		解析コード	50, 51, 52				
6		制御室	43	18	敷地内の破砕帯		7
	緊急時対策所	45	19	地震動	敷地及び敷地周辺の地下構造	8	
7	内部溢水	20, 21, 22, 23	20		震源を特定して策定する地震動	6, 8, 9	
			21		震源を特定せず策定する地震動	8, 9	
8	内部火災	24, 25	22		基準地震動	8, 9	
9	外部火災	16, 19	23		耐震設計方針	11	
10	竜巻(影響評価・対策)	16, 17	24	津波	基準津波	13, 14	
11	火山(対策)	16, 18	25		耐津波設計方針	15	
12	工事 計画 関連	耐震耐津波	11, 15	26	地盤・斜面の安定性		10
13		重大事故対策機器・設備の評価	53	27	火山影響評価		16, 18