

志賀原子力発電所2号機
新規制基準への適合性に係る
申請の概要について

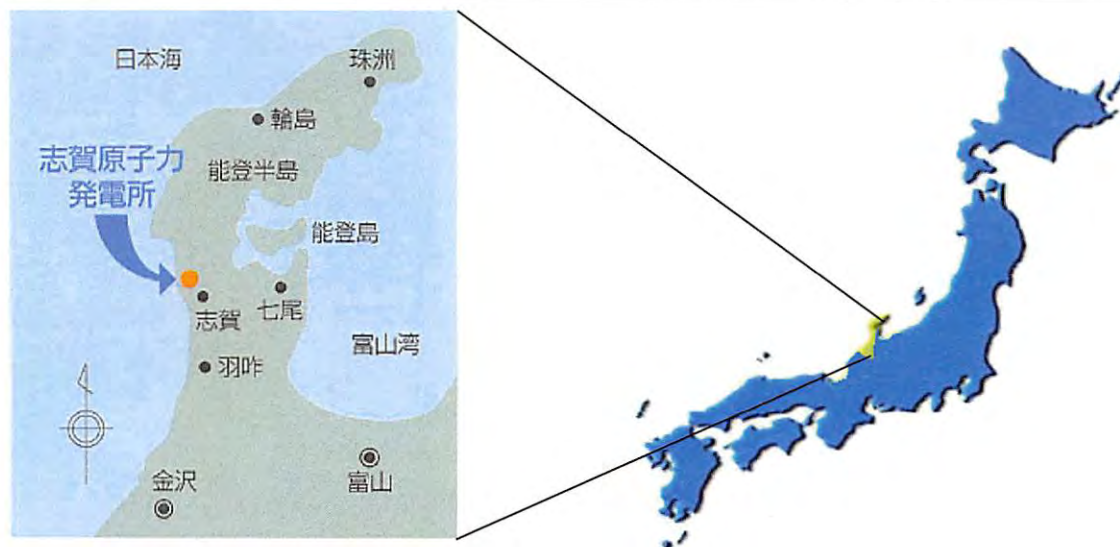
平成26年8月26日

 北陸電力株式会社

1. 志賀原子力発電所の概要	3
2. 新規制基準への適合性に係る申請の概要	7
3. 原子炉設置変更許可申請の概要	
3. 1 地盤	8
3. 2 地震	10
3. 3 津波	12
3. 4 外部からの衝撃による損傷の防止	15
3. 5 火災防護	18
3. 6 内部溢水	20
3. 7 外部からの受電システムの強化	21
3. 8 確率論的リスク評価(PRA)	22
3. 9 評価対象事故シーケンス	23
3. 10 重大事故等対策	25
3. 11 重大事故等対策の有効性評価	45
4. 工事計画認可申請の概要	48
5. 保安規定変更認可申請の概要	49
(補足) 主要な審査項目(27項目)の記載箇所	51

1. (1) 志賀原子力発電所の位置

- 志賀原子力発電所は、石川県羽咋郡志賀町に立地し、敷地全体の広さは約160万 m^2 である
- 敷地は志賀町中央部の西海岸に位置し、日本海に面している
- 敷地周辺はなだらかな丘陵地となっている



1号機 BWR-5
定格電気出力:540MW

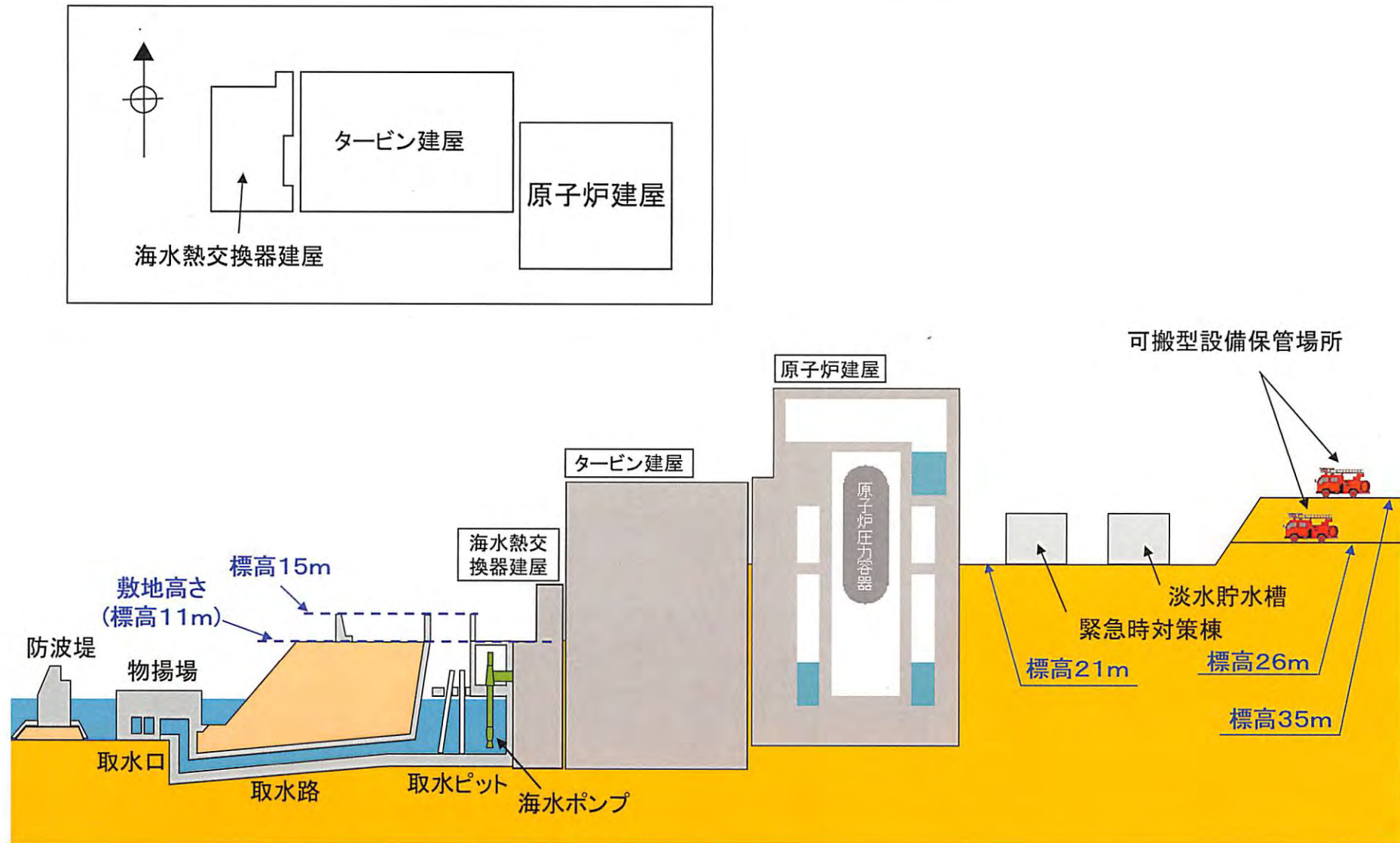
2号機 ABWR
定格電気出力:1358MW



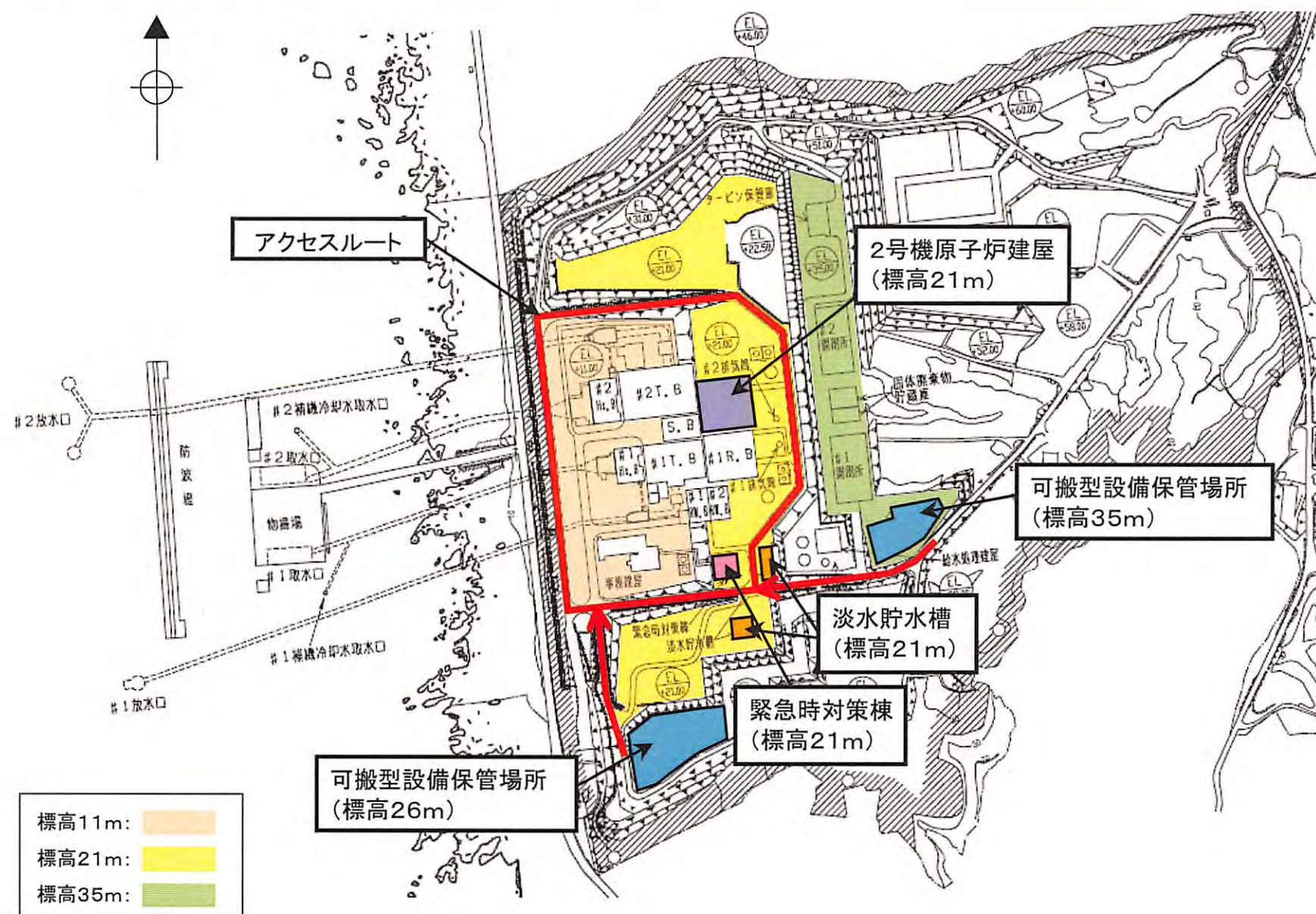
1. (2) 志賀原子力発電所2号機の設備・機器等の仕様

原子炉型式	改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)	
定格熱出力	3,926MW	
燃料集合体数	872体	
制御棒本数	205本	
制御棒駆動系	個 数 : 205個(制御棒駆動機構) : 103個(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11m ³ /h(1台当たり)
高圧炉心注水系	ポンプ台数 : 2台	ポンプ容量 : 約180m ³ /h～ 約730m ³ /h(1台当たり)
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 : 約190m ³ /h
自動減圧系	弁 個 数 : 8個	弁 容 量 : 約380t/h(1個当たり) (原子炉圧力7.92MPa[gage]において)
低圧注水系	ポンプ台数 : 3台	ポンプ容量 : 約950m ³ /h(1台当たり)
原子炉圧力容器	全高(内のり)	約21m
	胴 内 径	約7.1m
原子炉格納容器	形 式	圧力抑制形 (鋼製ライナ内張鉄筋コンクリート造)
	内 高	約36m
	内 径	約29m
非常用ディーゼル発電機	台 数 : 3台	
使用済燃料貯蔵能力	全炉心燃料の約430%相当分	

1. (3) 志賀原子力発電所の断面概要図



1. (4) 志賀原子力発電所の平面概要図



2. 新規制基準への適合性に係る申請の概要

● 原子炉設置変更許可申請の主な内容

- 地盤, 地震動, 津波, 火山等の評価
- 重大事故等対処施設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: 常設代替低圧ポンプ, 可搬型海水ポンプ等)
- 重大事故等対策の有効性評価(炉心損傷防止, 原子炉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
 - ✓ 機器の詳細仕様, 根拠
 - ✓ 系統図, 構造図, 配置図
 - ✓ 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について規定
- 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体制の整備

3. 1(1) 敷地周辺の活断層評価

●敷地への影響が大きい活断層を選定

【活断層の評価方法】

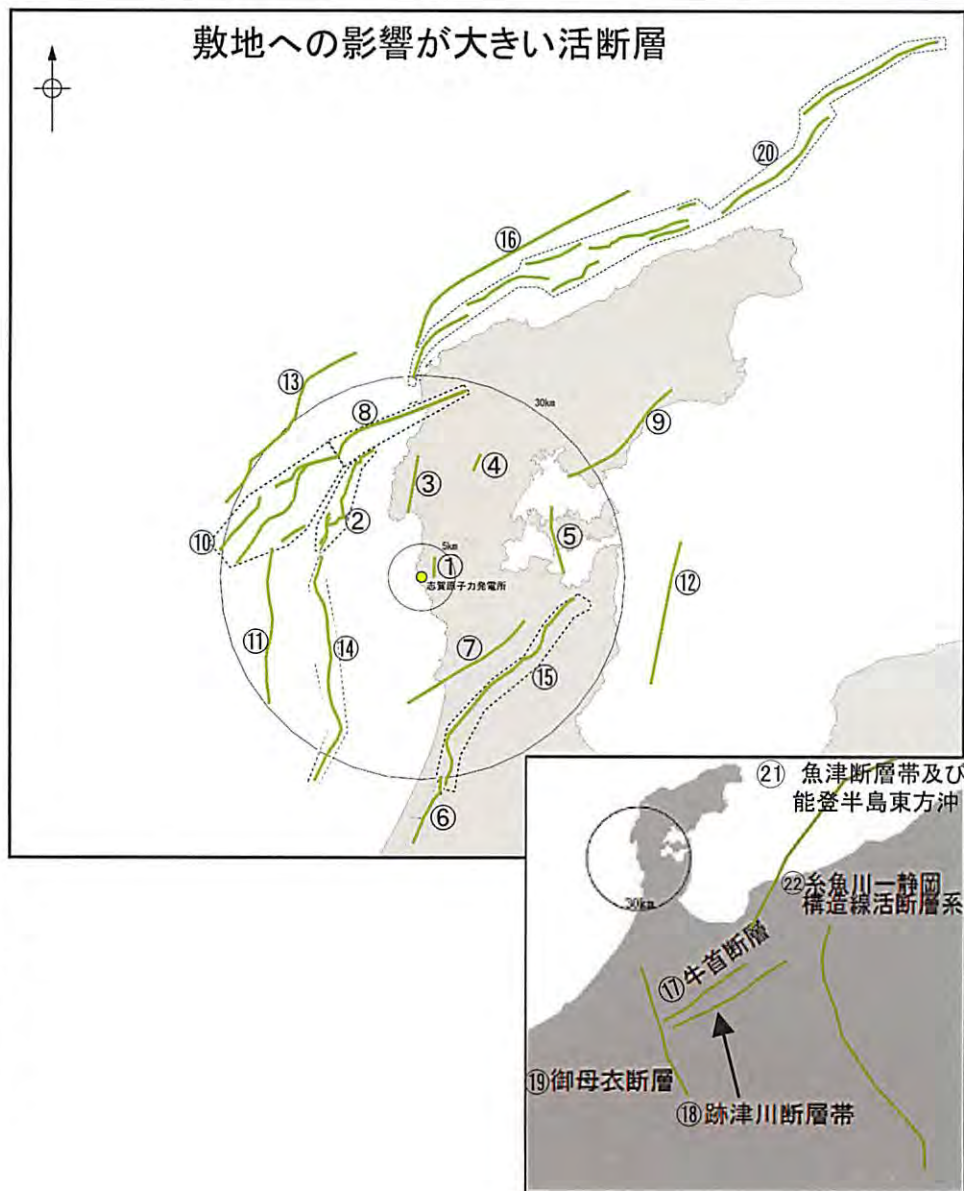
- ・活断層は、後期更新世以降(約12万～13万年前以降)の活動が否定できない断層等とする



No.	活断層の名称	No.	活断層の名称
①	福浦断層	⑫	富山湾西側海域断層
②	海士岬沖断層帯	⑬	前ノ瀬東方断層帯
③	酒見断層	⑭	羽咋沖東撓曲
④	富来川断層	⑮	邑知潟南縁断層帯
⑤	能登島半の浦断層帯	⑯	猿山岬北方沖断層
⑥	坪山ー八野断層	⑰	牛首断層
⑦	眉丈山第2断層	⑱	跡津川断層帯
⑧	笹波沖断層帯(東部)	⑲	御母衣断層
⑨	能都断層帯	⑳	能登半島北部沿岸域断層帯
⑩	笹波沖断層帯(西部)	㉑	糸魚川ー静岡構造線活断層系
⑪	羽咋沖西撓曲	㉒	糸魚川ー静岡構造線活断層系

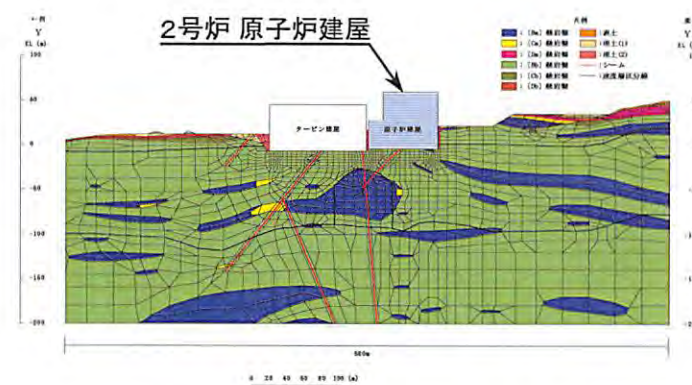
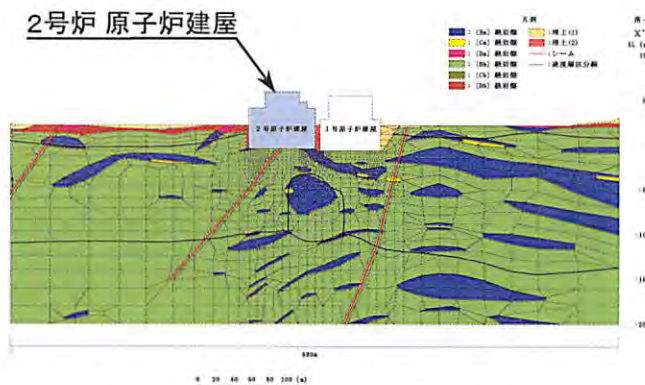
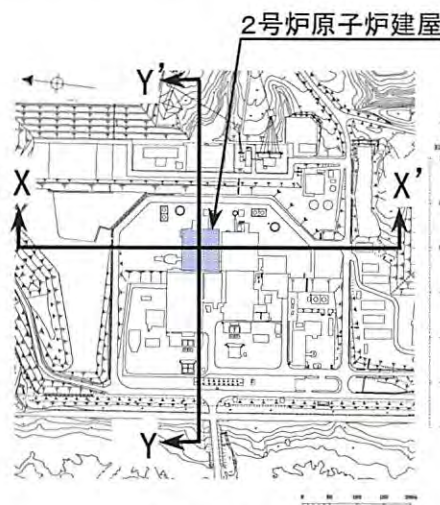
- 敷地内シームについては、いずれも将来活動する可能性のある断層等ではないと評価

敷地への影響が大きい活断層



3. 1(2) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性

- 耐震安全上重要な機器・配管を内包する2号原子炉建屋の基礎地盤について、基準地震動 S_s 等による地震力に対して、以下のとおり十分な安全性を有することを確認
 - ・原子炉建屋基礎地盤のすべり安全率は評価基準値(1.5)を上回ると評価
(S_s -1に対する安全率:4.6[X-X'断面], 4.5[Y-Y'断面])
 - ・原子炉建屋基礎地盤(極限支持力 13.7N/mm^2 以上)が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すると評価(S_s -1に対する最大接地圧: 1.87N/mm^2 [X-X'断面], 1.66N/mm^2 [Y-Y'断面])
 - ・基礎底面の傾斜が許容値(目安:1/2,000以下)を超えないと評価
 - ・対象施設は十分な支持性能を有する地盤に直接支持されており、周辺地盤の変状による影響はない
 - ・地殻変動による原子炉建屋の傾斜(1/5,300)が小さいことから、基礎地盤の変形の影響はない
- 耐震安全上重要な施設の周辺には、地震の発生によって安全機能に重大な影響を及ぼすおそれのある斜面は存在しない

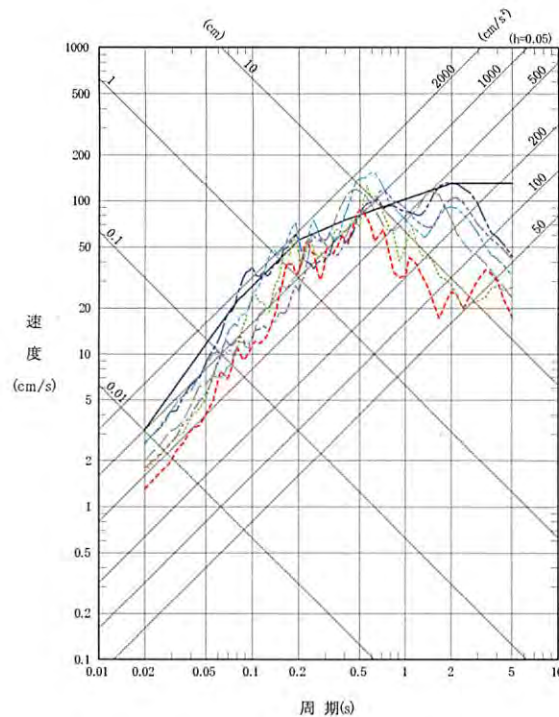
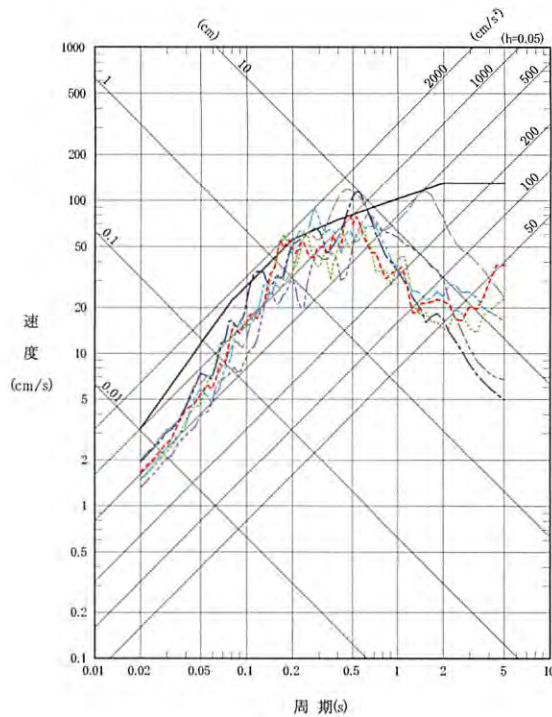


3. 2(1) 基準地震動の策定

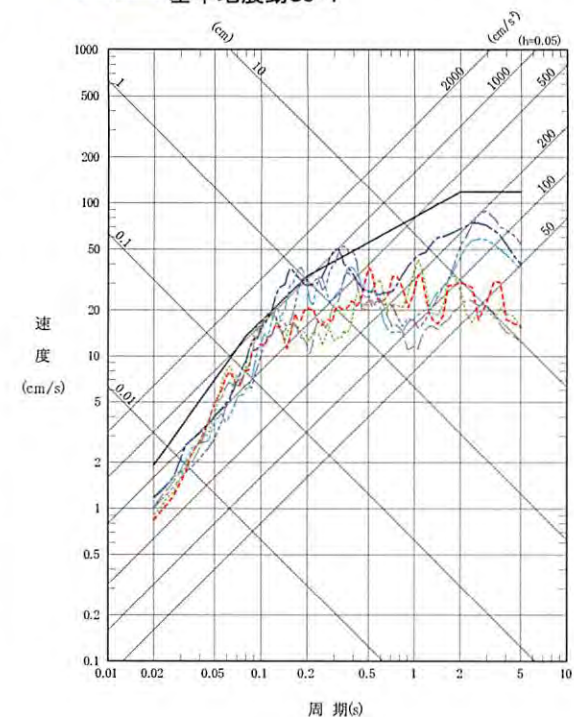
●基準地震動Ss

地震発生様式		検討用地震	地震規模	応答スペクトルに基づく 手法による基準地震動	断層モデルを用いた手 法による基準地震動
震源を特定して 策定する地震動	内陸地殻内 地震	笹波沖断層帯(全長)による地震	M7.6	Ss-1	Ss-2, Ss-3
		福浦断層による地震	M6.9		Ss-4, Ss-5, Ss-6
震源を特定せず策定する地震動		2004年北海道留萌支庁南部地震の観測記録に基づく 地震動		Ss-7	

・基準地震動Ssの最大加速度値は水平1,000Gal, 鉛直600Gal



— 基準地震動Ss-1 - - - 基準地震動Ss-5
 - - - 基準地震動Ss-2 - - - 基準地震動Ss-6
 - - - 基準地震動Ss-3 - - - 基準地震動Ss-7
 - - - 基準地震動Ss-4



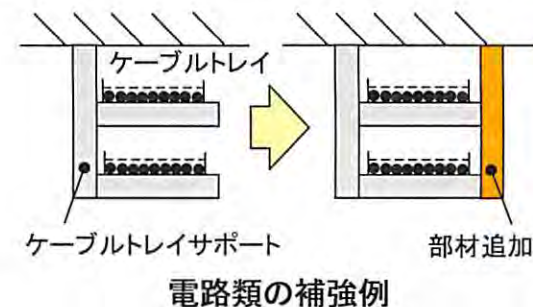
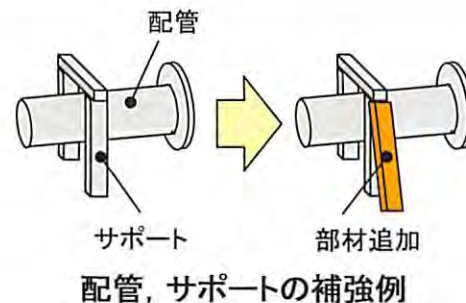
基準地震動Ssの応答スペクトル

3. 2(2) 耐震設計

● 耐震設計方針

➤ 設計基準対象施設

- ・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
- ・耐震Sクラスの施設は、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
弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐えられるように設計
- ・耐震Sクラスの施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能が損なわれないように設計
- ・基準地震動 S_s の見直し等により、既設設備の耐震性の再評価を行い、その評価結果に基づく補強工事を実施



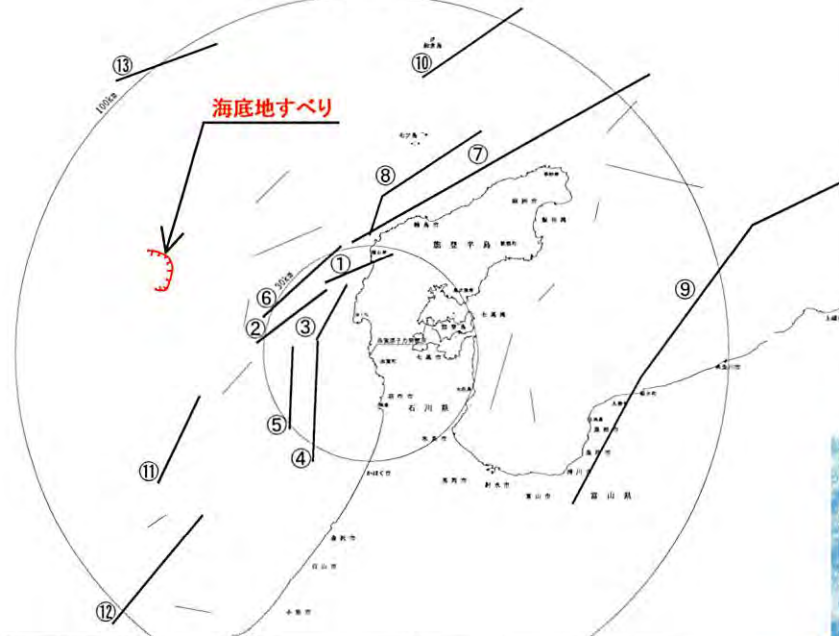
➤ 重大事故等対処施設

- ・常設耐震重要重大事故防止設備が設置される施設
基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれないように設計
- ・常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される施設
代替する機能を有する設計基準事故対処設備の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設計
- ・常設重大事故緩和設備が設置される施設
基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれないように設計

3. 3(1) 基準津波の策定(1/2)

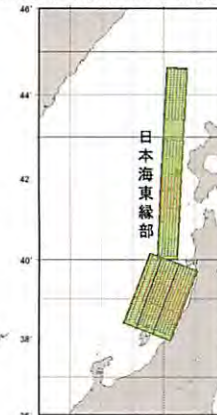
- 敷地周辺の海域活断層及び日本海東縁部の地震, 地すべりや火山現象等及びこれらの組合せによる津波シミュレーション解析を実施
 - また, 行政機関及び地方自治体による津波評価についても, 津波波源のひとつとして津波シミュレーション解析を実施
- ⇒ 施設に最も大きい影響を与える組合せ(「能登半島北方沖(石川県想定波源)による津波」及び「能登半島西方の海底地すべりによる津波」の重畳ケース)での敷地前面における最高水位はT.P.+7.1m, 2号機補機冷却水取水口における最低水位はT.P.-4.0m

【基準津波の選定対象とする波源】
敷地周辺の海域活断層



番号	断層名	番号	断層名
①	笹波沖断層帯(東部)	⑦	能登半島北部沿岸域断層帯
②	笹波沖断層帯(西部)	⑧	猿山岬北方沖断層
①+②	笹波沖断層帯(全長)	⑨	魚津断層帯及び能登半島東方沖
③	海士岬断層帯	⑩	F-1
④	羽咋沖東撓曲	⑪	F-2
⑤	羽咋沖西撓曲	⑫	F-3
⑥	前ノ瀬東方断層帯	⑬	F-4

日本海東縁部の津波波源域



石川県の想定津波波源



【最も大きい影響となる津波シミュレーション結果】

評価	【重畳ケース】 能登半島北方沖(石川県想定波源) + 能登半島西方の海底地すべり
敷地前面における 最高水位	T. P. +7.1m
2号機補機冷却水 取水口における 最低水位	T. P. -4.0m

※期望平均満潮位及び期望平均干潮位を考慮
【参考】敷地の標高11.0m

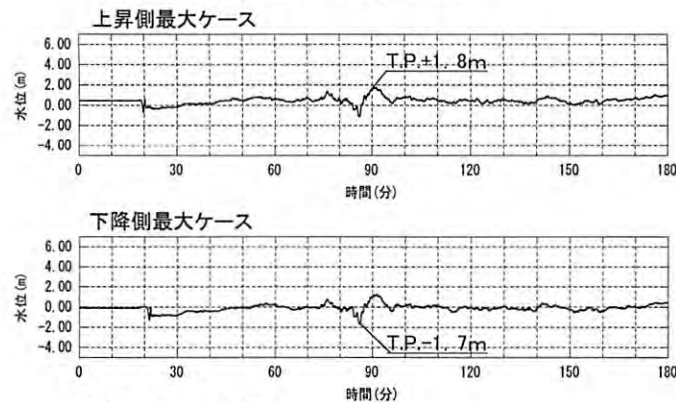
評価位置図



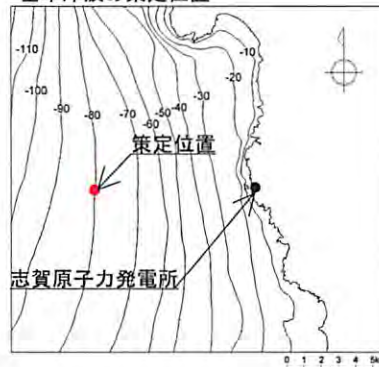
3. 3(1) 基準津波の策定(2/2)

- 基準津波として「能登半島北方沖(石川県想定波源)による津波」及び「能登半島西方の海底地すべりによる津波」の重畳ケースを選定し、敷地から沖合へ約10km離れた水深約80mの地点において基準津波を策定
- 基準津波策定位置における最高水位及び最低水位に対する年超過確率はともに $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度
- 敷地前面における最高水位(T. P. +7.1m)に対する年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度
- 2号機補機冷却水取水口における最低水位(T. P. -4.0m)に対する年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度
- 取・放水設備の水利特性を考慮した数値シミュレーションの結果、取・放水ピットにおける最高水位はT.P.+8.0m、2号機海水ポンプ室における最低水位はT.P.-5.5m
- 津波に伴う砂移動シミュレーションの結果、2号機補機冷却水取水口付近における砂の堆積は最大30cm程度

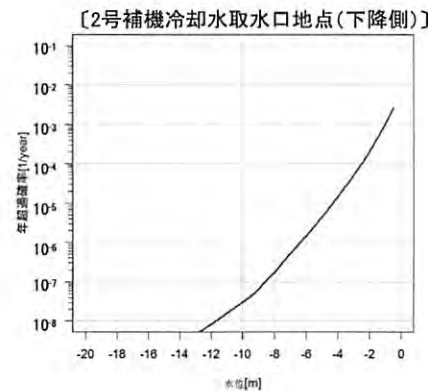
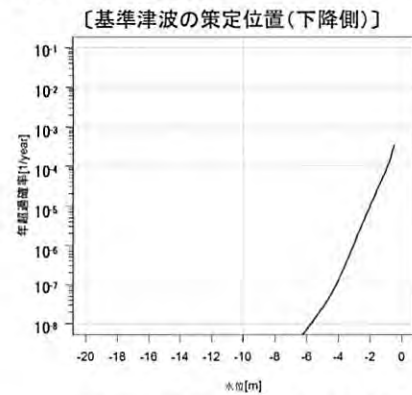
【基準津波の時刻歴波形】



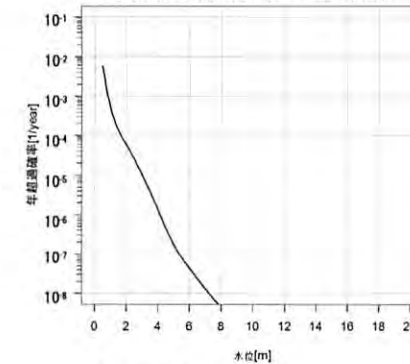
基準津波の策定位置



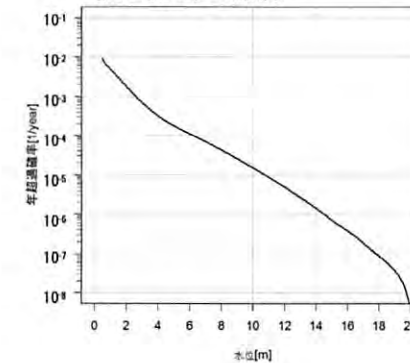
【ハザード曲線】



〔基準津波の策定位置(上昇側)〕

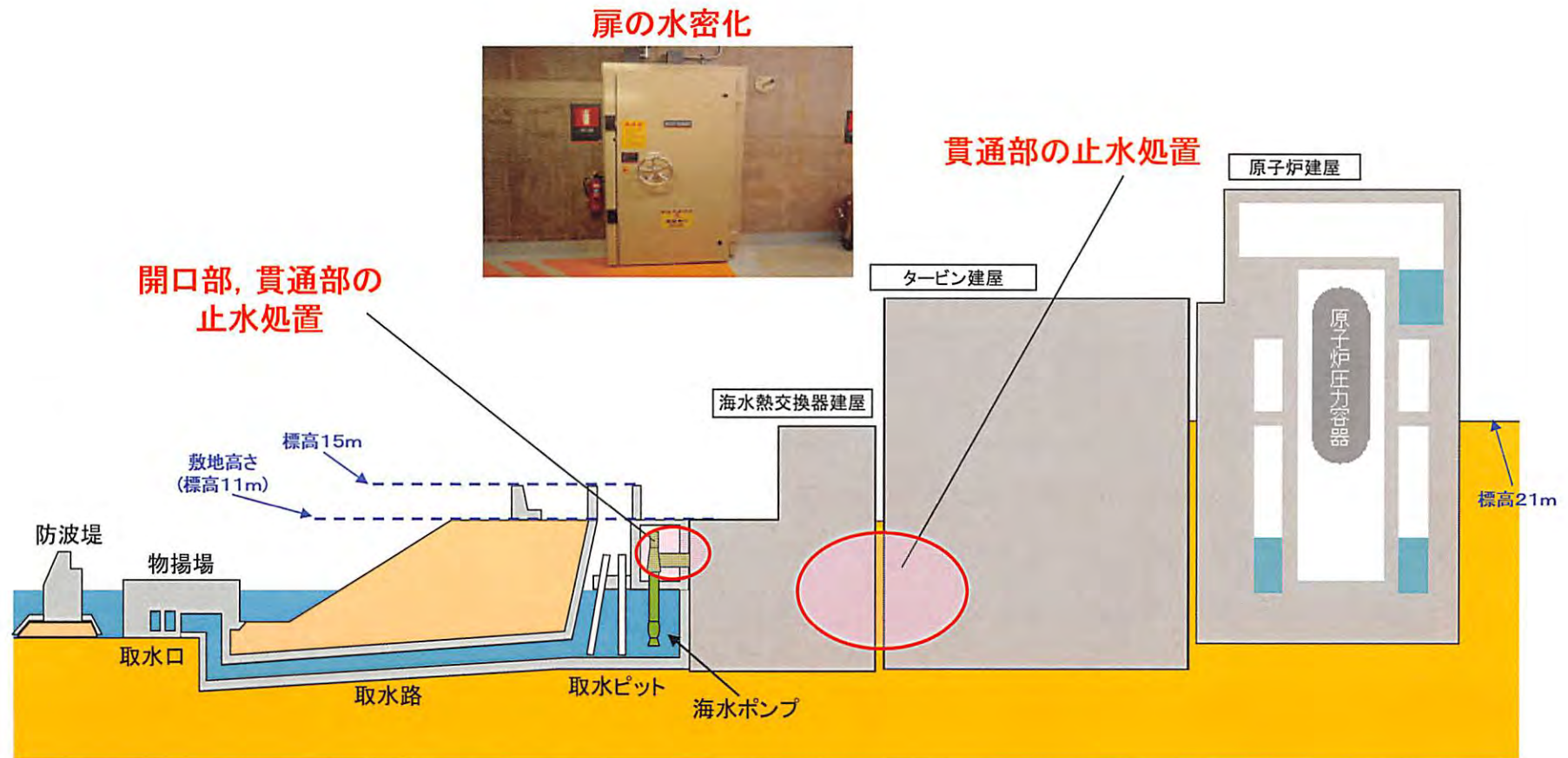


〔敷地前面(上昇側)〕



3. 3(2) 耐津波設計

- 基準津波による敷地前面における最高水位は, T. P. +7. 1m
- 取水ピット及び放水ピットでの最高水位は, それぞれT. P. +6. 8m及びT. P. +8. 0m
- 原子炉建屋及び海水熱交換器建屋は, それぞれ標高21m及び標高11mの敷地に設置
- 取水路等から建屋への流入防止のため, 海水熱交換器建屋の開口部や貫通部を止水処置
- 耐津波設計上重要な施設に対する, 扉の水密化等の浸水対策



津波対策の例

3. 4(1) 外部からの衝撃による損傷の防止(竜巻)

- 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(原子力規制委員会)」に沿って、竜巻の発電所への影響を評価

➤ 竜巻検討地域の設定

志賀原子力発電所は、日本海側、能登半島の西側に位置しており、竜巻の検討地域を山口県から北海道までの海岸線より海側5kmと陸側5kmの地域とした

➤ 基準竜巻の設定

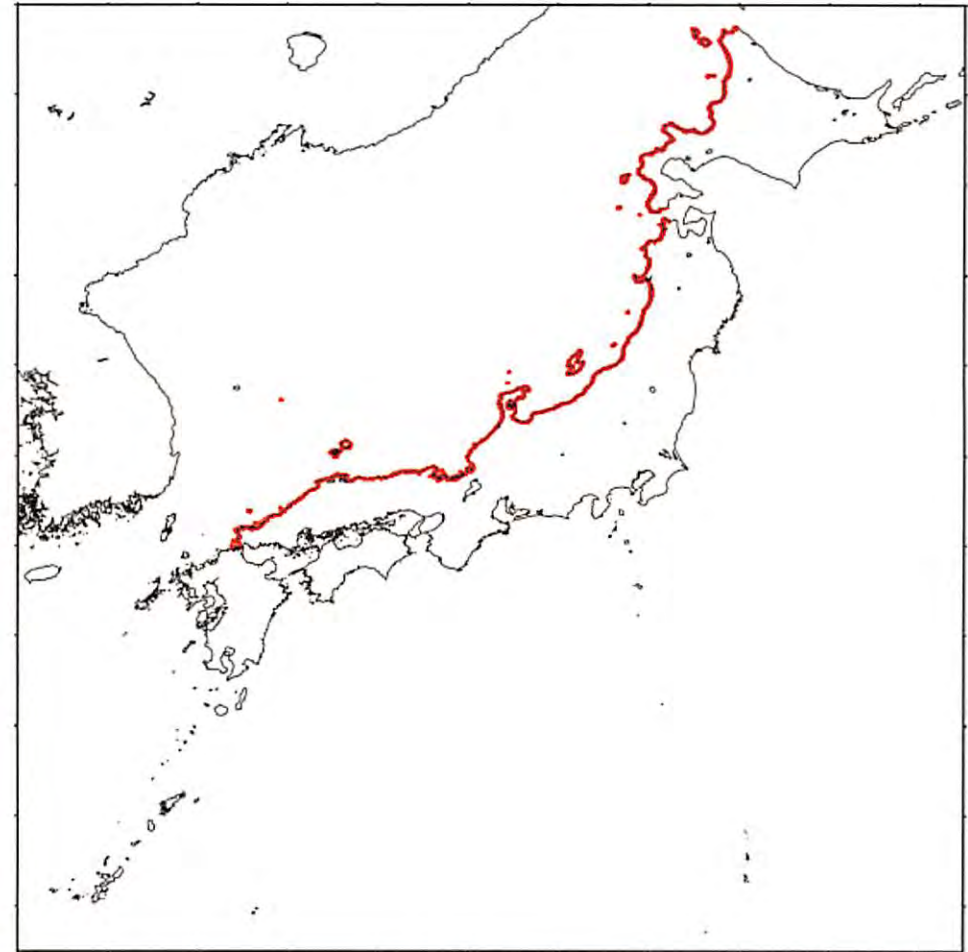
前項の竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模、最大風速の年超過確率等を考慮して、藤田スケールF2の風速範囲の上限値である69m/sとした

➤ 設計竜巻の設定

地形効果による増幅特性はないことから、風速の割り増しは行わず、藤田スケールF2の風速範囲の上限値である69m/sとした

➤ 竜巻影響評価

竜巻防護施設については、設計竜巻の最大風速等から設定した設計竜巻荷重や他の施設の波及的影響によって、その安全機能を損なうおそれがない設計とした



竜巻検討地域

3. 4(2) 外部からの衝撃による損傷の防止(火山)

- 「原子力発電所の火山影響評価ガイド(原子力規制委員会)」に沿って、火山の発電所への影響を評価

➤ 発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

- ・ 発電所から半径160kmの範囲の第四紀火山※1を調査し、将来の活動可能性が否定できない16火山を抽出した
※1: 約258万年前以降に活動した火山

➤ 設計対応不可能な火山事象の影響

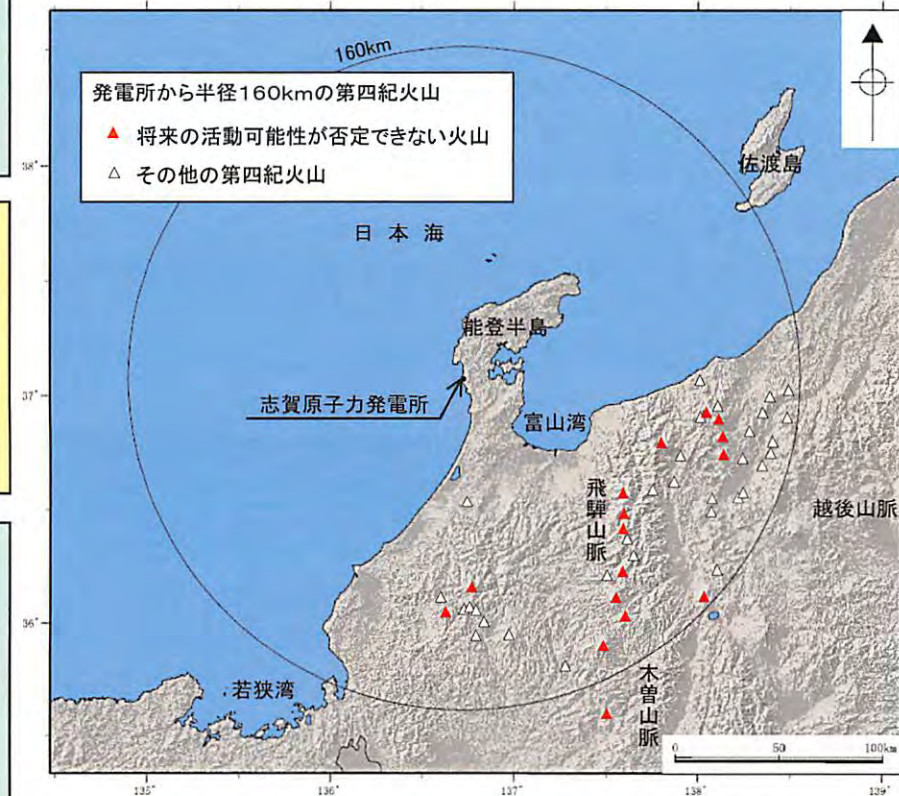
- ・ 将来の活動可能性が否定できない16火山の活動状況等から、**火砕流・溶岩流等の設計対応不可能な火山事象が、発電所運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価した**
- ・ また、既往最大の噴火を考慮しても、発電所に影響を及ぼさないと判断できるため、**モニタリングの対象外とする**

➤ 発電所に影響を与える可能性のある火山事象

- ・ 発電所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(火山灰)※2を抽出した
※2: 降下火砕物については半径160km以遠の火山も含む
- ・ 敷地周辺のボーリング調査等で確認されている最も大きい始良カルデラの降下火砕物(火山灰)の堆積厚をもとに、敷地における**降下火砕物(火山灰)の層厚は10cmとした**

➤ 降下火砕物(火山灰)の影響

- ・ 火山灰の堆積荷重に対して安全機能を有する機器の健全性が維持されること、安全上重要な設備が閉塞等によりその機能を喪失しないこと、非常用ディーゼル発電機が損傷しないこと、中央制御室における居住環境が維持できること等を評価し、必要に応じて火山灰の除去等を行うことにより、**安全性が損なわれないことを確認した**



発電所から半径160kmの範囲の第四紀火山

(単成火山群の一部が半径160kmの範囲に分布する火山も図示)

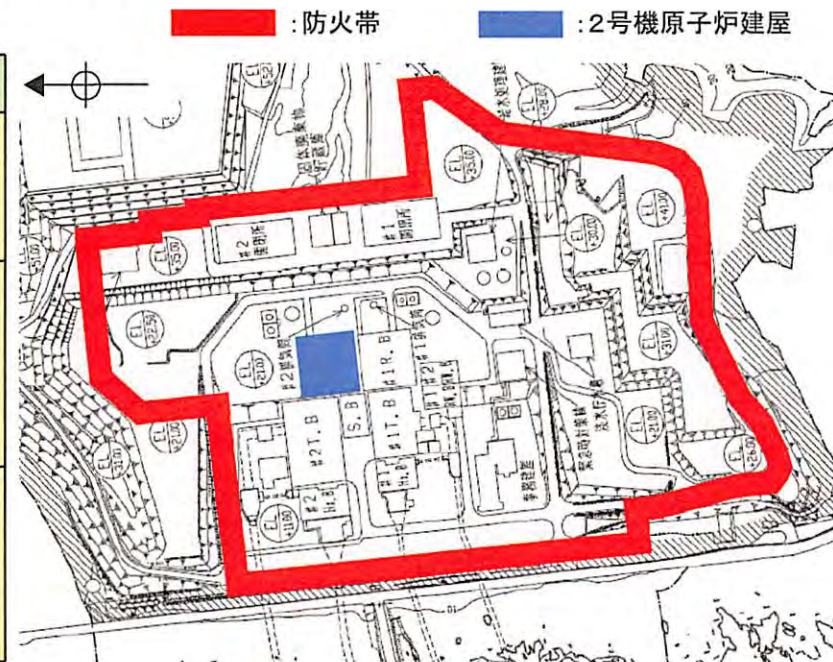
3. 4(3) 外部からの衝撃による損傷の防止(森林火災等)

- 「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)」に沿って, 評価事象による熱, 爆風, ばい煙の発電所への影響を評価

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	・必要な防火帯幅を確保することが可能 ・延焼箇所の最縁から原子炉建屋等までは危険距離以上離隔
② 近隣産業施設等の火災	・想定火災に対し, 必要な対策を施すことで原子炉建屋等の外壁は許容限界温度未滿
③ 航空機落下による火災	
④ その他 (ばい煙, 延焼防止)	・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対応を実施可能



防火帯位置

3.5 火災防護(1/2)

- 火災により原子炉施設の安全性を損なうおそれがないようにするために、以下の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策を実施

➤ 火災発生防止

・安全機能を有する構築物、系統及び機器には、可能な限り不燃性材料又は難燃性材料を使用

・ケーブルは難燃ケーブルを使用

〔 志賀2号機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)及び延焼性の
実証試験(IEEE383の垂直トレイ試験)により難燃性を確認 〕

・蓄電池室に水素検知器を設置し、中央制御室に警報器を設置

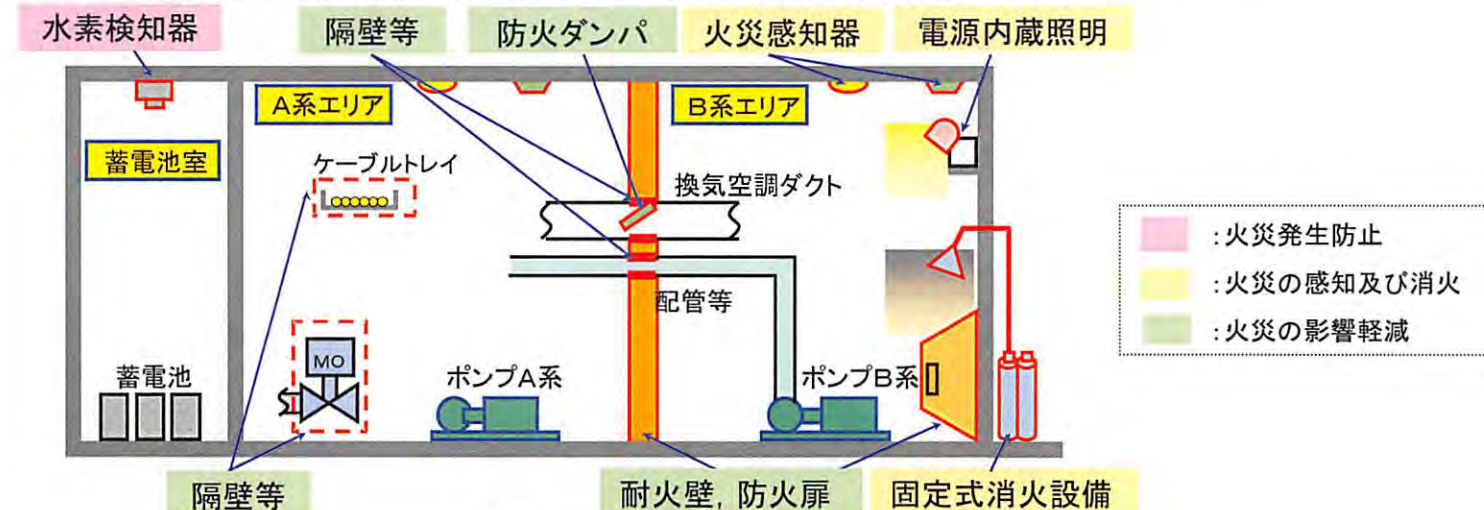
・可燃物管理の強化

➤ 火災の感知及び消火

・火災を早期に感知できるよう、異なる種類の感知器又は同等機能を有する機器を組み合わせ設置

・原子炉の高温停止及び低温停止に係わる安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域または火災区画であって、消火活動が困難な箇所に固定式消火設備を設置

・消火活動に必要な経路及び火災区域に電源内蔵照明を設置



火災防護対策 イメージ図

➤ 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おり，これらが単一火災により全て機能喪失しないように，耐火壁等により分離

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	高圧炉心注水系(B)	高圧炉心注水系(C)
低温停止	自動減圧系(A)	自動減圧系(B)	—
	残留熱除去系(A)	残留熱除去系(B)	残留熱除去系(C)
	原子炉補機冷却水系(A)	原子炉補機冷却水系(B)	原子炉補機冷却水系(C)
	原子炉補機冷却海水系(A)	原子炉補機冷却海水系(B)	原子炉補機冷却海水系(C)
非常用交流電源	非常用ディーゼル発電機(A)	非常用ディーゼル発電機(B)	非常用ディーゼル発電機(C)
	非常用交流電源(C)系	非常用交流電源(D)系	非常用交流電源(E)系
非常用直流電源	非常用直流電源(A)系	非常用直流電源(B)系	非常用直流電源(C)系

- ・具体的に火災区域または火災区画を以下の方法により分離
 - (a) 耐火壁(コンクリート，耐火ボード等)，防火扉により分離
 - (b) 換気空調ダクトを防火ダンパにより分離
 - (c) 耐火壁の貫通部は3時間以上の耐火能力を有する貫通部処理により分離
 - (d) ケーブルトレイ，電動弁を3時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離

3. 6 内部溢水

- 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), 消火系の作動又は使用済燃料貯蔵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, 以下の設備の機能が失われないよう(多重化された機器は, 同時に複数の機器の機能が失われないよう), これらの機器の設置区域への浸水経路に対して**止水対策(扉の水密化, 貫通部の止水等)**を実施
 - 原子炉を高温停止でき, 引き続き低温停止に必要な設備
 - 原子炉停止状態を維持するために必要となる設備
 - 使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能を維持するための設備
 - 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
- 溢水により生じた放射性物質を含む液体が**管理区域外に漏えいすることを防止するための対策(貫通部の止水等)**を実施

➢ 貫通部の止水(配管貫通部のシール補強)



施工前



施工後

➢ 扉の水密化



施工前

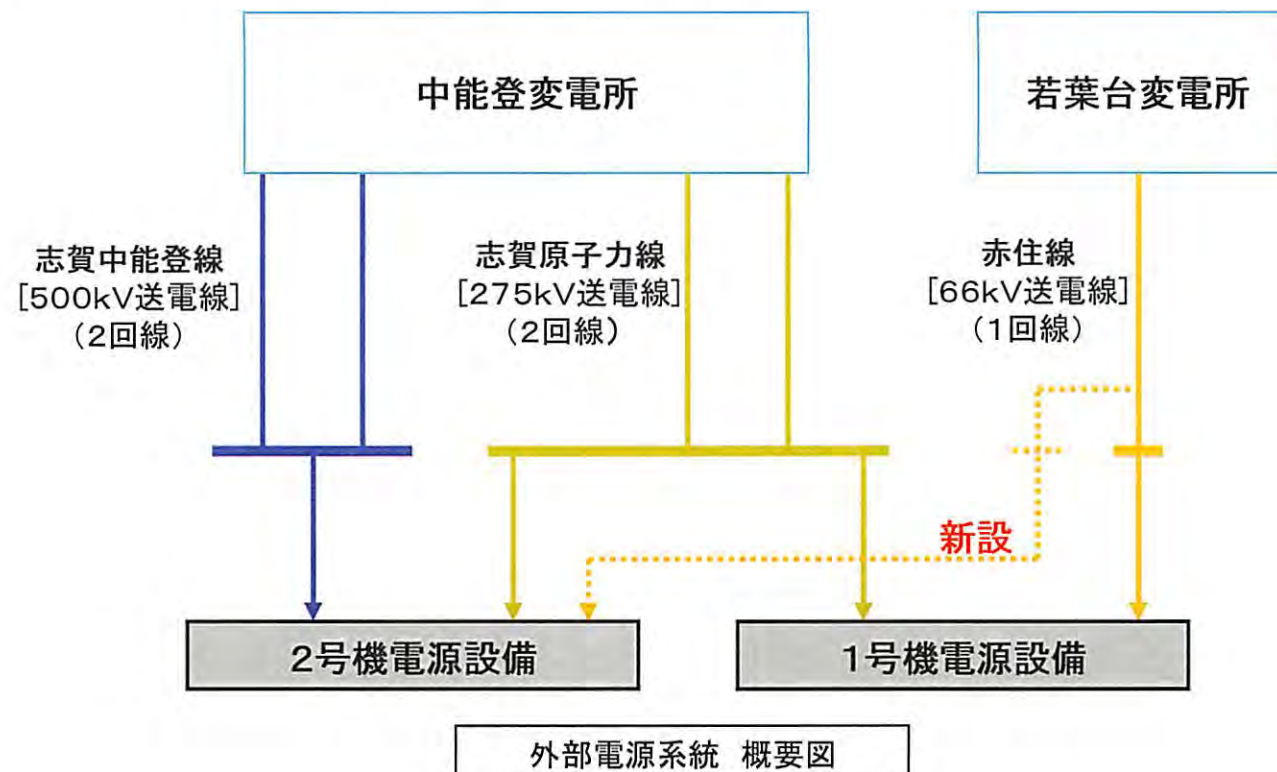


施工後

3. 7 外部からの受電系統の強化

● 外部からの受電系統を強化し、外部電源の信頼性を向上

- 受電経路を3ルート5回線(志賀中能登線:500kV送電線1ルート2回線, 志賀原子力線:275kV送電線1ルート2回線, **赤住線:66kV送電線1ルート1回線**)確保し, 原子炉を安全に停止するための電力を受電することが可能
- 志賀中能登線, 志賀原子力線及び赤住線は, それぞれ所内で異なる開閉所に接続され, 他の回線と物理的に分離
- 志賀中能登線及び志賀原子力線は中能登変電所に接続し, 赤住線は若葉台変電所に接続しているため, 1つの変電所が故障しても発電所に接続された送電線が全て停止することはない
- 開閉所及び送受電設備は, 十分な支持性能をもつ地盤に設置し, 碍子, 遮断器等は耐震性の高いものを使用
- 開閉所は, 津波に対して十分高い敷地(標高35m)に位置



3. 8 確率論的リスク評価(PRA)

確率論的リスク評価(PRA)の知見を活用し, 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)

【PRAの実施範囲】

- ・ 出力運転時内部事象レベル1 (炉心損傷頻度 約 5.8×10^{-6} /炉年)
- ・ 出力運転時内部事象レベル1.5 (格納容器破損頻度 約 3.2×10^{-6} /炉年)
- ・ 地震レベル1, 津波レベル1※
- ・ 停止時レベル1 (燃料損傷頻度 約 4.3×10^{-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, 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, 格納容器破損モードを踏まえて, 重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シーケンスを選定

選定した事故シーケンスに対して, 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
- ・ 格納容器破損防止対策の有効性評価
- ・ 使用済燃料貯蔵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. 9 評価対象事故シーケンス(1/2)

● 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	重大事故等対策
高圧・低圧注水機能喪失		給水流量の全喪失＋高圧注水機能喪失＋残留熱除去系機能喪失	・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び格納容器ベント装置
高圧注水・減圧機能喪失		給水流量の全喪失＋高圧注水機能喪失＋原子炉減圧機能喪失	・代替自動減圧系
全交流動力電源喪失		外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機機能喪失	・常設代替低圧注水系 ・可搬型代替原子炉格納容器スプレイ系及び格納容器ベント装置 ・常設代替交流電源設備
崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	給水流量の全喪失＋取水機能喪失＋全交流動力電源喪失	・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備
	残留熱除去系故障	給水流量の全喪失＋残留熱除去系機能喪失	・常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び格納容器ベント装置
原子炉停止機能喪失		主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉スクラム失敗	・ほう酸水注入系 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
LOCA時注水機能喪失		中小破断LOCA＋高圧注水機能喪失＋残留熱除去系機能喪失	・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び格納容器ベント装置
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		弁開閉試験時の高圧炉心注水系配管のインターフェイスシステムLOCA	・代替自動減圧系

3. 9 評価対象事故シーケンス(2/2)

● 格納容器破損防止対策

事故シーケンスグループ	評価事故シーケンス	重大事故等対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 水素燃焼	大破断LOCA＋全ECCS機能喪失＋全交流動力電源喪失	・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び格納容器ベント装置 ・常設代替交流電源設備
高圧熔融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	給水流量の全喪失＋高圧注水機能喪失＋原子炉減圧機能喪失	・手動減圧機能※
原子炉圧力容器外の熔融燃料－ 冷却材相互作用	給水流量の全喪失＋高圧注水機能喪失＋低圧注水機能喪失	—
格納容器直接接触 (シェルアタック)	—	—
熔融炉心－コンクリート相互作用	給水流量の全喪失＋高圧注水機能喪失＋低圧注水機能喪失	・常設代替低圧注水系※ ・常設原子炉格納容器下部注水系

※圧力容器破損に至る事象を仮定するため、圧力容器破損までは、重大事故等対処設備である常設代替低圧注水系等による原子炉注水を実施しない

● 使用済燃料貯蔵プール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	重大事故等対策
想定事故1	使用済燃料貯蔵プールの冷却機能及び注水機能が喪失	・可搬型代替燃料プール注水系
想定事故2	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＋使用済燃料貯蔵プールの冷却機能及び注水機能が喪失	・常設代替燃料プール注水系 ・可搬型代替燃料プール注水系

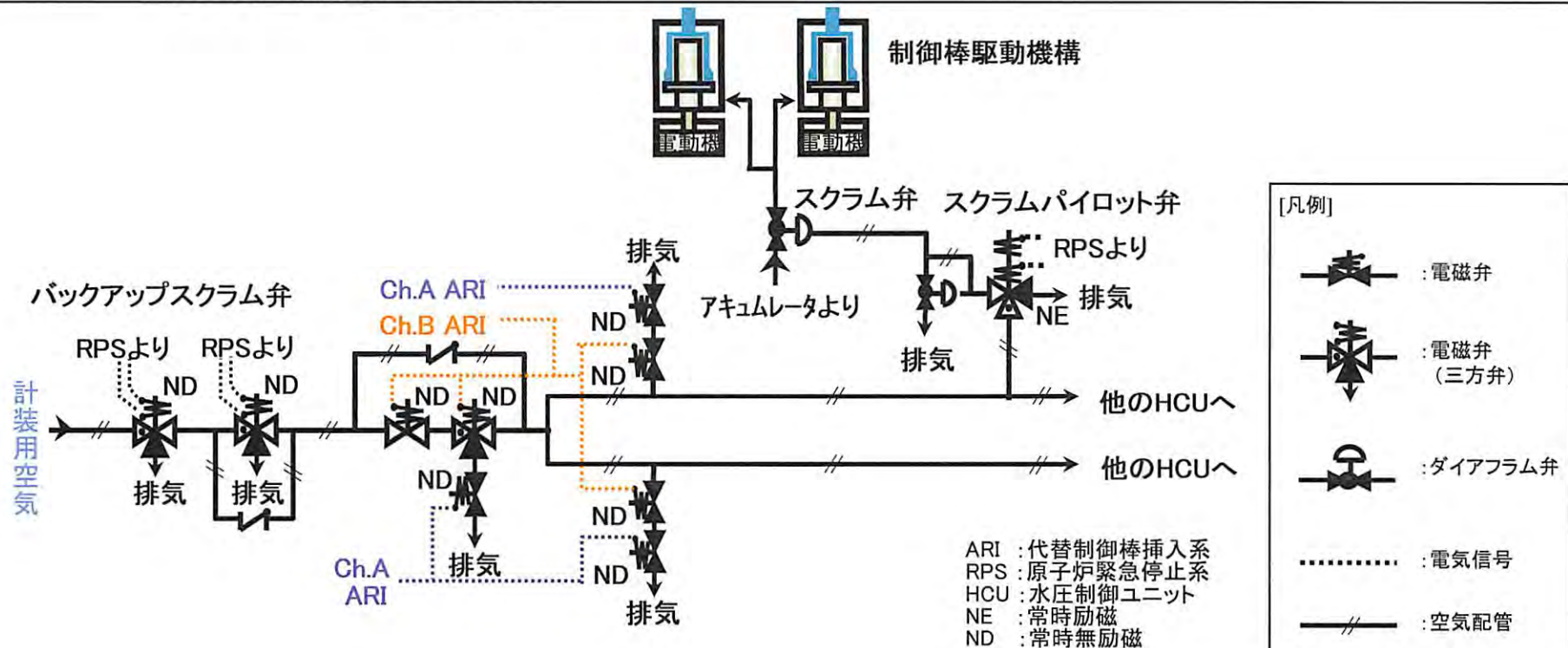
● 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ	評価事故シーケンス	重大事故等対策
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障	—
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
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系の系統切替え時の冷却材流出	—
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜	—

3. 10(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

- 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設備を設ける
 - 代替制御棒挿入機能：
 - ・原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号で作動
 - ・制御棒挿入手動スイッチで作動
 - 代替原子炉冷却材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(レベル3, レベル2)の信号で作動
 - ほう酸水注入系：
 - ・ほう酸水注入手動スイッチで作動

- **代替制御棒挿入機能:**
 - ・原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号で作動
 - ・制御棒挿入手動スイッチで作動
- **代替原子炉冷却材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(レベル3, レベル2)の信号で作動
- **ほう酸水注入系:**
 - ・ほう酸水注入手動スイッチで作動



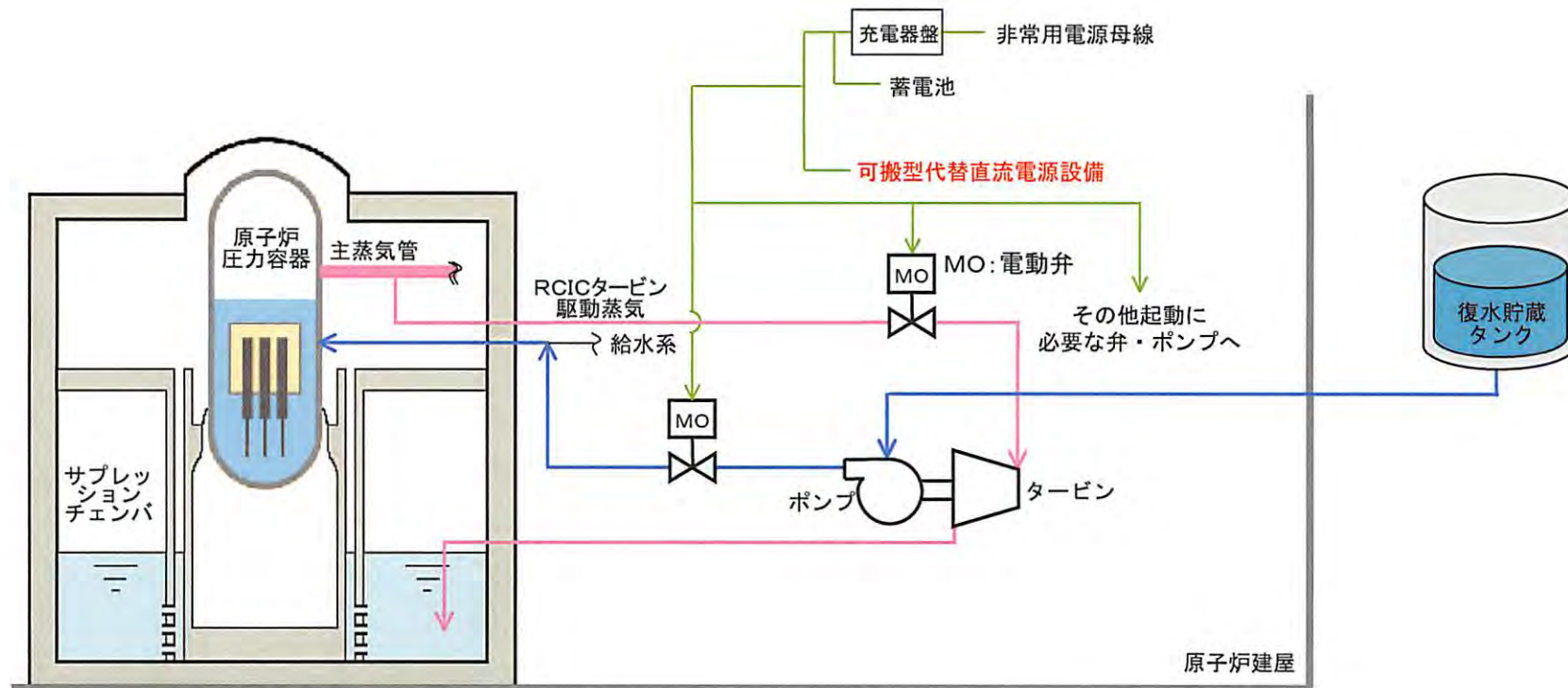
緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概要図

3. 10(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

26

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、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、原子炉を冷却するために必要な設備を設ける

- 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**からの給電により、原子炉隔離時冷却系(RCIC)を起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することが可能
- 上記の電源喪失対策が達成できない場合であっても、現場での手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続することが可能

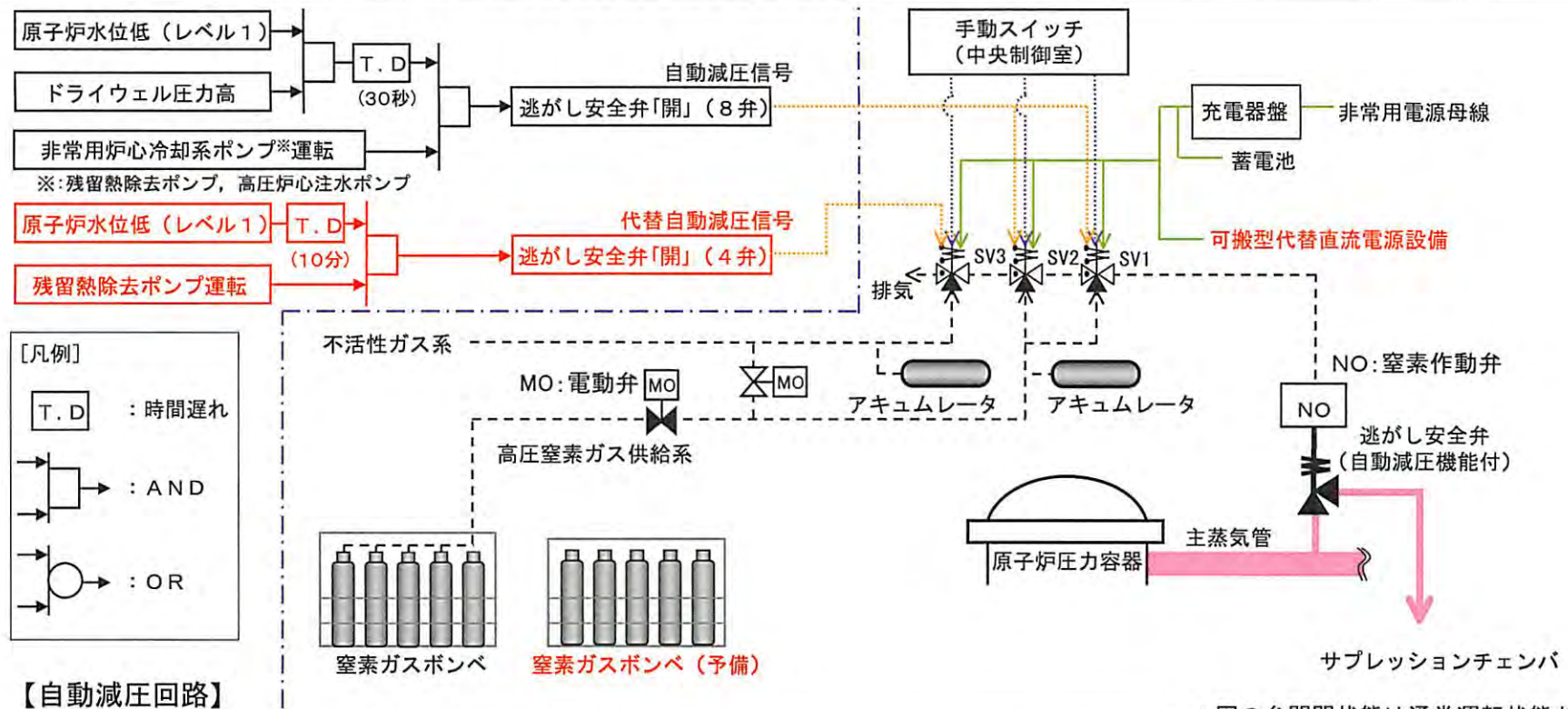


原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概要図

3. 10(3) 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高圧時に、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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設ける

- 原子炉減圧の自動化 : 原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁を作動させる
(自動化ロジックの追加) 回路を追加
- 電源対策 : 逃がし安全弁の作動に必要な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からの給電が可能
- 窒素ガス喪失対策 : 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
- 逃がし安全弁の作動条件 : 想定される重大事故等が発生した場合の原子炉格納容器内の圧力を考慮しても、確実に逃がし安全弁を作動させることが可能



* 図の弁開閉状態は通常運転状態を示す

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概要図

3. 10(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

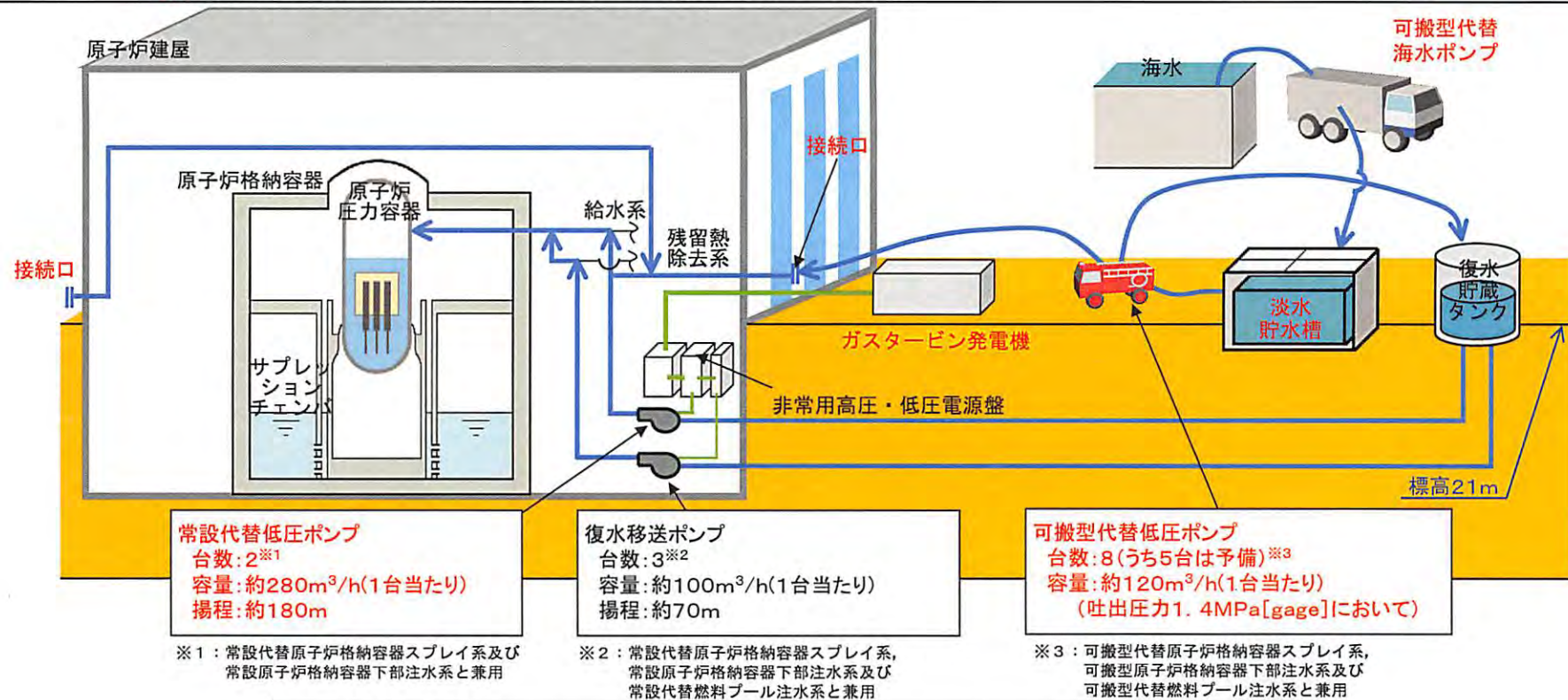
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備を設ける

➤ 常設代替低圧注水系:

- ・低圧注水系とは異なる場所に設ける**常設代替低圧ポンプ**、復水移送ポンプを用い、低圧注水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った設計
- ・全交流動力電源喪失した場合でも、**常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)**からの給電が可能

➤ 可搬型代替低圧注水系:

- ・**可搬型代替低圧ポンプ**を用い、**淡水貯水槽**又は海水を水源とすることで、設計基準事故対処設備又は**常設代替低圧注水系**に対して、多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計



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 概要図

3. 10(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

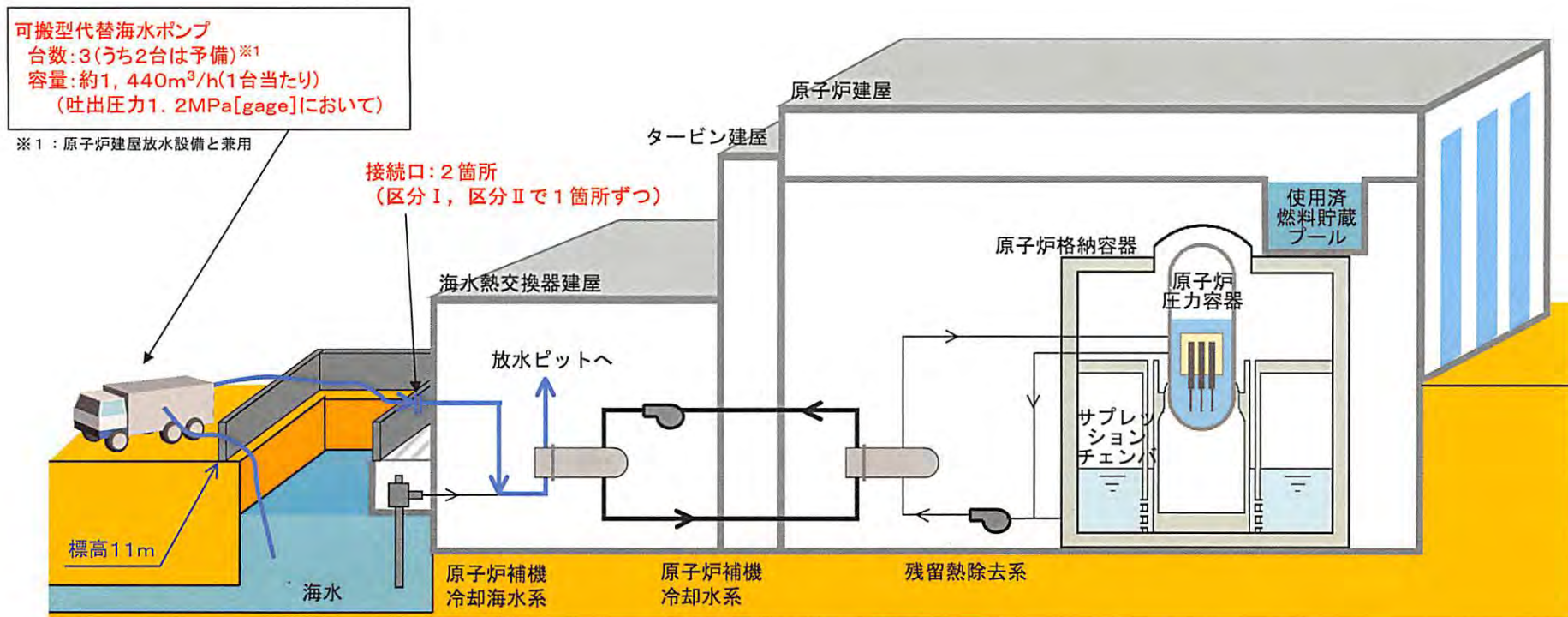
- 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける

➤ 代替原子炉補機冷却系:

- ・可搬型代替海水ポンプ、接続口等で構成し、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った設計

- さらに、残留熱除去系が使用不可能な場合においても、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する設備として**格納容器ベント装置※**を設ける

※ 格納容器ベント装置は「3. 10(7) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」にて説明



最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概要図

3. 10(6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- 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設備を設ける

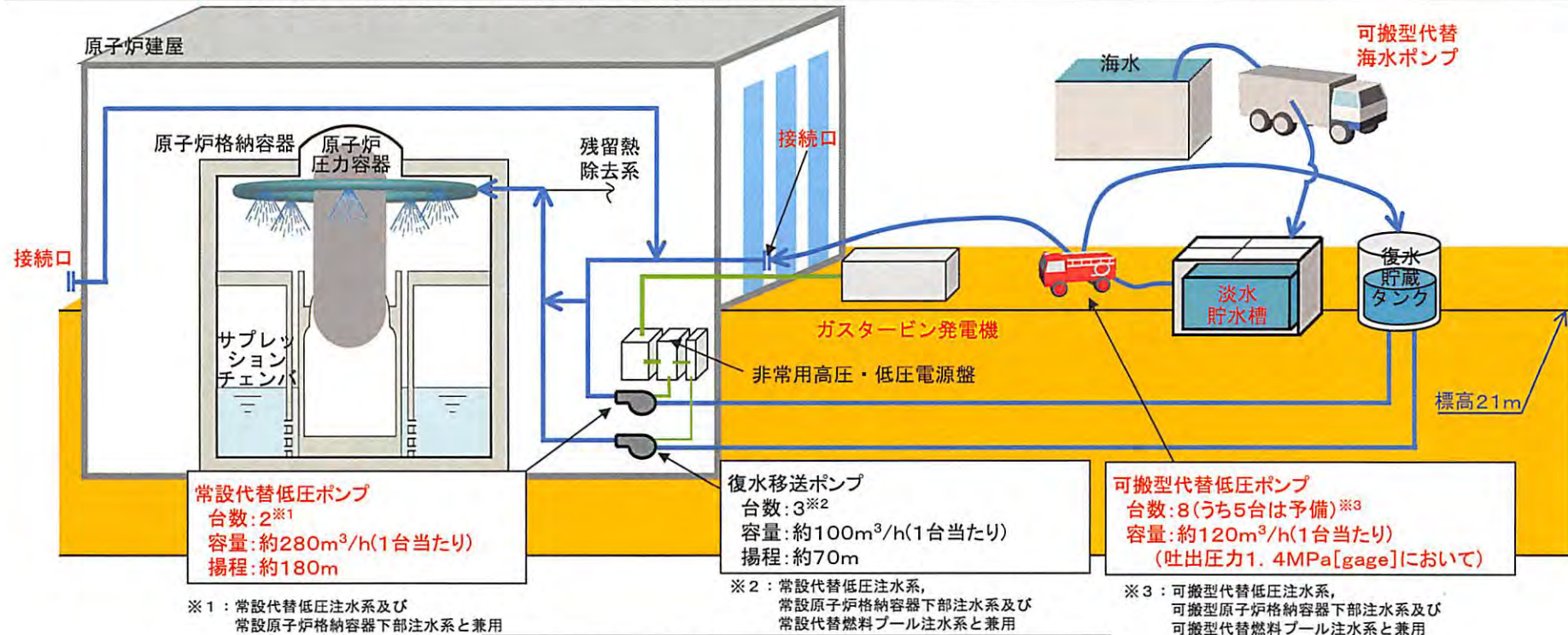
また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設ける

➤ **常設代替原子炉格納容器スプレイ系：**

- ・原子炉格納容器スプレイ冷却系とは異なる場所に設ける**常設代替低圧ポンプ**、復水移送ポンプを用い、原子炉格納容器スプレイ冷却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った設計
- ・全交流動力電源喪失した場合でも、**常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)**からの給電が可能

➤ **可搬型代替原子炉格納容器スプレイ系：**

- ・**可搬型代替低圧ポンプ**を用い、**淡水貯水槽**又は海水を水源とすることで、設計基準事故対処設備又は**常設代替原子炉格納容器スプレイ系**に対して、多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計

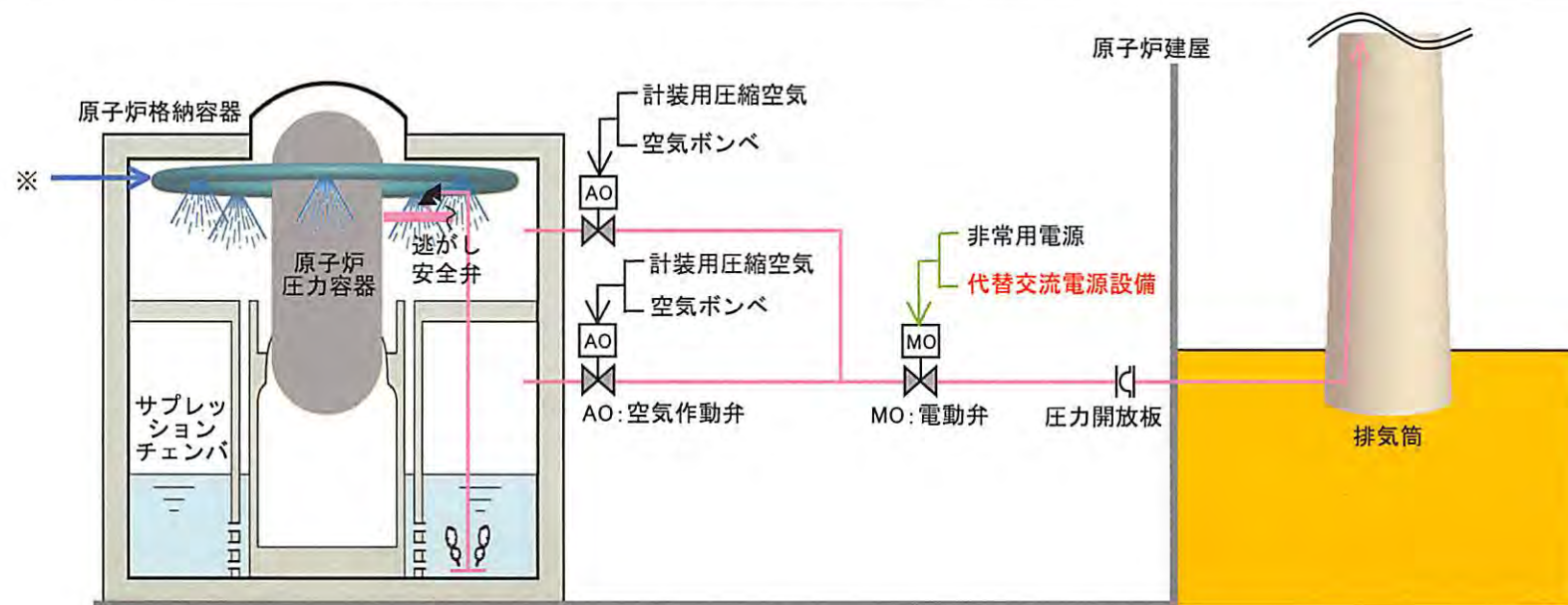


原子炉格納容器内の冷却等のための設備 概要図

3. 10(7) 原子炉格納容器の過圧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、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける

- **格納容器ベント装置** : 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、以下の機能を有する
 - ・放射性物質低減対策 : **代替原子炉格納容器スプレイ系***とあいまって排気中に含まれる放射性物質を低減することが可能
 ※ 代替原子炉格納容器スプレイ系は「3. 10(6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」にて説明
 - ・可燃性ガス対策 : 系統内を窒素ガスで置換した状態で待機することで、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ設計
 - ・現場操作等 : 空気作動弁は、あらかじめ設置されている空気ポンプの空気を手動により駆動シリンダへ供給することにより、手動にて容易に遠隔操作が可能
 電動弁は、**代替交流電源設備**から給電することにより、手動にて容易に遠隔操作が可能
 - ・接続位置 : 原子炉格納容器の接続位置は、サプレッションチェンバ及びドライウェルに設け、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計
 - ・放射線防護 : 放射性物質を閉じ込めるサプレッションチェンバは原子炉格納容器のコンクリート遮蔽壁で遮蔽し、装置使用後に高線量となるサプレッションチェンバから運転員が受ける被ばくを低減することが可能



原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 概要図

3. 10(8) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

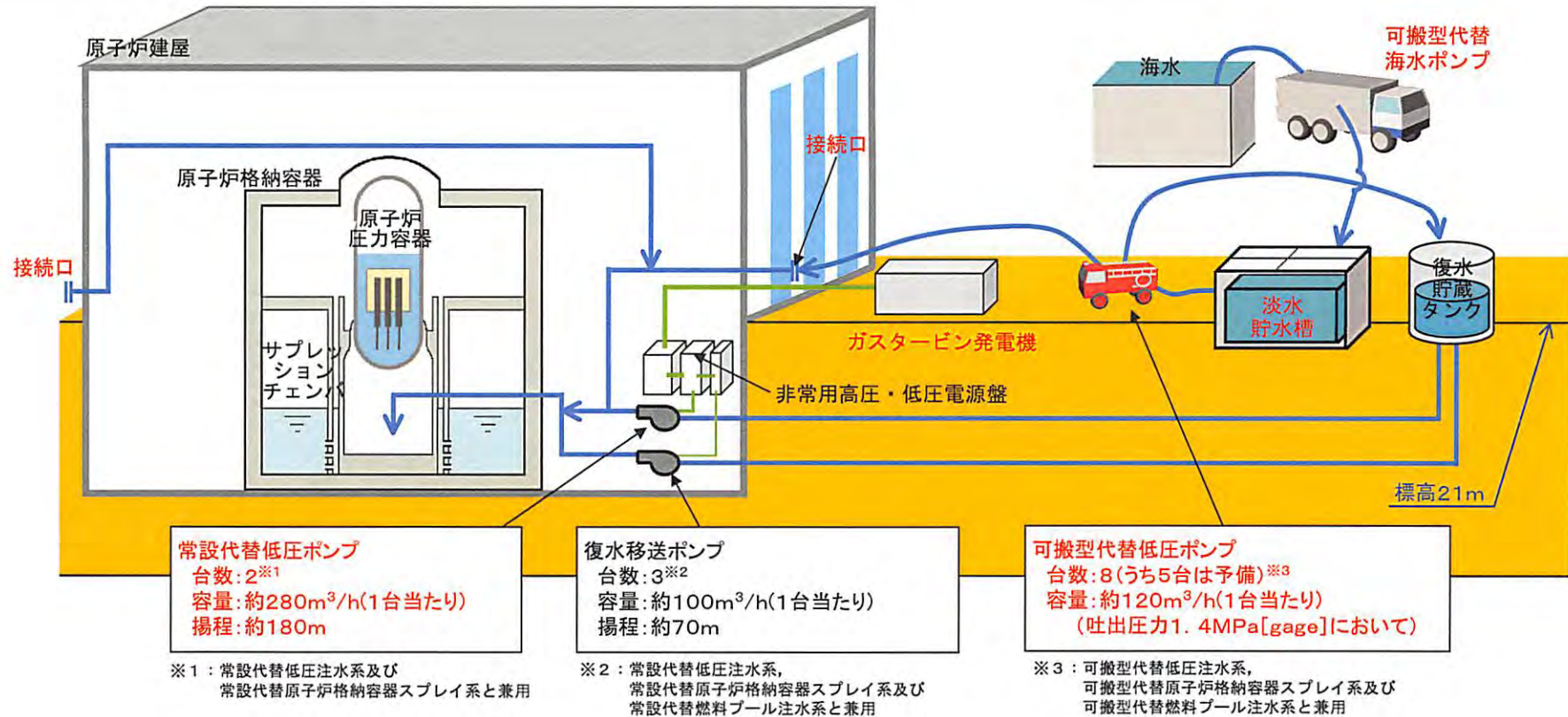
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける

➤ 常設原子炉格納容器下部注水系：

- ・常設代替低圧ポンプ、復水移送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器下部に注水が可能
- ・全交流動力電源喪失した場合でも、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)からの給電が可能

➤ 可搬型原子炉格納容器下部注水系：

- ・可搬型代替低圧ポンプを用い、淡水貯水槽又は海水を水源とすることで、常設原子炉格納容器下部注水系に対して、多様性及び独立性並びに位置的分散を図った設計

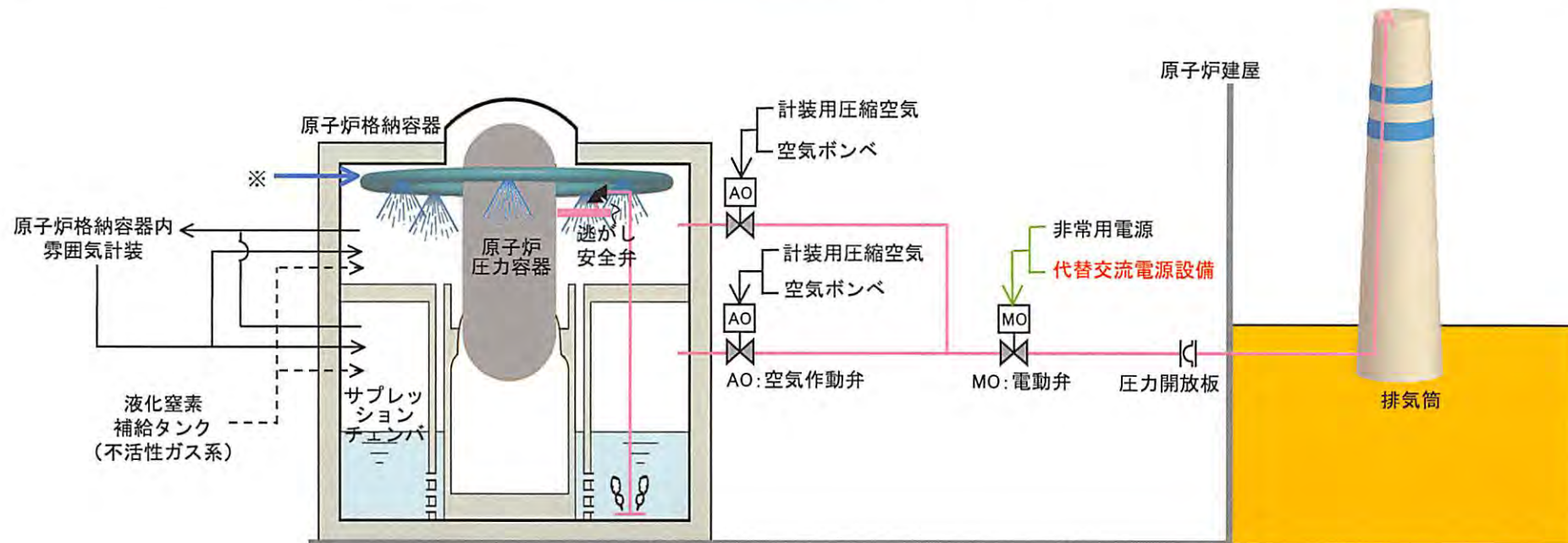


原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 概要図

3. 10(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、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける

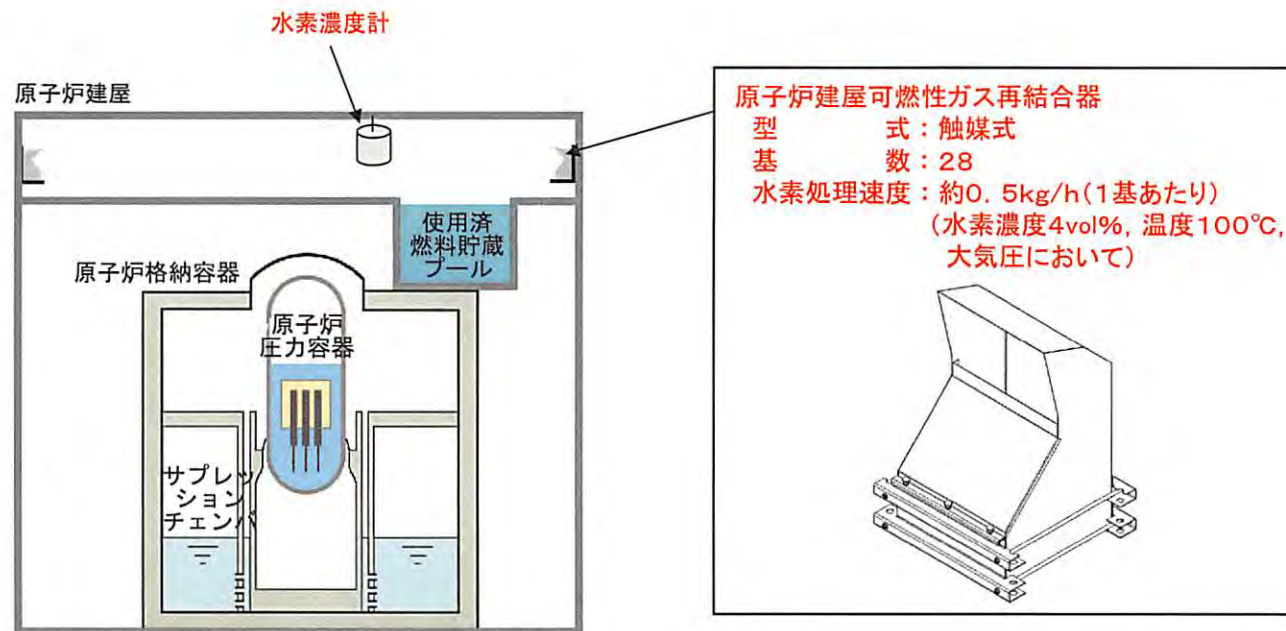
- 不活性ガス系 : 通常運転中、原子炉格納容器内を不活性化することが可能
- 格納容器ベント装置 : 水素ガスを原子炉格納容器外に排出することが可能
 - ・排出に際しての水素爆発を防止するため、排出経路を窒素ガスで置換
 - ・排出経路には、水素濃度及び放射性物質濃度を測定できる設備を設置
 - ・代替原子炉格納容器スプレイ系※とあいまって排気中に含まれる放射性物質を低減することが可能
 - ※ 代替原子炉格納容器スプレイ系は「3. 10(6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」にて説明
- 原子炉格納容器内雰囲気計装 : 炉心の著しい損傷時の原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定が可能
- 格納容器ベントに必要な設備については、代替交流電源設備からの給電が可能



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 概要図

3. 10(10) 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟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、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備を設ける
 - **原子炉建屋可燃性ガス再結合器:**
 - ・水素ガスと酸素ガスを触媒反応により再結合
 - ・原子炉建屋原子炉棟上部に設置
 - ・触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成するため、運転員による起動操作が不要
- 原子炉建屋原子炉棟上部に、**水素濃度を監視する設備**を設ける
 - **水素濃度計:**
 - ・原子炉建屋原子炉棟上部に水素濃度計を設置
 - ・**代替交流電源設備**及び**可搬型代替直流電源設備**からの給電が可能



水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備 概要図

3. 10(11) 使用済燃料貯蔵プールの冷却等のための設備

- 使用済燃料貯蔵プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位が低下した場合において，使用済燃料貯蔵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ために必要な設備を設ける

使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの水位維持ができない場合において，使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な設備を設ける

➤ **常設代替燃料プール注水系：**

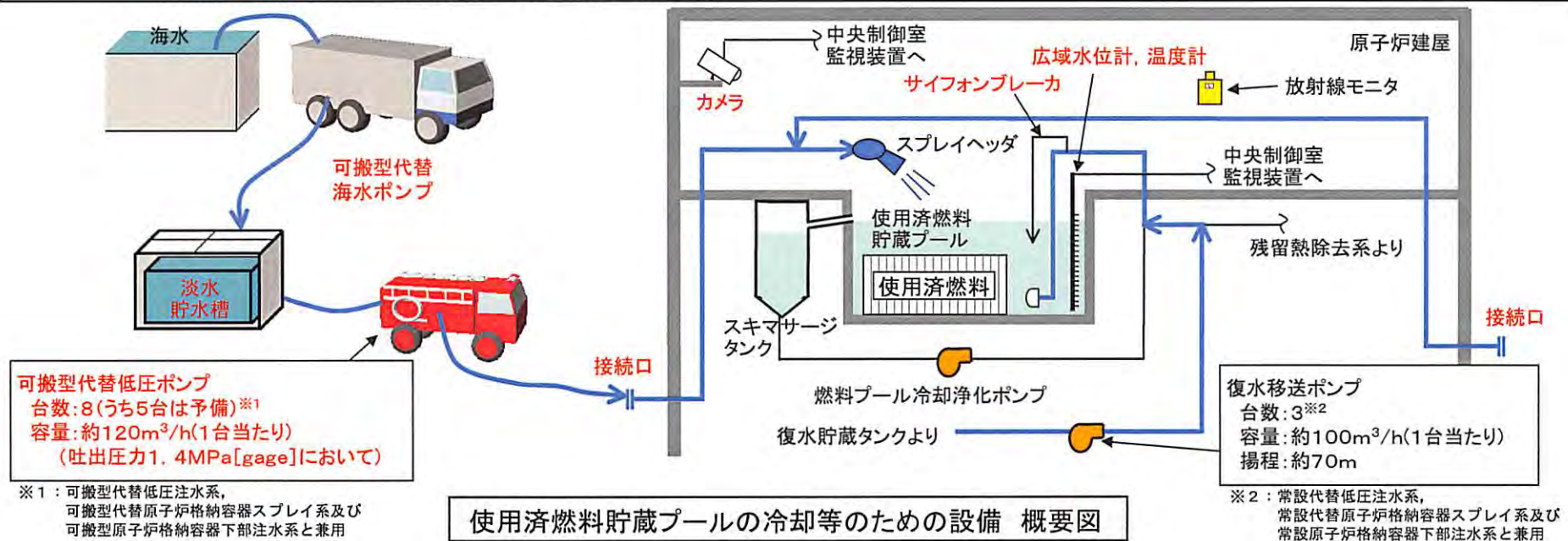
- ・復水移送ポンプを用い，復水貯蔵タンクを水源として，使用済燃料貯蔵プールに注水
- ・全交流動力電源喪失した場合でも，**常設代替交流電源設備**からの給電が可能

➤ **可搬型代替燃料プール注水系：**

- ・**可搬型代替低圧ポンプ**を用い，**淡水貯水槽**又は海水を水源として，使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等にスプレイ

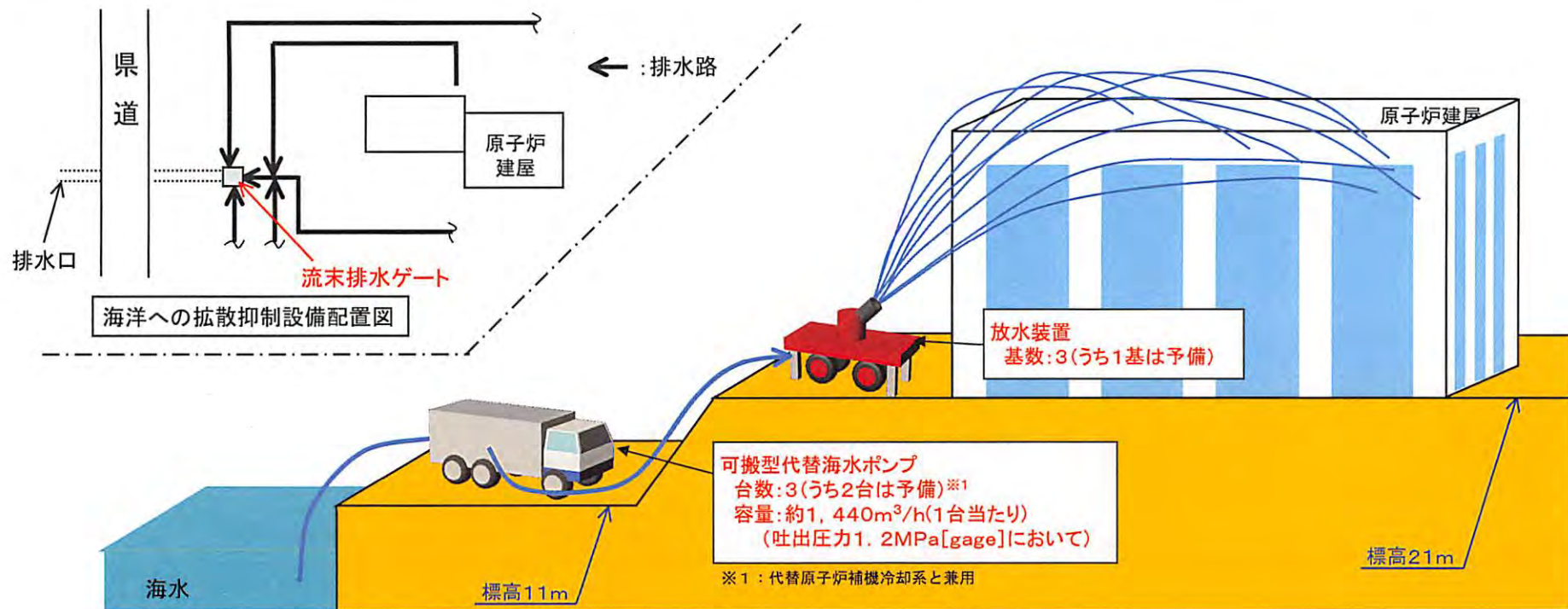
- 使用済燃料貯蔵プールの監視のため，以下の設備を設ける

- 使用済燃料貯蔵プールの水位，使用済燃料貯蔵プール水温及び使用済燃料貯蔵プール上部の外部放射線に係る線量当量率を測定する設備
- 使用済燃料貯蔵プールの状態を監視するためのカメラ



3. 10(12) 発電所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使用済燃料貯蔵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外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設ける
 - 原子炉建屋放水設備：
 - ・移動等により複数方向から原子炉建屋に放水が可能
 - ・航空機燃料火災にも対応可能なように、泡放射が可能
- 放水後の放射性物質を含む水の海洋への拡散することを抑制するために必要な設備を設ける
 - 海洋への拡散抑制設備：
 - ・流末排水ゲート等で構成し、排水口から海洋へ拡散することを抑制するよう、排水路の流末に設置

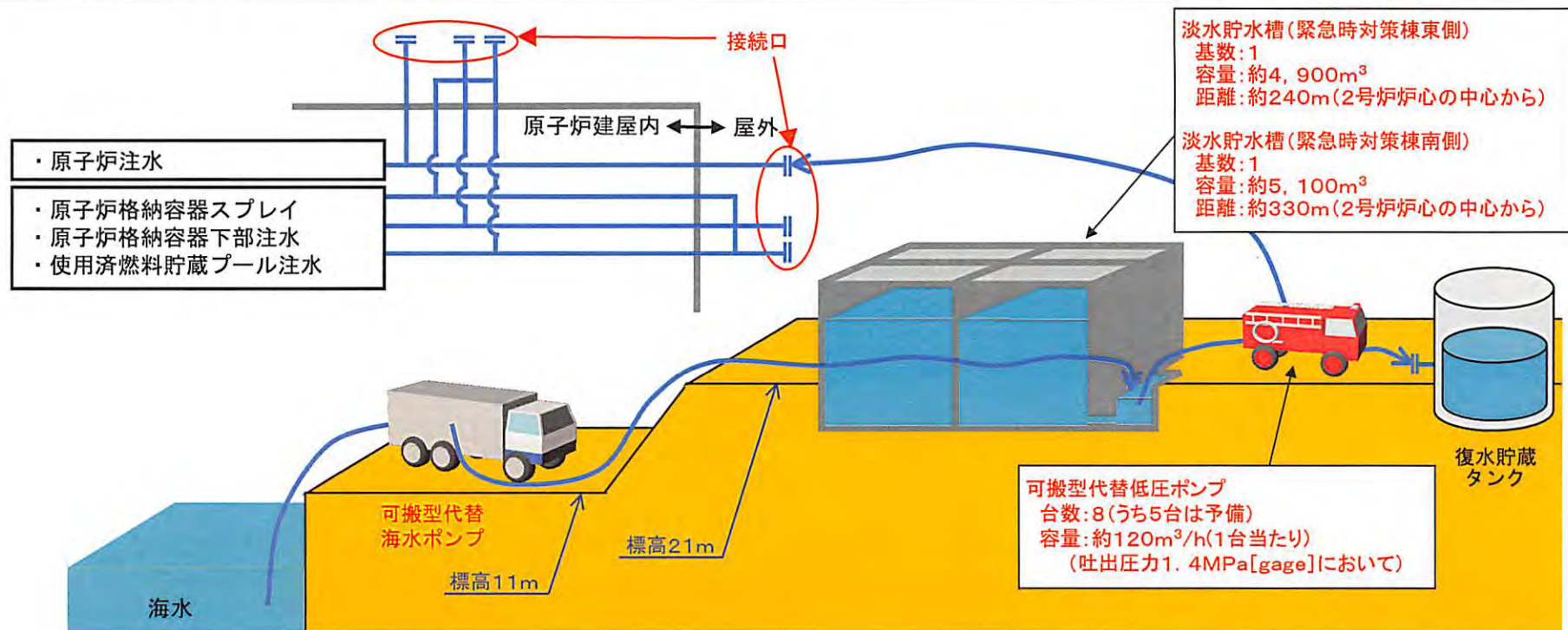


発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 概要図

3. 10(13) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

- 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に必要な設備を設ける

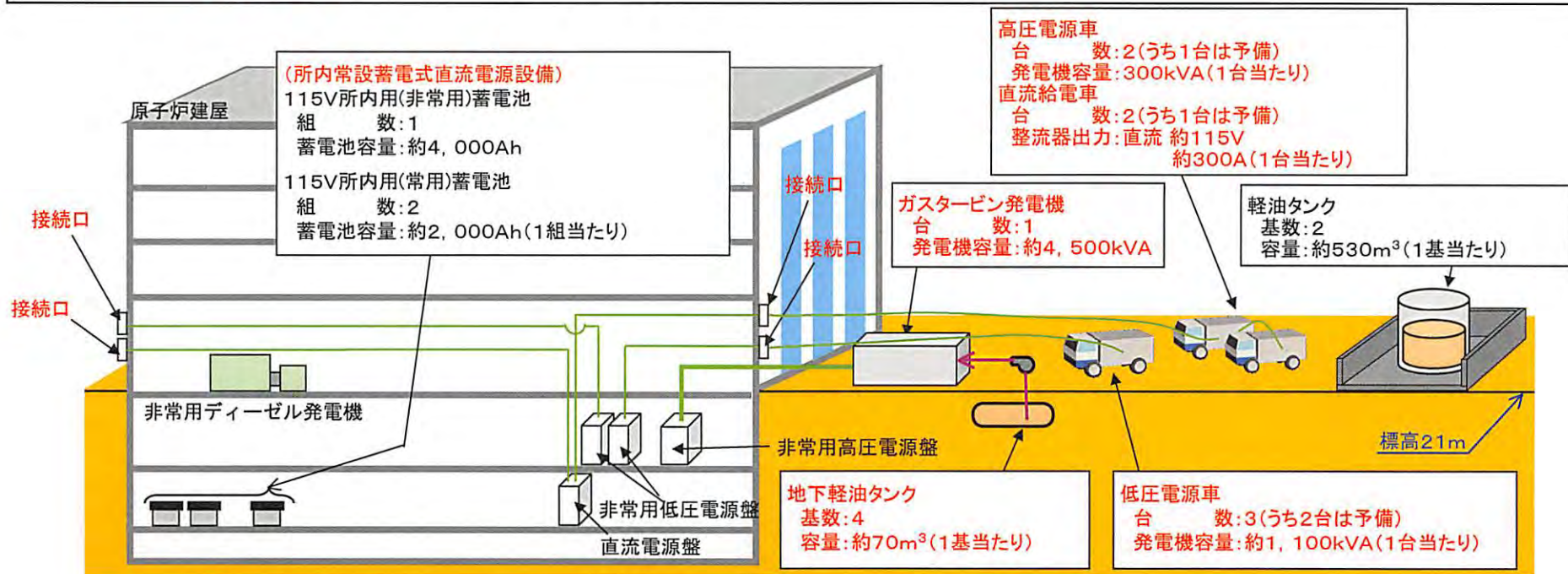
- 水源の確保:
 - ・代替淡水源として複数の淡水貯水槽を設置
 - ・海水を利用することが可能
- 水の移送手段:
 - ・淡水貯水槽からの淡水の移送(移送ホース及び可搬型代替低圧ポンプ)
 - ・淡水貯水槽への海水の移送(移送ホース及び可搬型代替海水ポンプ)
 - ・復水貯蔵タンクは、淡水貯水槽からの補給が可能



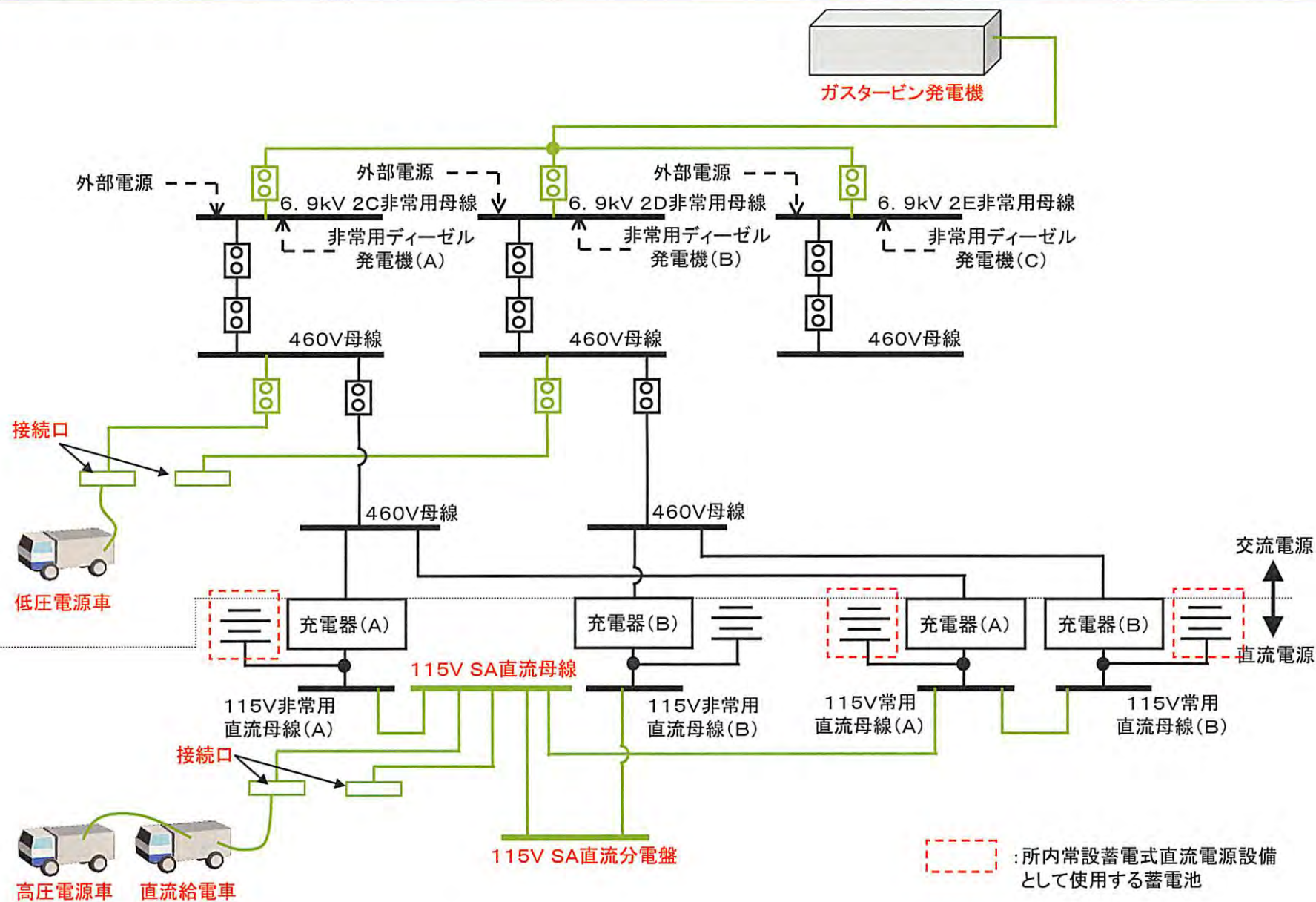
重大事故等の収束に必要な水の供給設備 概要図

3. 10(14) 電源設備(1/2)

- 設計基準事故対処設備の電源の喪失により、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、使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な設備を設ける
 - 常設代替交流電源設備 : ガスタービン発電機
 - 可搬型代替交流電源設備 : 低圧電源車
 - 所内常設蓄電式直流電源設備 : 115V所内用(非常用)蓄電池1組 + 115V所内用(常用)蓄電池2組
 - 可搬型代替直流電源設備 : 直流給電車 + 高圧電源車
- 設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機、重大事故等対処設備である**代替交流電源設備(ガスタービン発電機・低圧電源車)**等の燃料として、7日間連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵
 - 軽油タンク : 2基(標高21mに設置)
 - 地下軽油タンク : 4基(標高21mに設置)



電源設備 概要図(1/2)



3. 10(15) 計装設備

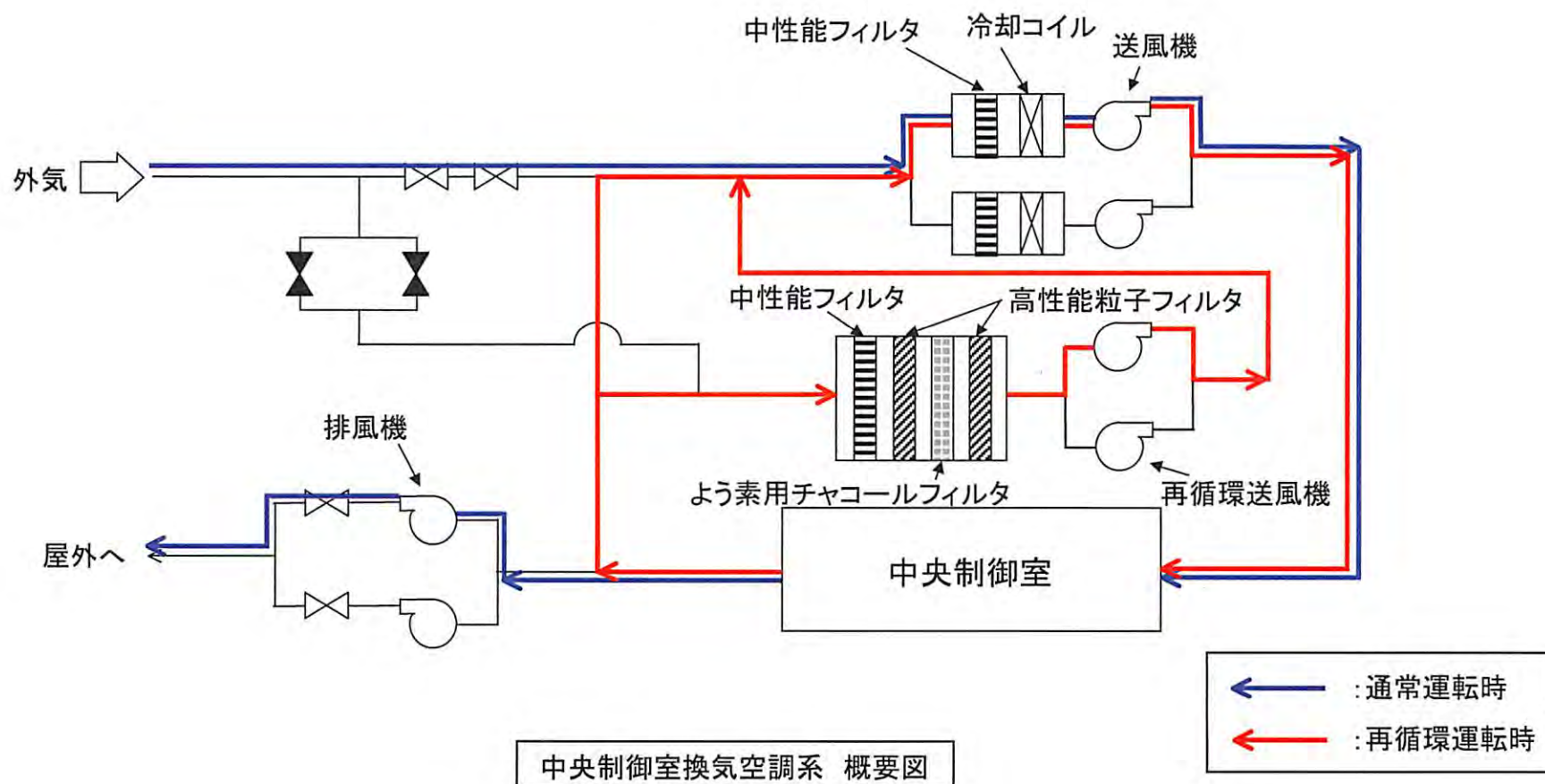
- 重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける
 - 原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能範囲)を明確にし、その把握能力を超えた場合の原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位、原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を推定できる手段を整備
 - 想定される重大事故等の対応に必要なパラメータ(原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率)が計測又は監視及び記録が可能

【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	原子炉圧力計 原子炉水位計
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タービン入口圧力計 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 復水補給水系流量計 代替低圧注水系流量計 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力計 復水移送ポンプ出口圧力計 常設代替低圧ポンプ出口圧力計 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 復水補給水系流量計 代替低圧注水系流量計	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力計 復水移送ポンプ出口圧力計 常設代替低圧ポンプ出口圧力計 原子炉圧力計 原子炉水位計
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量計 代替原子炉格納容器スプレイ系流量計 原子炉格納容器下部注水系流量計	復水移送ポンプ出口圧力計 常設代替低圧ポンプ出口圧力計 原子炉格納容器内圧力計 原子炉格納容器内(ドライウエル)水位計 サプレッションチェンバール水位計

● 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設備を設ける

- 適切な換気設計及び遮蔽設計により、運転員がとどまることが可能
(炉心の著しい損傷が発生した場合でも、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない)
- 中央制御室の電源(空調、照明等)は、**代替交流電源設備**からの給電が可能
- 中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、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資機材配備



3. 10(17) 監視測定設備

- 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む）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、測定及び記録するため、並びに風向、風速等を測定及び記録するために必要な設備を設ける
 - 固定モニタリング設備 : 周辺監視区域境界付近に、空間放射線量率を測定するモニタリングポストを設置
 - モニタリングカー : 重大事故等時に発電所敷地周辺の空間放射線量率、空気中の放射性物質濃度を敏速に測定するため空間ガンマ線測定装置、ダスト・よう素測定装置等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーを配備
 - 可搬型代替モニタリング設備 : モニタリングポストが機能喪失した場合等に、空間放射線量率を測定するため、可搬型モニタリングポストを配備
 - 気象観測設備 : 敷地内に、風向、風速等を測定する気象観測設備を設置
 - 代替気象観測設備 : 気象観測設備が機能喪失した場合に、風向、風速等を測定するための代替気象観測設備を設置



モニタリングカー

（搭載機器）

- ・空間ガンマ測定装置
- ・ダスト・よう素測定装置
- ・風向・風速計
- ・無線通話装置 等



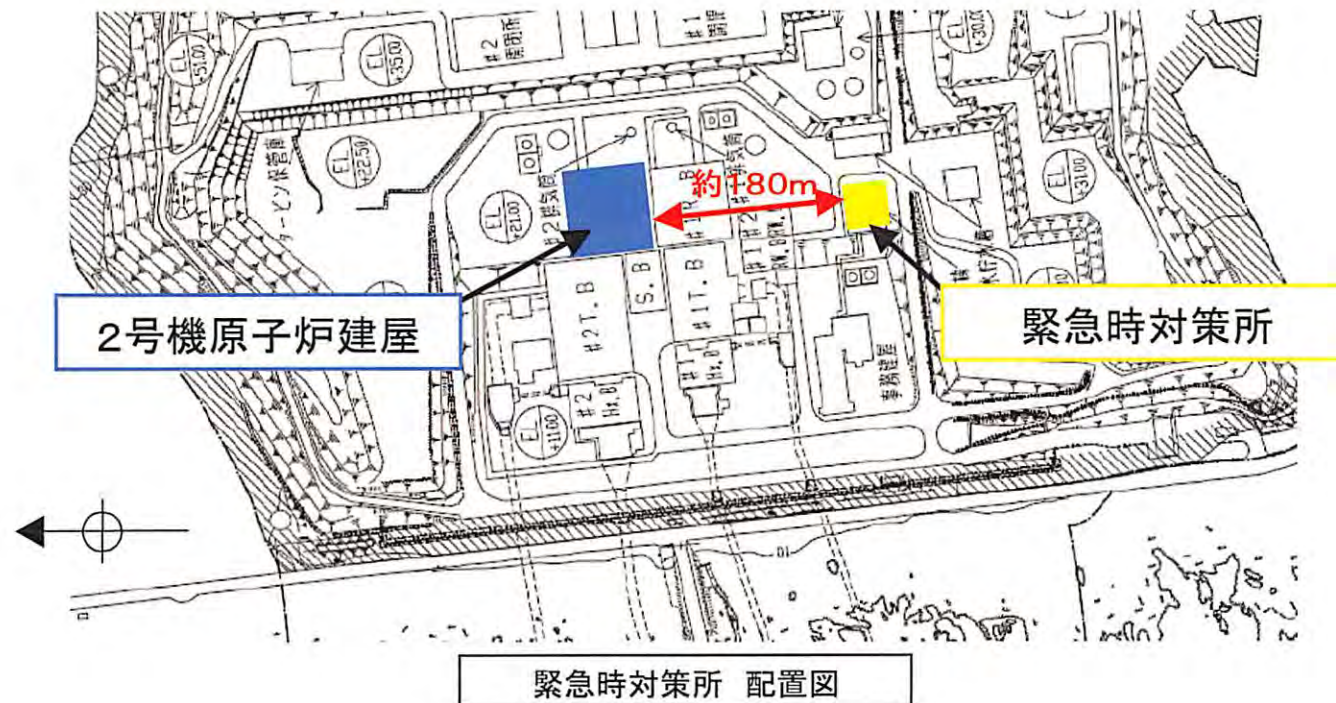
（検出器）

- ・NaI(Tl)シンチレーション
- ・半導体式

可搬型モニタリングポスト

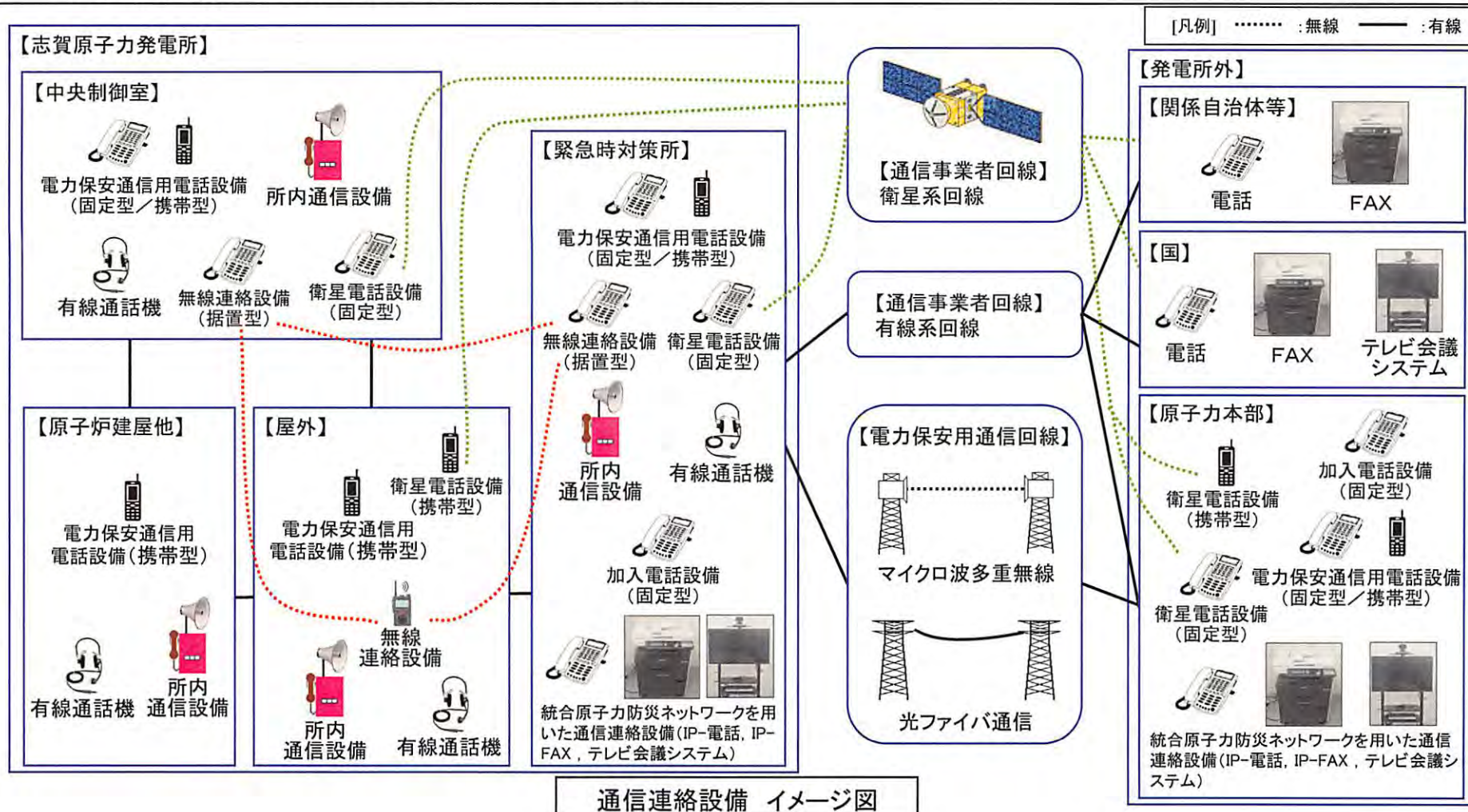
3. 10(18) 緊急時対策所

- 基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない緊急時対策所を設置
- 緊急時対策所は、津波による浸水影響を受けない場所に設置(標高21m)
- 緊急時対策所は、重大事故等に対処するための適切な措置を講じられるよう、以下の対策を実施
 - 適切な換気設計及び遮蔽設計により、対策要員がとどまることが可能
(福島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)
 - データ収集装置の設置
 - 発電所内外の必要箇所と通信連絡するための設備の設置
 - 緊急時対策所専用の代替交流電源設備からの給電が可能
 - 緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設置
- 緊急時対策所は、収容人数約100名(設計)で、発電所外からの支援がなくても事故発生後7日間滞在することが可能な食料等を備蓄



3. 10(19) 通信連絡を行うために必要な設備(通信連絡設備)

- 設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置(安全施設に属するものに限る)及び多様性を確保した通信連絡設備(安全施設に属するものに限る)を設けるとともに、設計基準事故が発生した場合において原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設ける
- また、重大事故等が発生した場合において原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設ける



3. 11 重大事故等対策の有効性評価(1/3)

● 有効性評価結果及び解析コード(炉心損傷防止対策)

事故シーケンスグループ		重大事故等対策	評価結果の概要	使用解析コード
高圧・低圧注水機能喪失		・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系 及び格納容器ベント装置	・燃料被覆管の最高温度が1, 200℃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	SAFER MAAP
高圧注水・減圧機能喪失		・代替自動減圧系		SAFER MAAP
全交流動力電源喪失		・常設代替低圧注水系 ・可搬型代替原子炉格納容器スプレイ系 及び格納容器ベント装置 ・常設代替交流電源設備		SAFER MAAP
崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系 及び代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備		SAFER MAAP
	残留熱除去系故障	・常設代替原子炉格納容器スプレイ系 及び格納容器ベント装置		SAFER MAAP
原子炉停止機能喪失		・ほう酸水注入系 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能		REDY SCAT
LOCA時注水機能喪失		・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系 及び格納容器ベント装置		SAFER MAAP
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)		・代替自動減圧系		SAFER

3. 11 重大事故等対策の有効性評価(2／3)

● 有効性評価結果及び解析コード(格納容器破損防止対策)

事故シーケンスグループ	重大事故等対策	評価結果の概要	使用解析コード
雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	・常設代替低圧注水系 ・常設代替原子炉格納容器スプレイ系 及び格納容器ベント装置 ・常設代替交流電源設備	・格納容器の限界圧力, 限界温度を概ね超えることはない ・Cs-137の総放出量は100TBqを十分下回る ・水素の爆轟は発生せず, また, 可燃性ガスの燃焼も発生しない	MAAP
水素燃焼			
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	・手動減圧機能※	・原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を2.0MPa以下に減圧可能	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	・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	MAAP
格納容器直接接触 (シェルアタック)	—	・圧力容器から落下した溶融炉心は格納容器バウンダリに直接接触することはない構造となっている	—
溶融炉心-コンクリート相互作用	・常設代替低圧注水系※ ・常設原子炉格納容器下部注水系	・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	MAAP

※圧力容器破損に至る事象を仮定するため, 圧力容器破損までは, 重大事故等対処設備である常設代替低圧注水系等による原子炉注水を実施しない

3. 11 重大事故等対策の有効性評価(3／3)

● 有効性評価結果(使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策)

事故シーケンスグループ	重大事故等対策	評価結果の概要	使用解析コード
想定事故1	・可搬型代替燃料プール注水系	・燃料は露出することなく冷却可能	—
想定事故2	・常設代替燃料プール注水系 ・可搬型代替燃料プール注水系		—

● 有効性評価結果及び解析コード(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	重大事故等対策	評価結果の概要	使用解析コード
崩壊熱除去機能喪失	—	・燃料は露出することなく、冷却可能	—
全交流動力電源喪失	・常設代替交流電源設備		—
原子炉冷却材の流出	—		—
反応度の誤投入	—	・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を確保	APEX

4. 工事計画認可申請の概要

- 新規制基準の規定による工事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)」において規定された設備の詳細設計について申請

主な申請設備	申請書の内容
▶ポンプ ・常設代替低圧ポンプ ・可搬型代替低圧ポンプ ・可搬型代替海水ポンプ 等	・ポンプの種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度等 ・設定根拠に関する説明書 ・耐震性に関する説明書※、強度に関する説明書 ・配置を明示した図、系統図、構造図
▶配管類 ・代替低圧注水系 ・代替原子炉補機冷却系 等	・配管の最高使用圧力、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 ・耐震性に関する説明書※、強度に関する説明書 ・配置を明示した図、系統図
▶電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 等	・電源設備の種類、容量、電圧、周波数、力率、回転速度等 ・設定根拠に関する説明書 ・耐震性に関する説明書※、強度に関する説明書 ・単線結線図、配置を明示した図、系統図、構造図等
▶その他 ・計測装置 等	・計測装置の名称、検出器の種類、計測範囲、個数等 ・計測装置の構成、計測範囲、警報動作範囲に関する説明書 ・構造図、制御系統図、取付箇所を明示した図

※：耐震設計の基本方針、耐震計算書からなる。このうち耐震計算書は、各種解析等が完了次第申請。

5. 保安規定変更認可申請の概要(1/2)

- 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項に基づき以下の内容を申請

➤ 重大事故等対処設備に対する運転上の制限等

	要求事項	保安規定の変更概要
運転管理	【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等について設定	有効性評価で機能を期待する重大事故等対処設備について、運転上の制限等を規定 《主な対象設備》 ・常設代替低圧注水系 ・常設代替交流電源設備 ・代替原子炉補機冷却系 ・格納容器ベント装置 《運転上の制限》 対象設備が健全であることを定期的に試験で確認し、機能が喪失し時間内に復旧しなかった場合、あらかじめ定めた措置を実施

5. 保安規定変更認可申請の概要(2/2)

➤ 原子炉施設の保全活動を行う体制の整備

	要求事項		保安規定の変更概要	
体制整備	【実用炉規則第92条第1項第20号～第23号】 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原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備		原子炉施設の保全活動を行うために必要な要員, 資機材, 手順書, 教育訓練等を整備することを規定	
	火災	内部溢水	重大事故等	大規模損壊
要員	初動対応要員が最大となる重大事故等発生時を考慮した増員を行う。			
資機材	消防車、ホース等	保護衣、防護マスク等	重大事故等対処設備 (常設代替低圧ポンプ等)	可搬型設備(電源車、消防車等)
手順書	火災防護計画等の策定	漏えい検知警報等により、漏えい配管を推定し隔離する手順を策定	炉心の著しい損傷、格納容器破損等を防止する手順を策定	泡放水砲を用いた消火手順の策定 可搬型設備を活用し、炉心の著しい損傷等を緩和する手順を策定
教育訓練	要員の役割に応じて必要な内容を明確化し教育訓練を行う。			
				
	緊急時対策本部	非常送水	緊急時モニタリング	

(補足) 主要な審査項目(27項目)の記載箇所

51

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	22	14	保安 規定 関連	組織・体制	50	
2		有効性評価(炉心損傷防止)	45	15		教育・訓練	50	
3		有効性評価(格納容器破損防止)	46	16		LCO／AOT	49	
4		有効性評価(SFP, 停止中)	47	17		重大事故対策の手順書 (大規模損壊を含む)	50	
5		解析コード	45,46,47	18	敷地内の破砕帯		8	
6		制御室	41	19	地震動	敷地及び敷地周辺の地下構造	9	
		緊急時対策所	43	20		震源を特定して策定する地震動	10	
7	設計 基準 事故 対策	内部溢水	20	21		地震動	震源を特定せず策定する地震動	10
8		内部火災	18,19	22			基準地震動	10
9		外部火災	17	23			耐震設計方針	11
10		竜巻(影響評価・対策)	15	24	津波		基準津波	12,13
11		火山(対策)	16	25		耐津波設計方針	14	
12	工事 計画 関連	耐震耐津波	14	26	地盤・斜面の安定性		8,9	
13		重大事故対策機器・設備の評価	48	27	火山影響評価		16	