

**発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る
審査における主要な論点整理
～北陸電力株式会社 志賀原子力発電所2号機～
補足資料**

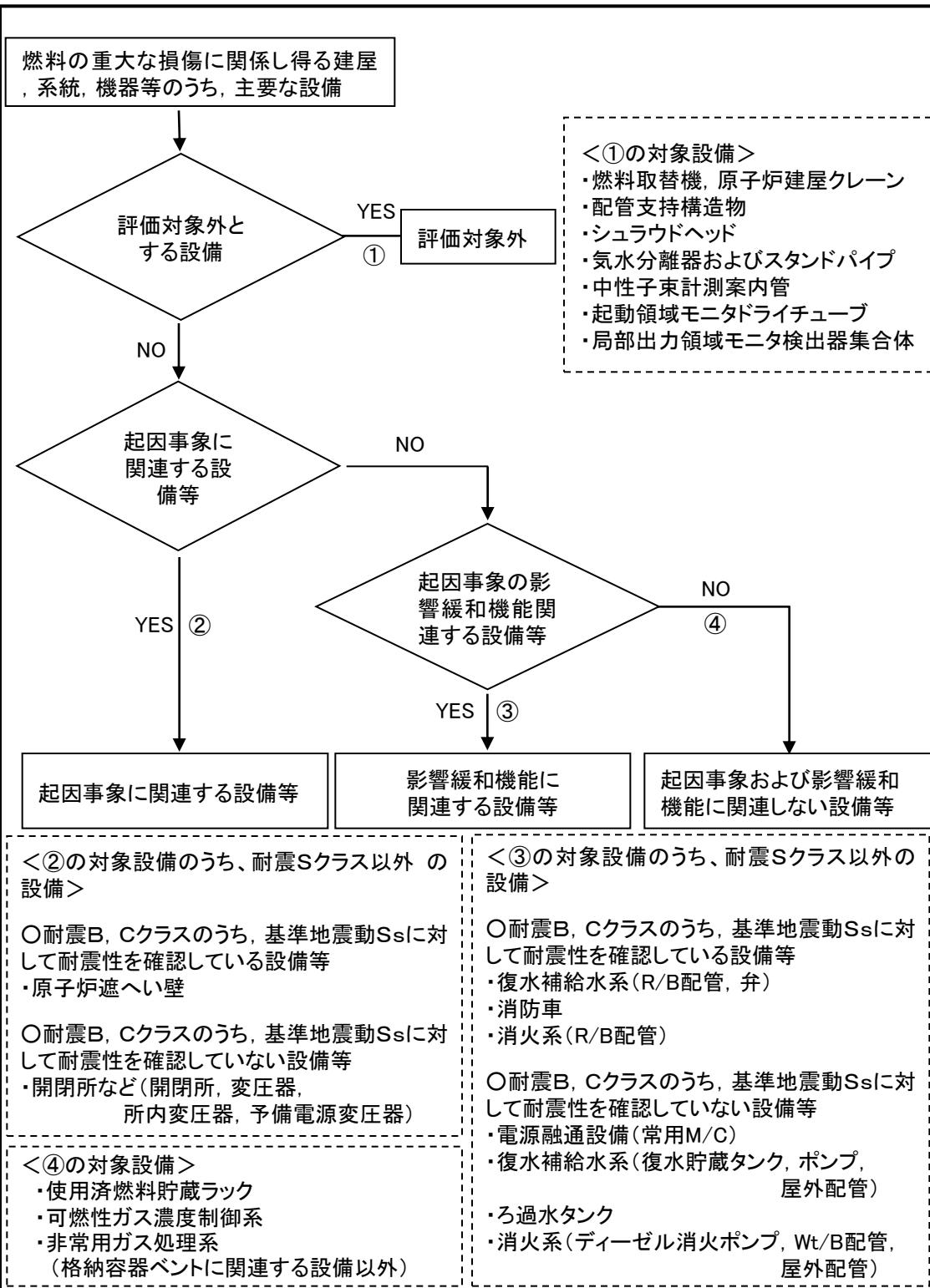
(平成24年6月15日までの論点整理)

- (1)耐震に関する裕度評価
- (2)津波に関する裕度評価
- (3)緊急安全対策などの防護措置の実現可能性に関する評価
- (4)地震・津波の重畳に関する時間的余裕の評価

(1)耐震に関する裕度評価 ～耐震裕度評価の対象設備等の選定～

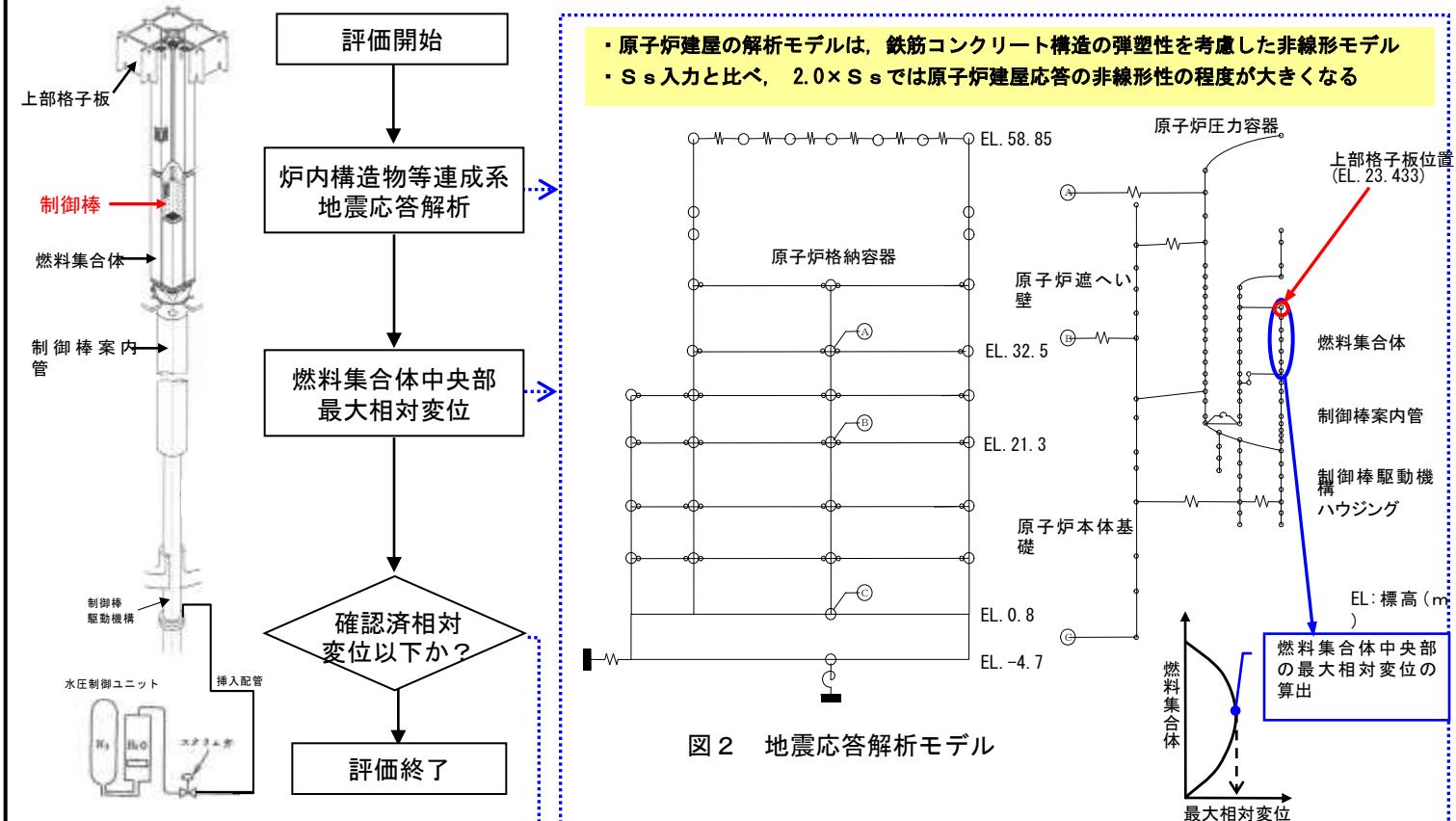
- ・ストレステストにおける耐震裕度評価の対象設備の選定の考え方、選定プロセスの妥当性を確認
- ・耐震Sクラス設備等、緊急安全対策等で整備された設備及び機能を期待する下位クラス設備等について、損傷モード(構造的な損傷、機能的な損傷等)、 S_s に対して発生する応力等の値、許容値等を確認
- ・耐震裕度評価の対象外とされた耐震Sクラス設備については、対象外として扱う具体的な理由と根拠が妥当であることを確認

1. 対象設備の選定フロー図(原子炉に関して)



2. 制御棒の耐震評価裕度

- ・燃料集合体と原子炉建屋の一次固有周期が比較的近いことから、燃料集合体と原子炉建屋の地震応答は互いに影響を受けやすい関係にあること、及び2倍の S_s 地震動(以下、「 $2.0 \times S_s$ という。)を入力する場合は S_s 入力の場合に比べて原子炉建屋の応答に非線形性の程度が顕在化しやすいことの2点を考慮し、制御棒挿入性に係る評価については、 $2.0 \times S_s$ による評価を実施したとしている。
- ・この $2.0 \times S_s$ による評価にあたっては、耐震安全性評価と同様に原子炉建屋と原子炉圧力容器、炉内構造物等を連成させた地震応答解析モデルを使用し、同様な評価方法で実施していることを確認。



- ・ $2.0 \times S_s$ の燃料集合体中央部の最大相対変位は、耐震安全性評価時に制御棒挿入解析により地震時挿入性を確認した66.1mmを下回ることから、制御棒挿入性の裕度は2.00と評価していることを確認。

表1 機能確認済相対変位との比較

地震動	相対変位 (mm)		確認済相対変位 (mm)
	S_s	$2 \times S_s$	
$S_s - 1$	35.5	51.3	66.1
$S_s - 2$	46.1	48.8	
$S_s - 3$	32.7	40.7	

～耐震バックチェックの解析手法との相違～

- ・ストレステストにおける耐震性の安全裕度評価は、耐震バックチェック評価の結果に基づいて行うことを前提
- ・ただし、評価部位・解析条件・許容値等に相違がある場合は、これら条件設定の考え方及び検討プロセスを確認の上で、相違内容の妥当性を確認
- ・また、耐震バックチェック評価では対象としていない耐震Sクラス以外の設備等(緊急安全対策に係る設備、措置に用いる下位クラス設備等)については、その評価内容について妥当性を確認

構造強度評価における変更点の概要

変更点の概要	対象設備	裕度		
		耐震バック チェック	ストレス テスト	
耐震補強工事による裕度向上	配管支持構造物の追設	・残留熱除去系配管	1.17	2.05
詳細な評価方法などの適用	せん断応力度の見直し	・原子炉本体基礎(ブラケット部)	1.13	3.41
		・制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	1.65	3.33
	地震荷重による応力を分離して裕度を算出	・原子炉圧力容器(RPV)下部鏡板	1.39	2.93
		・胴板	1.48	3.69
		・原子炉補機冷却水系配管	1.69	1.81
		・主蒸気系配管	1.36	2.13
		・原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	1.91	2.04
設計引張強さ(Su)などの適用	設計引張強さ(Su)の適用	・RPVスタビライザ	1.75	3.34
		・制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム	1.41	2.50
		・原子炉補機冷却水系熱交換器	1.54	3.18
		・使用済燃料貯蔵ラック	1.38	2.69
		・配管貫通部	1.23	2.05
		・制御棒駆動系配管	1.71	2.48
		規格基準による許容値の見直し	・ダイヤフロムフロア	1.48
	・RPVスタビライザブラケット		1.72	3.06

動的機能評価における変更点の概要

変更点の概要	対象設備	裕度		
		耐震バック チェック	ストレス テスト	
試験等で妥当性が確認された許容値の適用	既往試験結果の適用	・原子炉補機冷却水ポンプ	1.66	1.79
		・非常用ディーゼル発電機(ガバナ応答加速度)	1.42	2.85
詳細な評価方法などの適用	動的機能維持詳細評価の実施	・主蒸気逃がし安全弁	1.09	2.04
		・非常用ディーゼル発電機(機関応答加速度)	1.41	1.72
	時刻歴応答解析による応答加速度の評価	・原子炉補機冷却水系弁	1.22	1.81
		2倍のS _s による地震応答解析の実施	・制御棒挿入性	1.43

～建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に及ぼす影響について～

- ・建屋応答の非線形性が設備の耐震裕度評価に及ぼす影響は極めて小さいものであることを確認
- ・建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に与える影響について検討した結果、 $2.0 \times S_s$ 入力時の建屋の床応答は建屋が非線形化することにより長周期側にシフトするものの、 S_s 入力時の2倍程大きくならない傾向にあり、 S_s 入力時の応答から算定した設備の裕度は概ね保守側に評価されていることを確認
- ・建屋応答の非線形性を考慮して設備の裕度評価を行い、クリフエッジの特定に与える影響について検討した結果、クリフエッジ設備は変わらず、裕度もほぼ同じ値になることを確認

1. 評価概要

一般的に、入力が増大して建屋応答が非線形領域に達すると、建屋の床応答スペクトルは長周期側にシフトするものの、 α 倍の S_s を入力した場合の建屋の床応答は S_s を入力した場合の α 倍程は大きくならない傾向にあるものとする。また、設備の固有周期が短周期側にあることも踏まえると、設備の裕度評価に及ぼす影響は軽微と考えるが、基準地震動の周波数特性及び建屋の応答性状等によっては、設備の固有周期帯の、建屋の非線形化による応答スペクトルの変化が、設備の耐震裕度の評価に影響を及ぼす可能性が考えられる。(図1参照)

志賀原子力発電所2号機においては、クリフエッジとして特定した設備の耐震裕度が1.93倍の S_s であることから、 $2 \times S_s$ 入力時の建屋の非線形性を考慮した設備の裕度評価を行い、クリフエッジの特定に与える影響について、図2のフローに基づき検討したとしている。

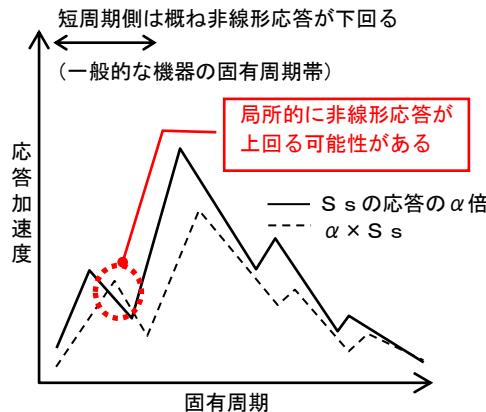


図1 建屋の非線形化による応答スペクトルの変化イメージ

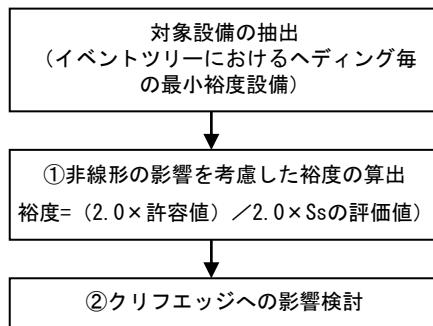


図2 影響検討フロー

2. 影響検討①：非線形の影響を考慮した裕度の算出

イベントツリーにおけるヘディング毎の最小裕度設備となる設備について、 $2 \times S_s$ による床応答スペクトル、最大床応答加速度を用いて評価値を求め、 S_s に対する裕度を算出した結果は下表のとおりとしている。全体として裕度はほぼ同じ値となることを確認した。

No.	対象設備	S_s に対する裕度 (報告記載値)	非線形の影響考慮した裕度
1	MCR制御盤	2.30	2.30
2	非常用ディーゼル発電機	1.72	1.72
3	主蒸気逃がし安全弁	2.04	2.49
4	原子炉隔離時冷却ポンプ	2.27	2.27
5	高圧炉心注水ポンプ	2.27	2.27
6	主蒸気逃がし安全弁 (アキュムレータ)	6.37	6.46
7	残留熱除去ポンプ	2.27	2.27
8	格納容器ベント弁 (不活性ガス系弁)	1.93	2.00

3. 影響検討②：クリフエッジへの影響検討

影響検討①において実施した $2 \times S_s$ の裕度算出結果を基に、クリフエッジの特定を行った「外部電源喪失」の収束シナリオに対して、非線形性の影響を考慮した場合のクリフエッジに及ぼす影響を原子炉にある燃料および使用済燃料貯蔵プールにある燃料について検討を実施したとしている。

原子炉にある燃料の「外部電源喪失」の収束シナリオの検討結果を図3に示す。シナリオ①～⑥の裕度は $1.72 S_s$ (非常用ディーゼル発電機) で変わらず、これらのシナリオが失敗した場合でも、シナリオ⑦ (緊急安全対策実施後のシナリオ) の裕度が $2.00 S_s$ であることから成功し、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されるとしている。シナリオ⑦はクリフエッジを特定したシナリオであり、その裕度は $1.93 S_s$ から 2.00 となるが、クリフエッジ設備は格納容器ベント弁で同じあり、裕度もほぼ同じ結果であることを確認した。

使用済燃料貯蔵プールにある燃料についても同様に検討した結果、クリフエッジ設備、裕度も同じ結果であることを確認した。

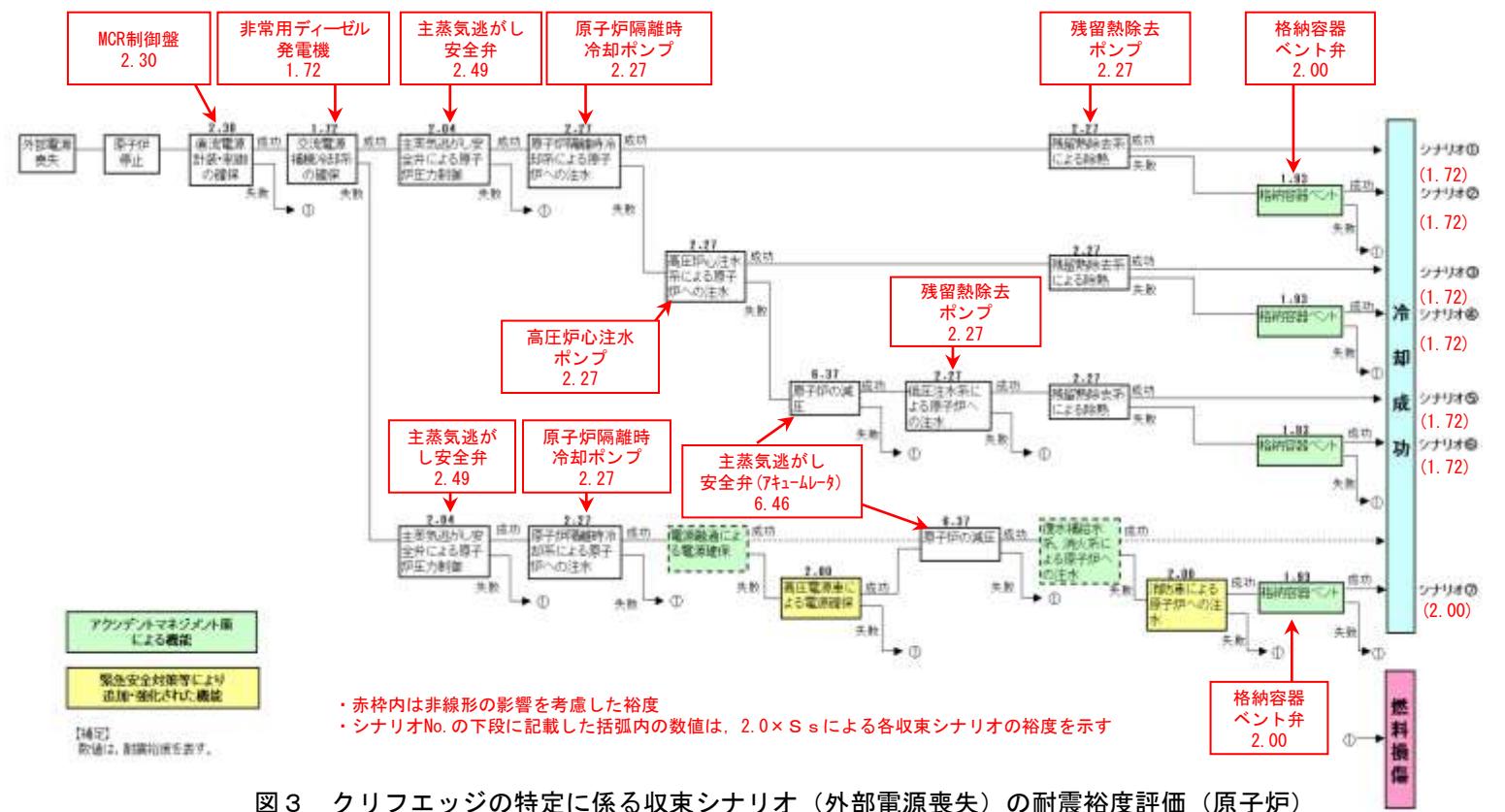


図3 クリフエッジの特定に係る収束シナリオ (外部電源喪失) の耐震裕度評価 (原子炉)

4. 検討結果のまとめ

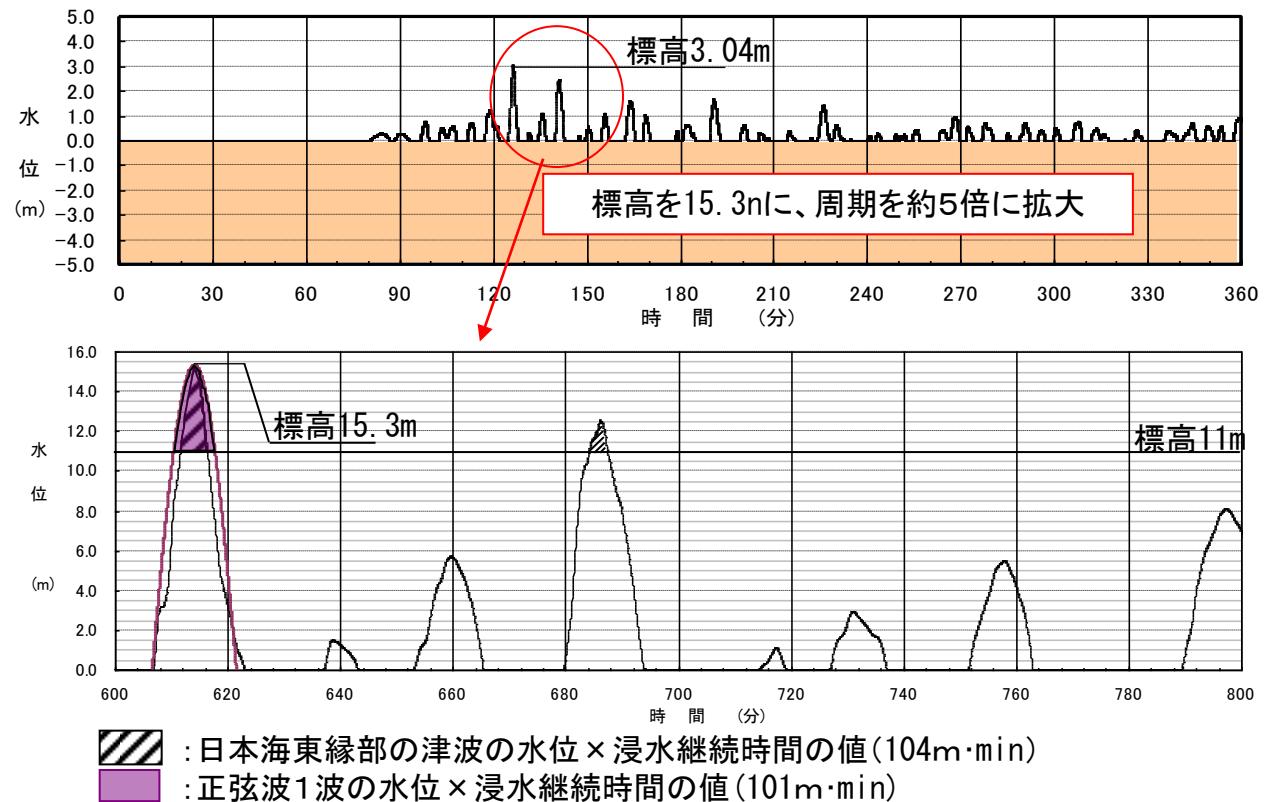
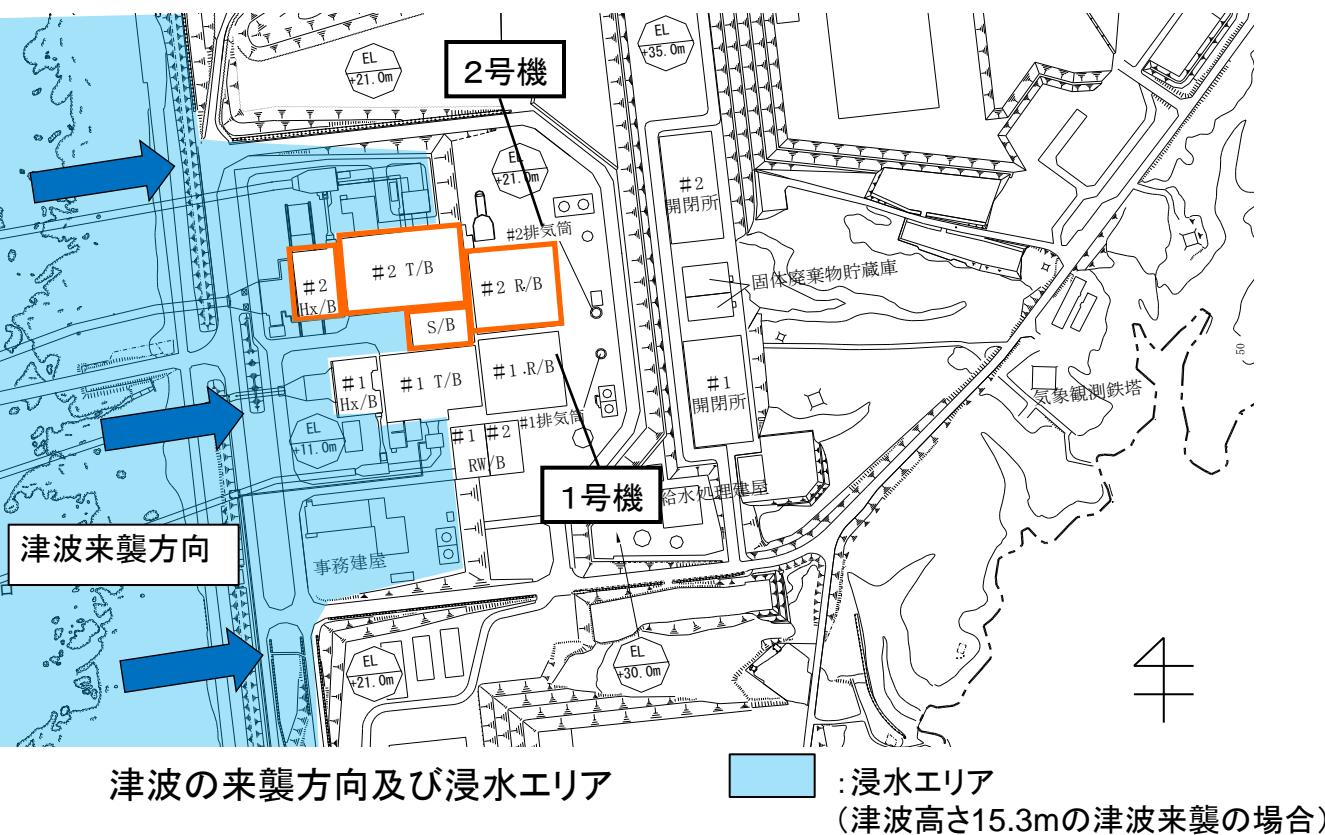
志賀原子力発電所2号機について建屋応答の非線形性が設備の裕度評価に与える影響について検討した結果、 $2 \times S_s$ 入力時の建屋の床応答は建屋が非線形化することにより長周期側にシフトするものの、 S_s 入力時の床応答の約2倍よりも大きくならない傾向にあり、 S_s 入力時の応答から算定した設備の裕度は概ね保守側に評価されていることを確認した。

また、クリフエッジの特定に与える影響について検討した結果、クリフエッジ設備は変わらず、裕度もほぼ同じ値となり、非線形性が及ぼす耐震裕度評価に及ぼす影響は極めて小さいものであることを確認した。

(2) 津波に関する裕度評価～浸水評価～

1. 志賀原子力発電所における津波対策について

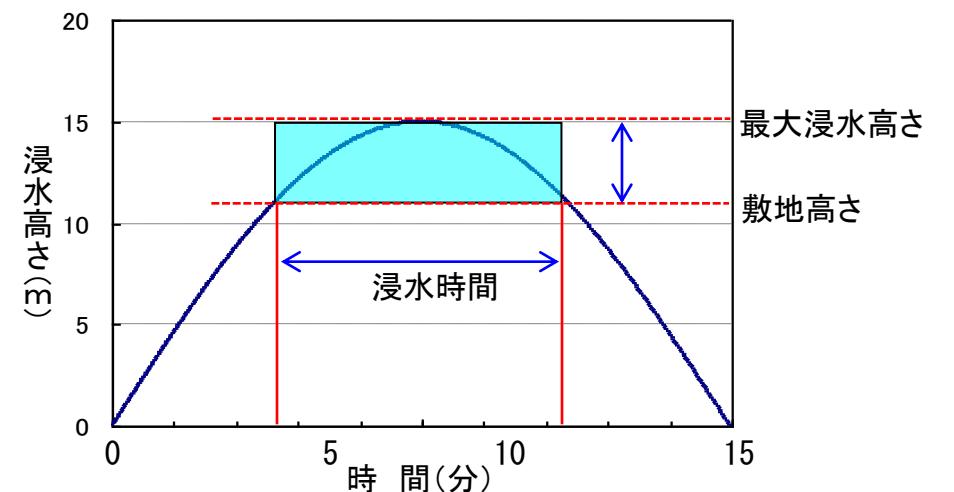
- ・志賀原子力発電所の設計想定津波は、既往津波と海域活断層及び日本海東縁部に伴う津波の数値シミュレーションの結果、敷地全面における津波モデル(以下、「設計想定津波」という。)の最高水位標高5m及び周期10分以下と設定
 - ・今回の浸水量評価においては、最高水位標高15.3m(クリフエッジ)かつ周期30分の正弦波1波の津波モデルを使用
 - ・上記の津波モデル(正弦波)の浸水時間は耐震バックチェックの設計想定津波の約5倍に該当
- 以上より、今回の評価で使用している津波モデルは、浸水量評価用モデルとして保守性を有していることを確認
また、正弦波だけではなく、さらに保守的な矩形波でもクリフエッジが変わらないことを確認



日本海東縁部の津波と正弦波1波の比較



志賀原子力発電所全体写真

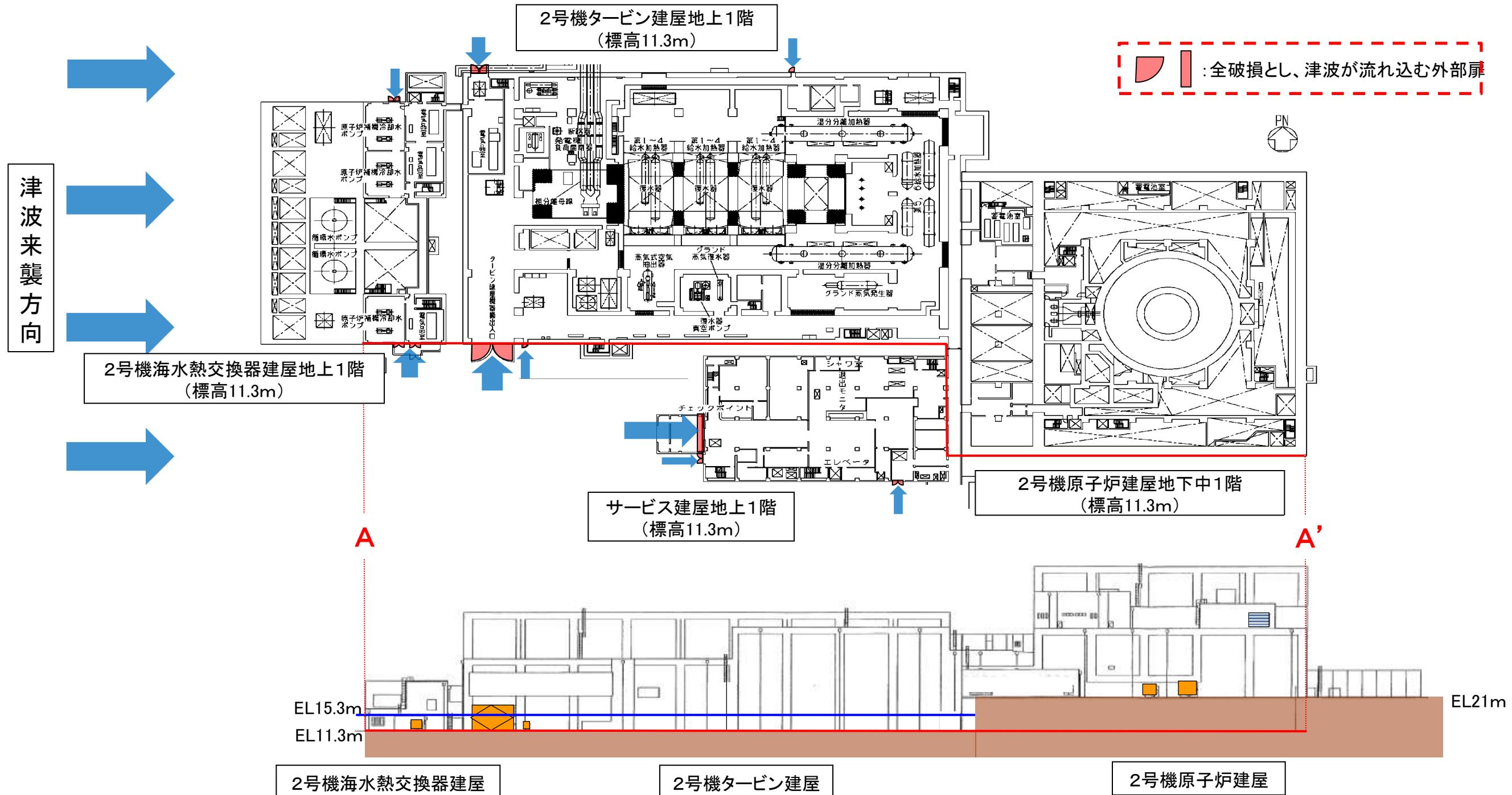


評価に用いる矩形波のイメージ図

2. 浸水経路

- ・標高21m未満においては、原子炉建屋へ直接浸水するような外部扉はないことを確認
- ・標高11.3mに設置されている海水熱交換器建屋、タービン建屋及びサービス建屋の外部扉の波圧耐性に国交省ガイドライン※に準じた波圧を考慮して評価
- ・標高15.3m(クリフエッジ)の津波が来襲した場合、標高11.3mに設置されている海水熱交換器建屋、タービン建屋及びサービス建屋の全外部扉は全破損として評価

※東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件にかかる暫定指針



3. 二重気密扉からの浸水評価

- ・二重気密扉を実際の仕様及び構造形状に応じてモデル化し、標高15.3mを水面として水圧を作用させた有限要素法による静的解析を用い、その結果から得られた扉全周の平均変位0.29mmに対し、扉全周の隙間を1mmとして保守的に設定して、二重気密扉からの浸水量を評価
- ・また、標高15.3mを水面として水圧に対する二重気密扉の発生応力が許容応力を下回ることを確認

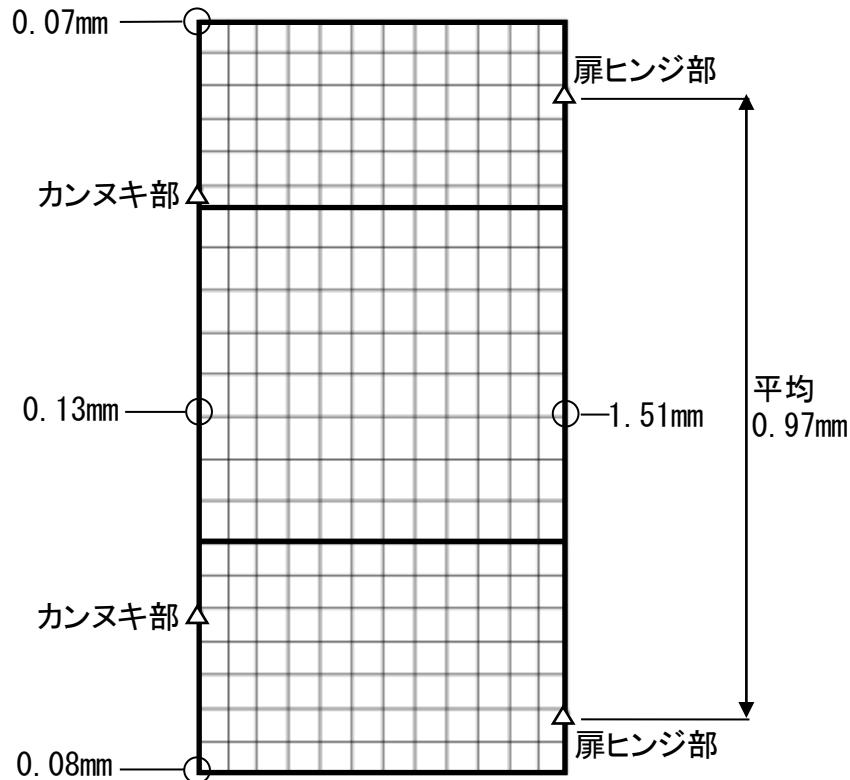


表 最大変位(すきま)

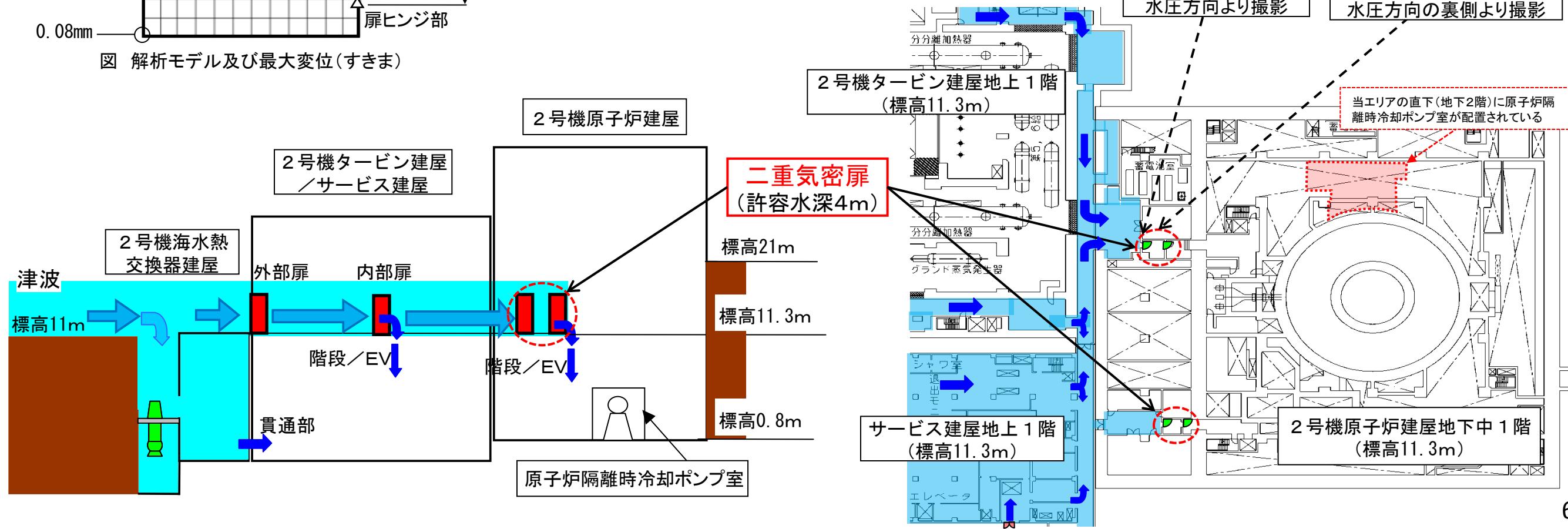
部位	最大変位(すきま)	備考
扉上部縁	0.07mm	
扉下部縁	0.08mm	
カンヌキ側(左側)	0.13mm	
ヒンジ側(右側)	1.51mm	ヒンジ間の平均変位は0.97mm
平均変位(扉全周)	0.29mm	

図 解析モデル及び最大変位(すきま)



水圧方向より撮影

水圧方向の裏側より撮影



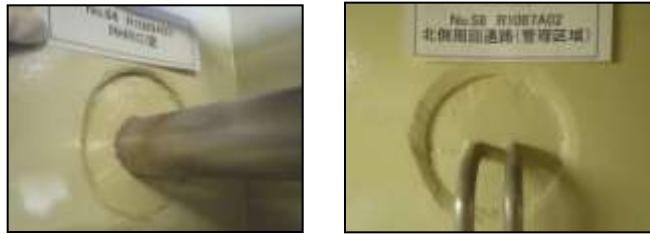
4. 配管からの浸水評価

- ・配管貫通部について、 $2.0 \times S_s$ に対する貫通部の強度の裕度から、地震時の止水性能を確保できていることを確認
- ・また、原子炉建屋地下2階の設計時の水密区画の水密扉及び貫通部の位置、許容水深及び仕様等が確認されていることを確認

・配管反力と貫通部の強度の比較

サービス建屋及び水密区画において、配管反力がそれぞれ最大の貫通部	配管外径 (mm)	壁厚 (mm)	配管反力 (kN)	許容強度 (kN)
サービス建屋貫通部 (モルタル施工)	89.1	800	1.04	圧縮:1254
			1.04	付着:446
原子炉隔離時冷却ポンプ室廻り貫通部 (モルタル施工)	114.3	600	5.18	圧縮:1207
			14.29	付着:429

モルタル施工例 (許容水深: 制限なし)

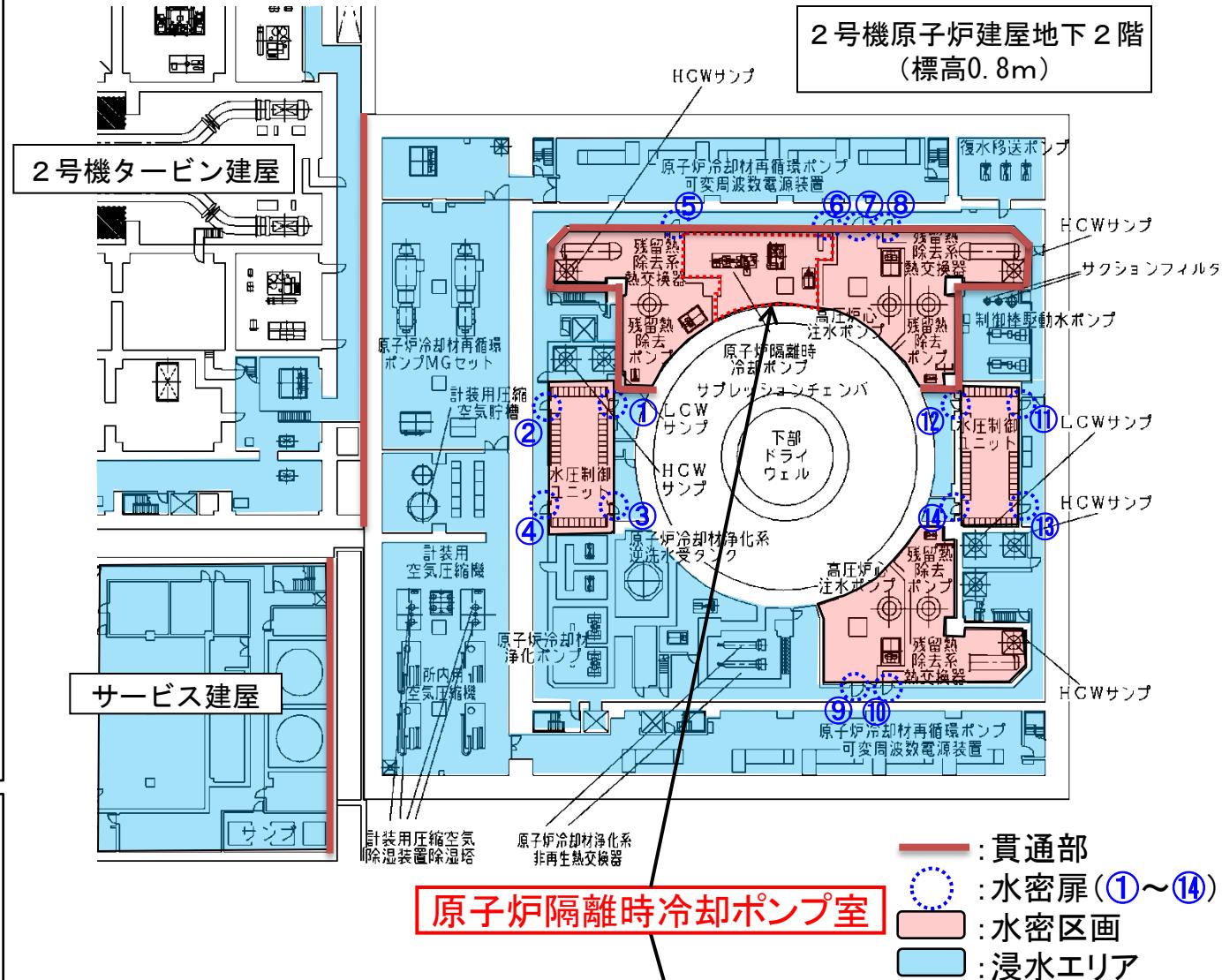


・水密扉の許容水深

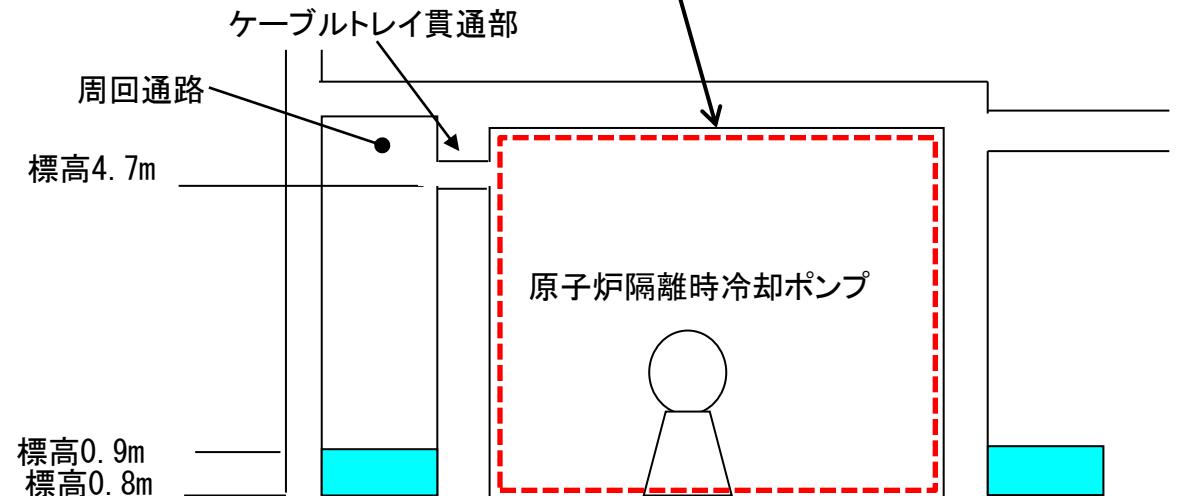
扉No	扉仕様	許容水深(m)
①	水密	12.7
②	水密	12.7
③	水密	12.7
④	水密	12.7
⑤	水密	12.7
⑥	水密	12.7
⑦	水密	8.3
⑧	水密	12.7
⑨	水密	8.3
⑩	水密	12.7
⑪	水密	12.7
⑫	水密	12.7
⑬	水密	12.7
⑭	水密	12.7



⑥原子炉隔離時冷却ポンプ室扉



原子炉隔離時冷却ポンプ室



原子炉建屋地下2階 (標高0.8m)
原子炉隔離時冷却ポンプ室周辺の南北方向断面概要図

～引き津波～

引き津波発生時の原子炉補機冷却海水ポンプへの影響評価について

- ・取水槽の水位低下が大きく、原子炉補機冷却海水ポンプの短期間運転許容水位を下回る場合には、手順に基づき、原子炉補機冷却海水ポンプを全台手動停止することにより、ポンプの故障を防ぎ、また津波終息後、ポンプを再起動としている
- ・原子炉補機冷却海水ポンプの手動停止及び再起動について、その手順の成立性及び保守性を確認

①原子炉補機冷却海水ポンプの操作手順

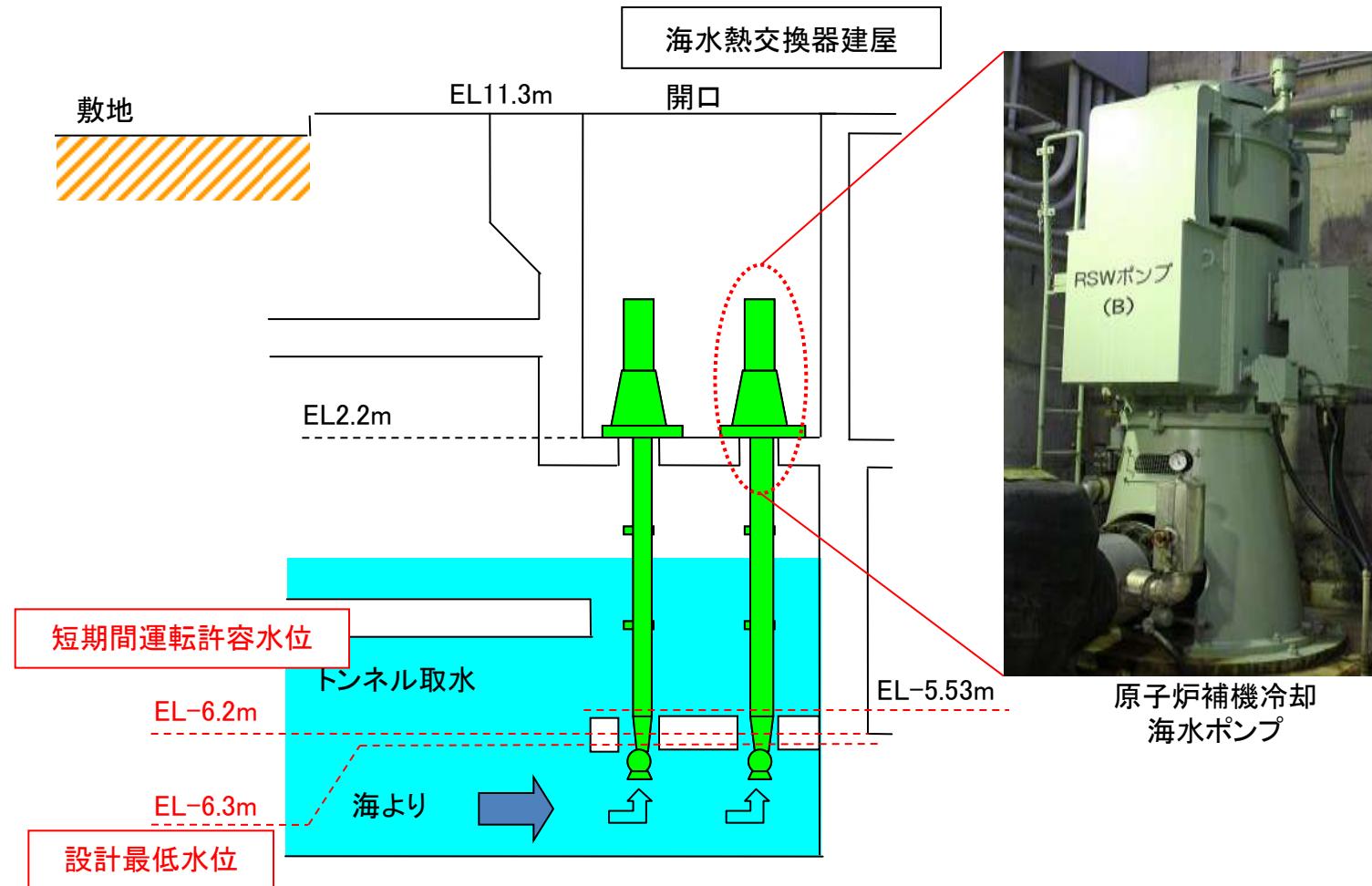
- ・スクリーン水路下流水位低下(EL-3.3m)の警報発報後、水位低下の監視体制及び原子炉補機冷却系海水ポンプ停止操作体制を確保
- ・原子炉補機冷却系海水ポンプ停止の規定水位(EL6.2m)到達で確実に手動停止

②多重性

- ・原子炉補機冷却系海水ポンプは、独立した3系列ごとに各1台予備を設置

③原子炉補機冷却系海水ポンプが機能喪失した場合

- ・機能代替用の大容量水中ポンプ4台を配備
(取付作業開始から約3日で海水取水が再開可能)



④原子炉補機冷却系海水ポンプが全数損傷した場合

- ・寄せ津波による「外部電源喪失」及び「最終的な熱の逃がし場の喪失」の同時発生事象と同様の対応を行う
- ・寄せ津波による原子炉補機冷却系海水ポンプの全数損傷の条件のもとでクリフエッジを特定していることから、引き津波による原子炉補機冷却系海水ポンプの全台損傷はクリフエッジに影響はしない

(3) 緊急安全対策などの防護措置の実現可能性に関する評価

～ 緊急安全対策等の地震及び津波に対する耐性、措置の実施に必要な時間～

地震・津波に対する耐性について



・(大坪川ダム及び放水槽を除く)防護措置に係る設備の地震及び津波に対する耐性については、機能保持に係る裕度が、クリフエッジとして特定されている津波標高(EL15.3m)及び地震動(1.93×Ss)よりも大きい

・大坪川ダム及び放水槽については地震及び地震・津波の重畳に対する評価においては期待しない

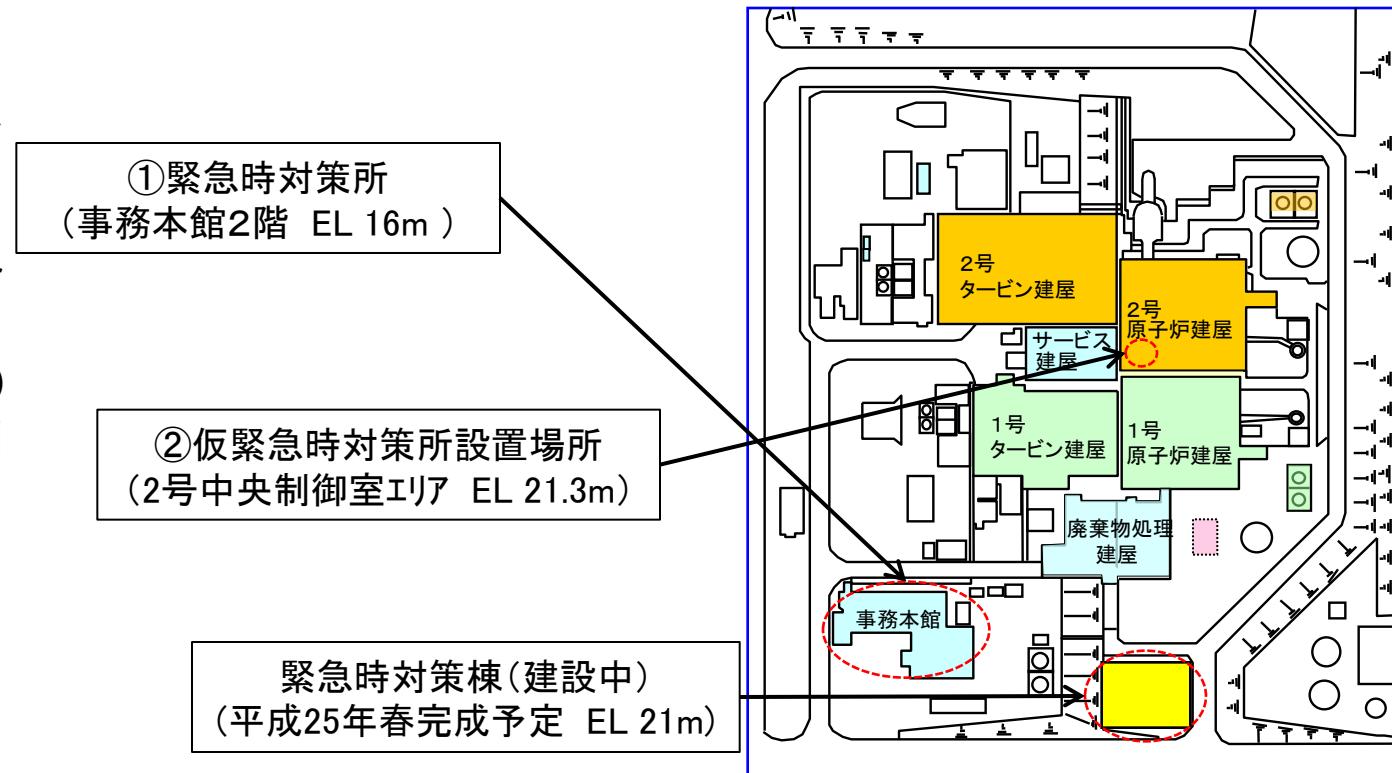
～設備・機器等の操作内容とその所要時間、要員人数、 操作現場へのアクセスルートの確保の成立性評価～

1. 対象事故シナリオの想定の妥当性

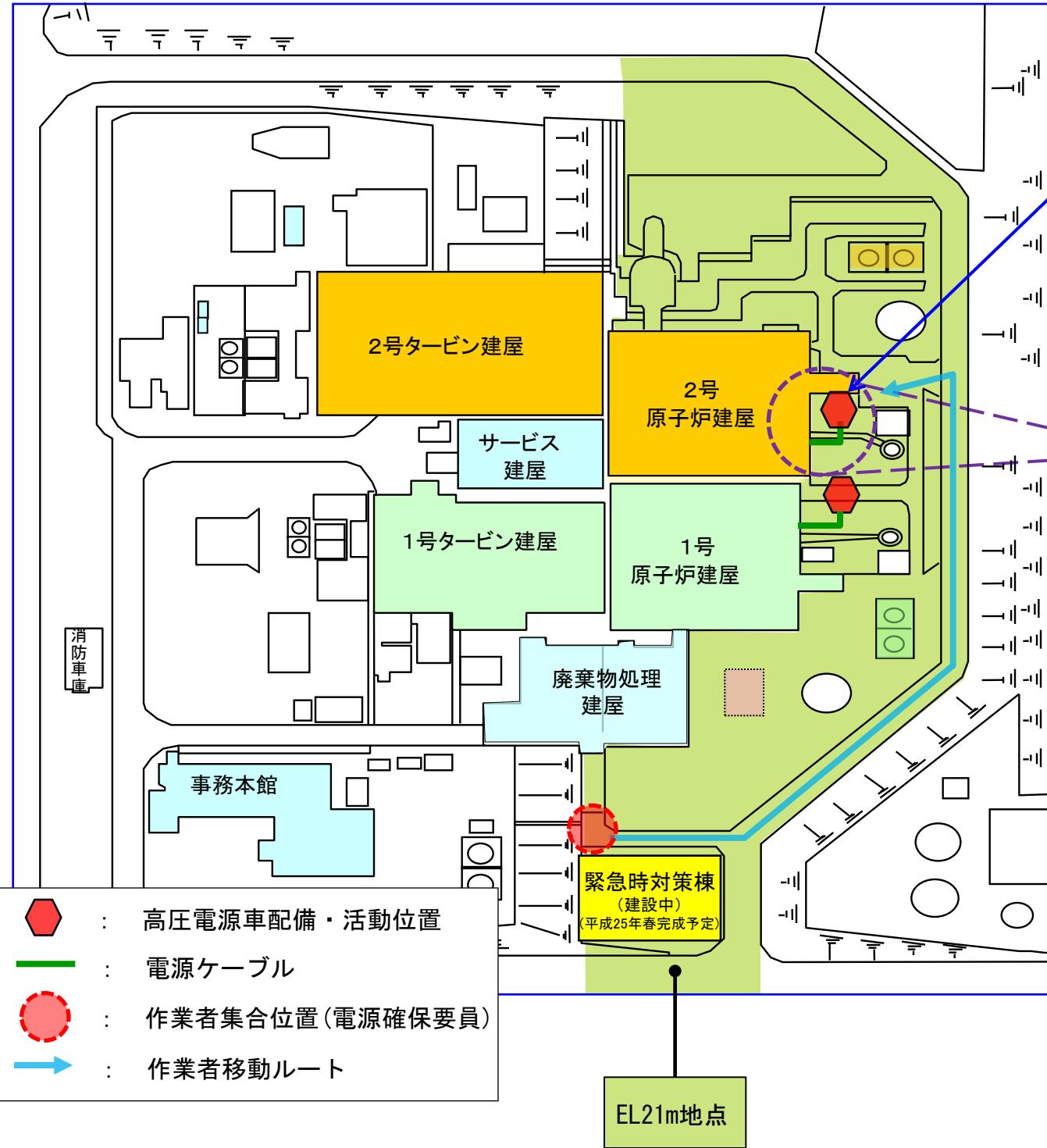
- ・緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る時間の評価においては、以下の条件の事故シナリオを想定
 - 地震・津波の重畳(全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失)
 - 1号機・2号機同時被災
- ・この条件は、地震・津波の単独の事象に起因する事故シナリオと比較すると、運転操作・作業等に許容される時間が短く、アクセスルートの障害として、道路損壊、瓦礫の散乱が同時に発生することから厳しい状態が想定される。
- ・なお、この条件においては、事象発生から約6時間後に使用済燃料プールの水が蒸発・水位低下が始まり、原子炉については、約8時間後に原子炉隔離冷却系の機能喪失が生じる。

2. 緊急時対策所の設置箇所について

- ・緊急時は①事務本館2階の緊急対策室で指揮を行うことになっている
- ・地震または津波により所定の機能が使用できない場合は②2号機原子炉建屋2階を使用する。
- ・緊急時対策所の使用可否については、技術課長又は連絡当番が緊急時対策所の機能に対する影響((a)関係要員が安全に滞在できるか、(b)通信機器の使用が可能か、(c)低圧発電機による電源復旧が可能か)を勘案し迅速に判断する。
- ・なお、平成25年春には免震構造の緊急時対策棟を高台(標高21m)に設置予定。



3. 電源確保

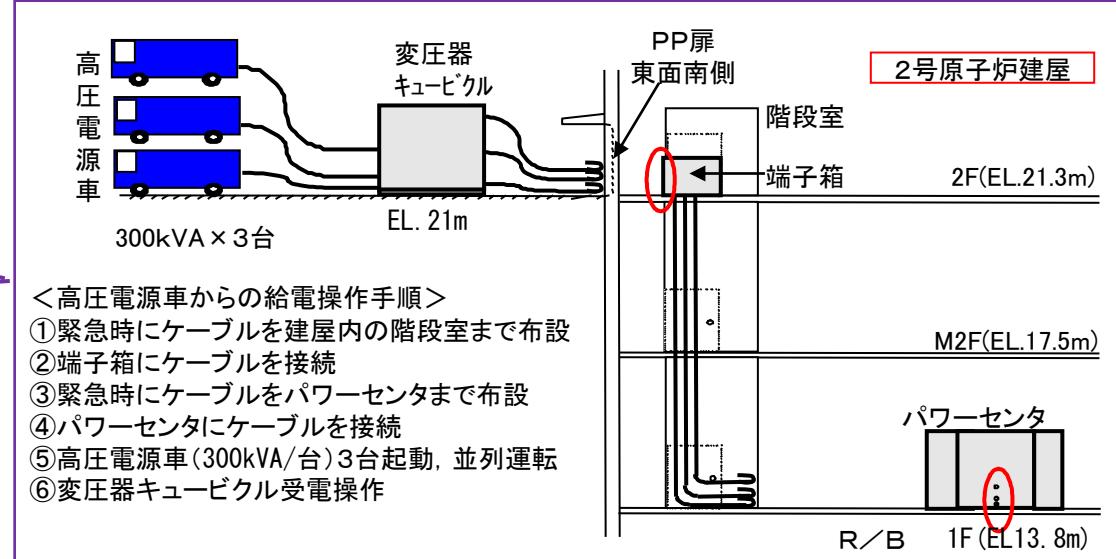


高圧電源車(300kVA/台:2号3台, 予備1台(1,2号共用))
 ※常時, 活動位置に配備



裕度: 2×Ss以上
 標高: EL 21m

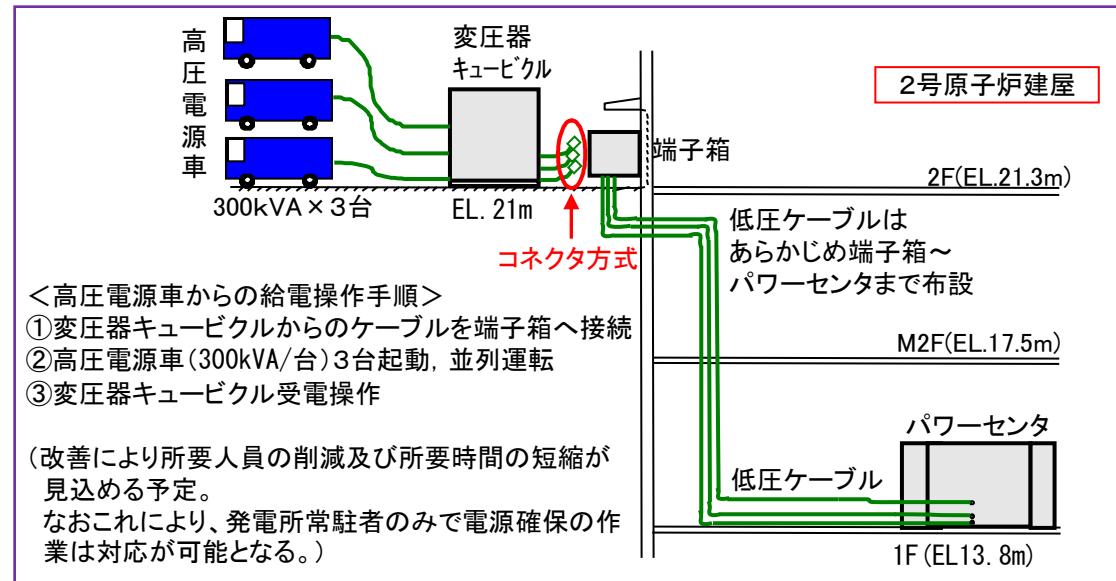
現状



<高圧電源車からの給電操作手順>

- ①緊急時にケーブルを建屋内の階段室まで布設
- ②端子箱にケーブルを接続
- ③緊急時にケーブルをパワーセンタまで布設
- ④パワーセンタにケーブルを接続
- ⑤高圧電源車(300kVA/台)3台起動, 並列運転
- ⑥変圧器キュービクル受電操作

改善後 (平成24年8月予定)



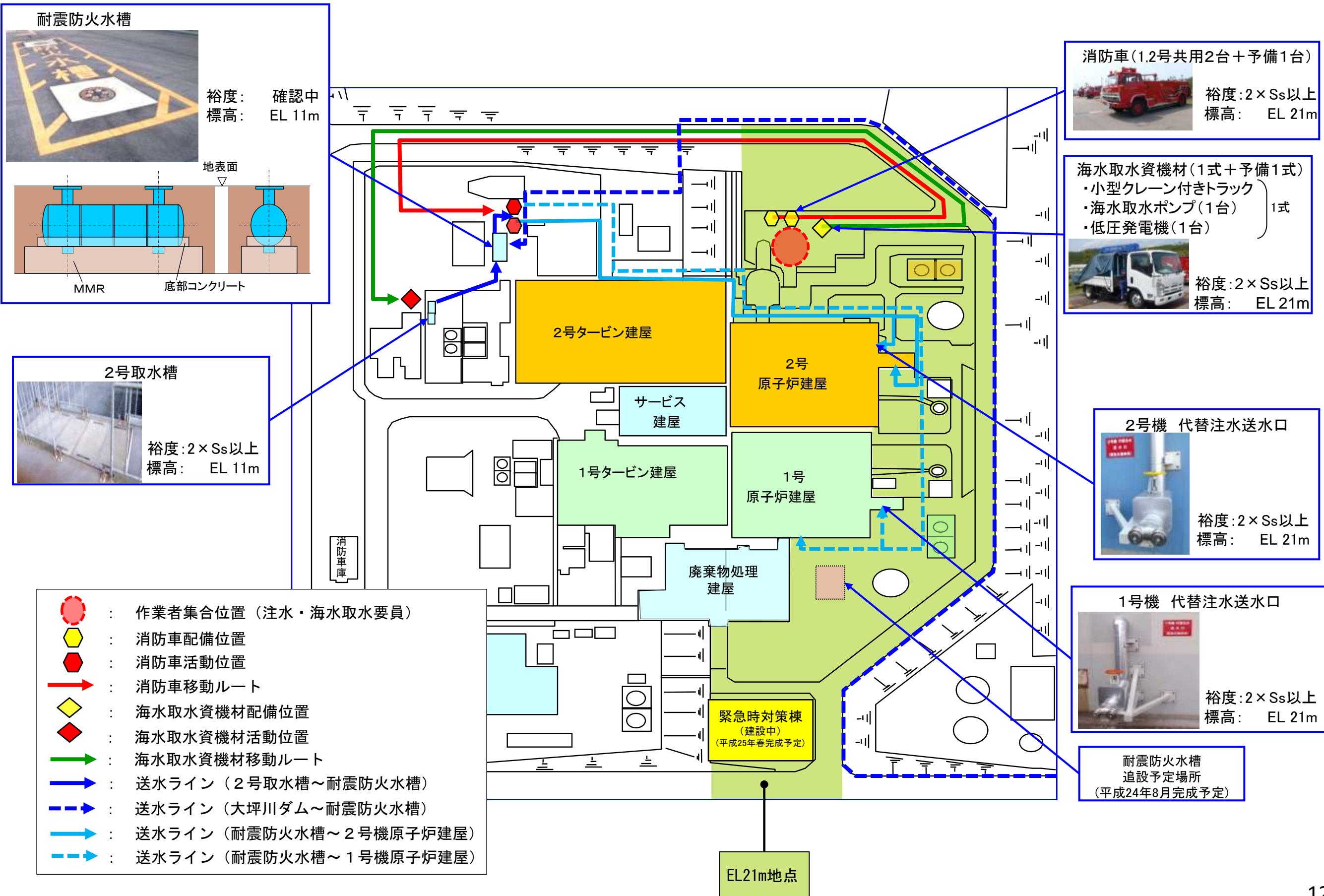
<高圧電源車からの給電操作手順>

- ①変圧器キュービクルからのケーブルを端子箱へ接続
- ②高圧電源車(300kVA/台)3台起動, 並列運転
- ③変圧器キュービクル受電操作

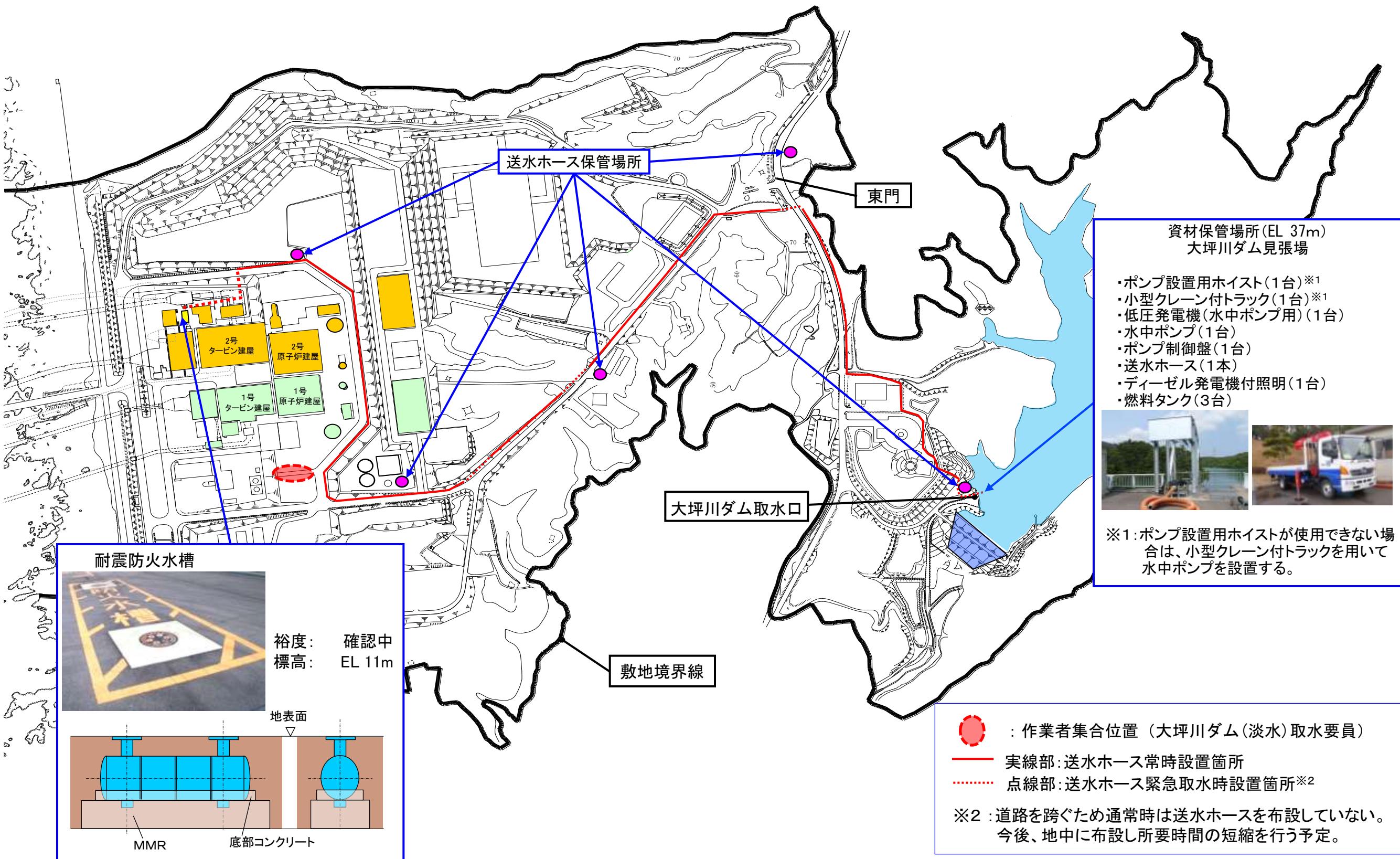
(改善により所要人員の削減及び所要時間の短縮が見込める予定。
 なおこれにより、発電所常駐者のみで電源確保の作業は対応が可能となる。)

※なお、1号機においても同様の改善作業をおこなっており、1号機も平成24年8月から常駐者のみで対応が可能となる

4. 原子炉及び使用済燃料貯蔵プールへの注水



5. 大坪川ダム(淡水)からの取水



6. 燃料(軽油)補給

海水取水資機材(1式+予備1式)
 ・小型クレーン付きトラック
 ・海水取水ポンプ(1台)
 ・低圧発電機(1台)
) 1式



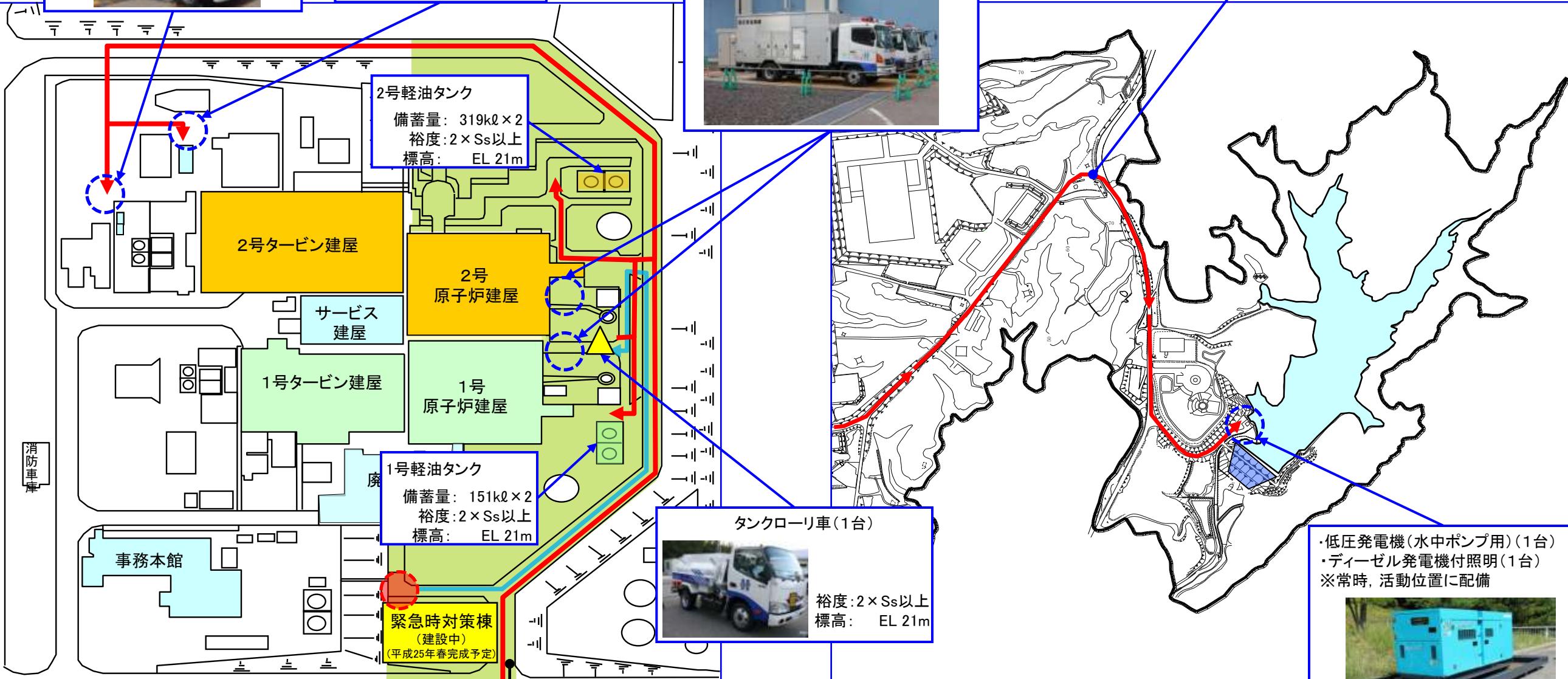
消防車(1,2号共用2台
 +予備1台)



高圧電源車(300kVA/台:2号3台,1号2台,
 予備1台(1,2号共用))
 ※常時, 活動位置に配備



・ホイールローダ(1台) ・ブルドーザ(1台)
 (活動位置で適宜給油)



2号軽油タンク
 備蓄量: 319kℓ×2
 裕度: 2×Ss以上
 標高: EL 21m

1号軽油タンク
 備蓄量: 151kℓ×2
 裕度: 2×Ss以上
 標高: EL 21m

タンクローリ車(1台)
 裕度: 2×Ss以上
 標高: EL 21m

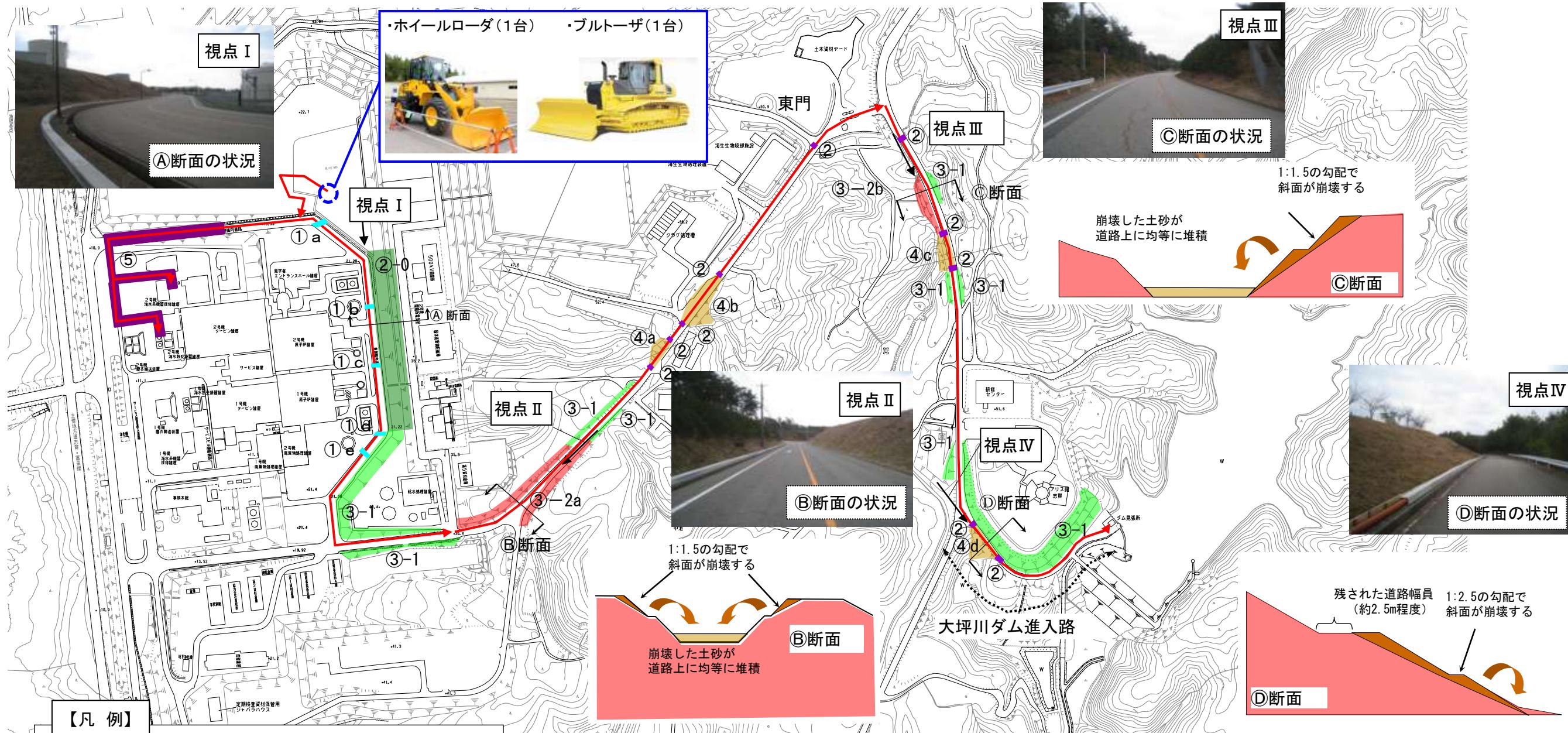
・低圧発電機(水中ポンプ用)(1台)
 ・ディーゼル発電機付照明(1台)
 ※常時, 活動位置に配備



- : 作業員集合位置(燃料補給)
- : 作業員移動ルート
- : タンクローリ配備位置
- : タンクローリ移動ルート
- : 電源車・消防車・海水取水資機材活動位置

EL21m地点

7. アクセスルートの耐性について

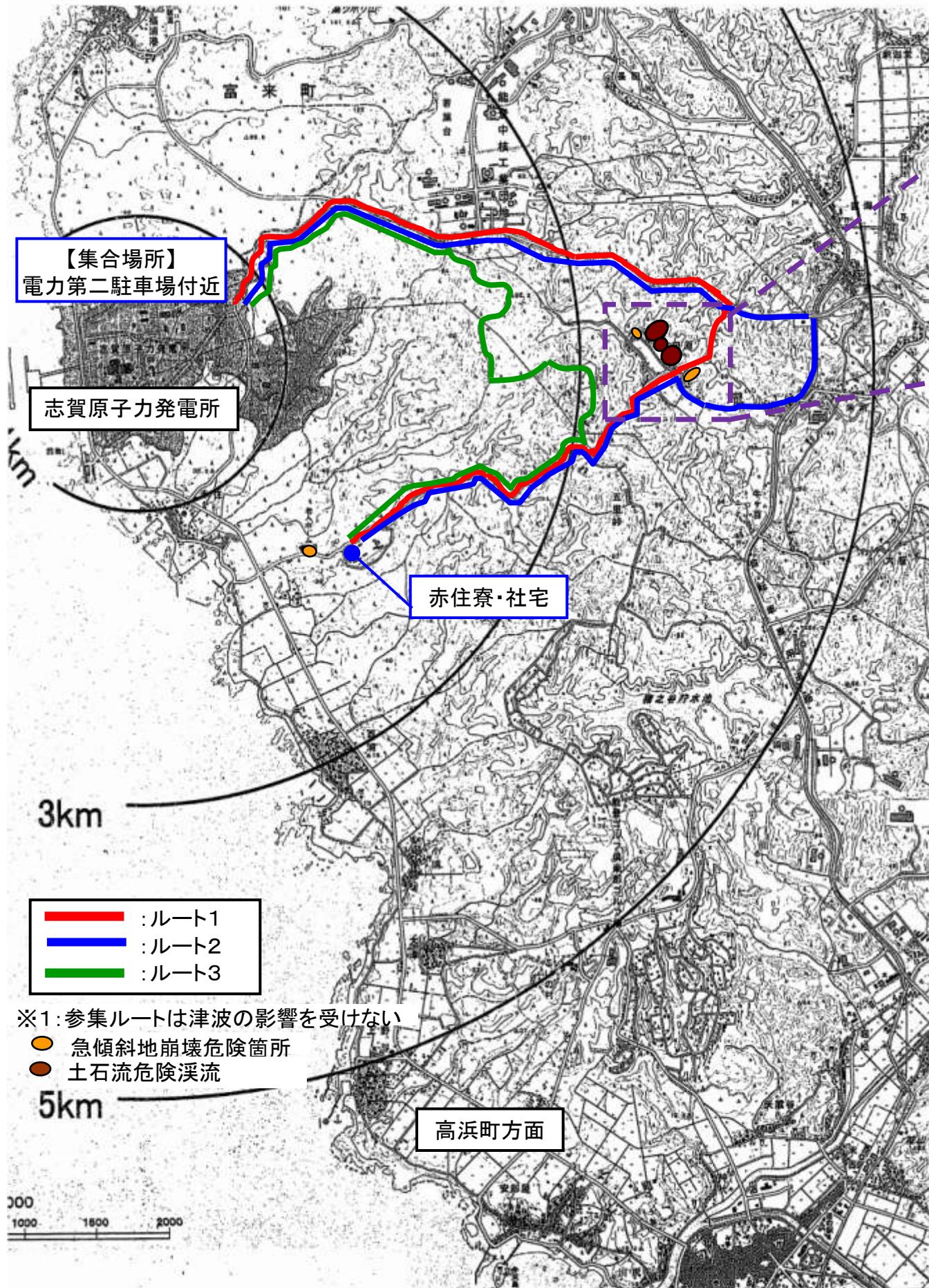


想定される被害	仮復旧時間
① トレンチ損傷による道路の陥没	a ~ e 125分 (5箇所)
② 道路の不等沈下	10分
③ 斜面のすべりによる道路への土砂流入 (被害の程度に応じてレベル分け)	③-1 レベル1 重機の移動時間に含める
	③-2 レベル2 185分
④ 盛土上に設置された道路の損壊	a ~ d 30分
⑤ 津波堆積物等(流木含む)の発生	100分

・防護措置に係るアクセスルートでの不等沈下、土砂流入瓦礫の散乱などの被害想定を行い、「道路土工施行指針」(昭和61年、社団法人日本道路協会)を用いた復旧時間の算定を実施

・実際の被災時の状況での復旧の実現可能性を高め、防護措置の信頼性を確保するため、訓練等を継続して実施することが必要

8. 要員の確保



【集合場所】
電力第二駐車場付近

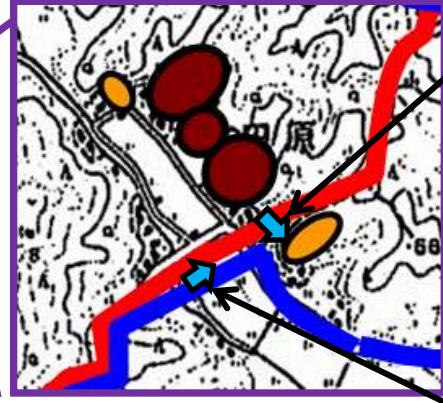
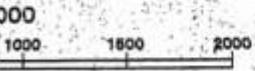
志賀原子力発電所

赤住寮・社宅

高浜町方面

- : ルート1
- : ルート2
- : ルート3

※1: 参集ルートは津波の影響を受けない
● 急傾斜地崩壊危険箇所
● 土石流危険渓流



➡ : 撮影方向を示す



高さ約10mのがけ
(道路側と異なる方向に崩落の痕跡あり)

道路より約10m



参集ルートを撮影

地震・津波発生時の参集ルートの距離と
参集までの時間※2

	ルート1	ルート2	ルート3
距離	8.6km	10.0km	7.5km
時間	90分※2	100分※3	81分※3

※2: 暴風警報発令時(平成24年4月3日)の実績
 ※3: 昼間、道路状況良好時での参集訓練の実績

防災要員数(平成24年2月6日現在)

所在地	赤住寮・社宅 (EL 約39m)
人数	218名

参集時間の想定

- ・強風下での参集時間は、ルート1を使用して約90分であった。
- ・積雪時に、かんじき、スノーシューズを使用した場合、歩行速度は4.3km/hであった。

以上のことより、積雪・強風下の参集時間※4は、出発までの準備等の時間(20分)も考慮して、2時間20分と想定

※4: 強風下の歩行時間を積雪時の歩行速度で補正

- ・夜間・休日における電源確保、注水確保等の初動対応については、発電所の常駐者(運転員及び協力会社員、合計30名程度)及び近隣の寮・社宅からの当番者が参集し対応
- ・寮・社宅滞在者が参集することにより緊急時の対応任務に必要な人数に対して余裕を持った人数で対応

～長期運転による防護措置への影響～

1. 全交流電源喪失

①原子炉への注水機能

4種類(計9台)の注水設備により、計画的※¹に設備点検を行うことが可能

- 1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ × 1台
- 2) 復水移送ポンプ × 3台
- 3) ディーゼル消火ポンプ × 1台
(1, 2号共用設備)
- 4) 消防車 × 4台
(1, 2号共用設備)

※¹: 原子炉減圧後の原子炉への注水に関しては、復水移送ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防車の順で、使用時の優先順位を決めている。なお、全てを併用することも可能。

②使用済燃料プールへの注水機能

4種類(計9台)の注水設備により、計画的※²に設備点検を行うことが可能

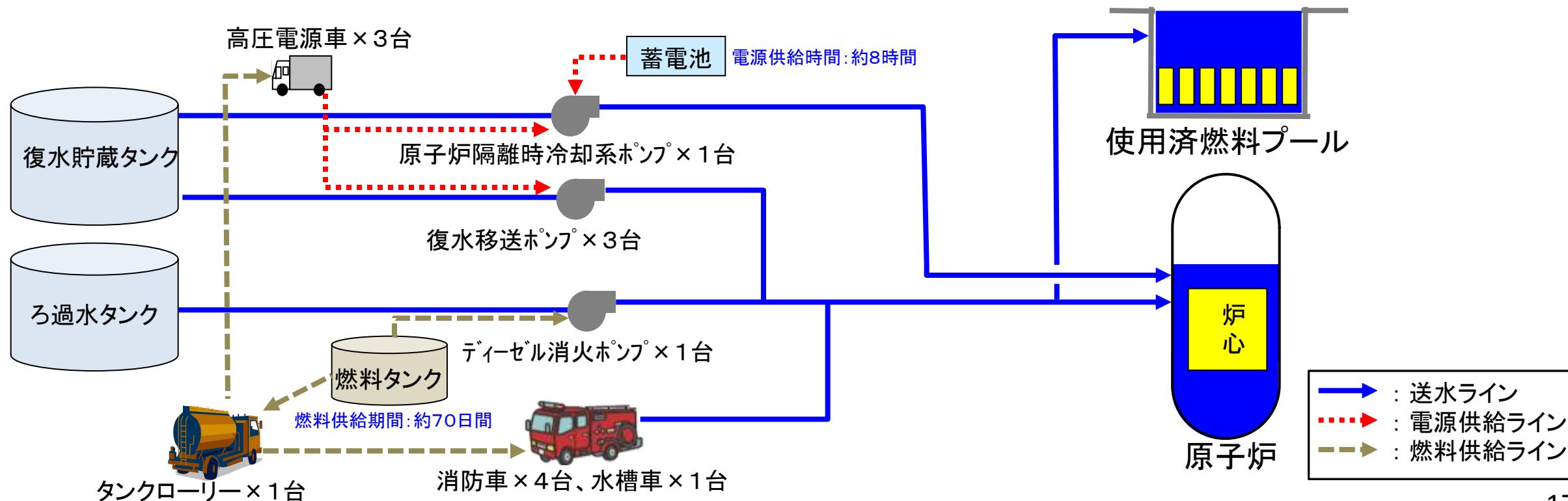
- 1) 復水移送ポンプ × 3台
- 2) ディーゼル消火ポンプ × 1台
(1, 2号共用設備)
- 3) 消防車 × 4台
(1, 2号共用設備)
- 4) 水槽車 × 1台
(1, 2号共用設備)

※²: 使用済燃料プールへの注水に関しては、復水移送ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防車、水槽車の順で、使用時の優先順位を決めている。なお、全てを併用することも可能。

③電源機能

高圧電源車(300kVA)を3台に加え、同形式の高圧電源車1台を追加配備(平成24年4月)することにより、計画的に設備点検を行うことが可能

※更なる信頼性向上のため、今後大容量電源車(4000kVA)を2台追加配備する予定(平成24年12月)



～長期運転による防護措置への影響～

2. 最終ヒートシンク喪失時

①原子炉への注水機能

5種類(計10台)の注水設備により、計画的※1に設備点検を行うことが可能

- 1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ × 1台
- 2) 復水移送ポンプ × 3台
- 3) 電動消火ポンプ × 1台
(1, 2号共用設備)
- 4) ディーゼル消火ポンプ × 1台
(1, 2号共用設備)
- 5) 消防車 × 4台
(1, 2号共用設備)

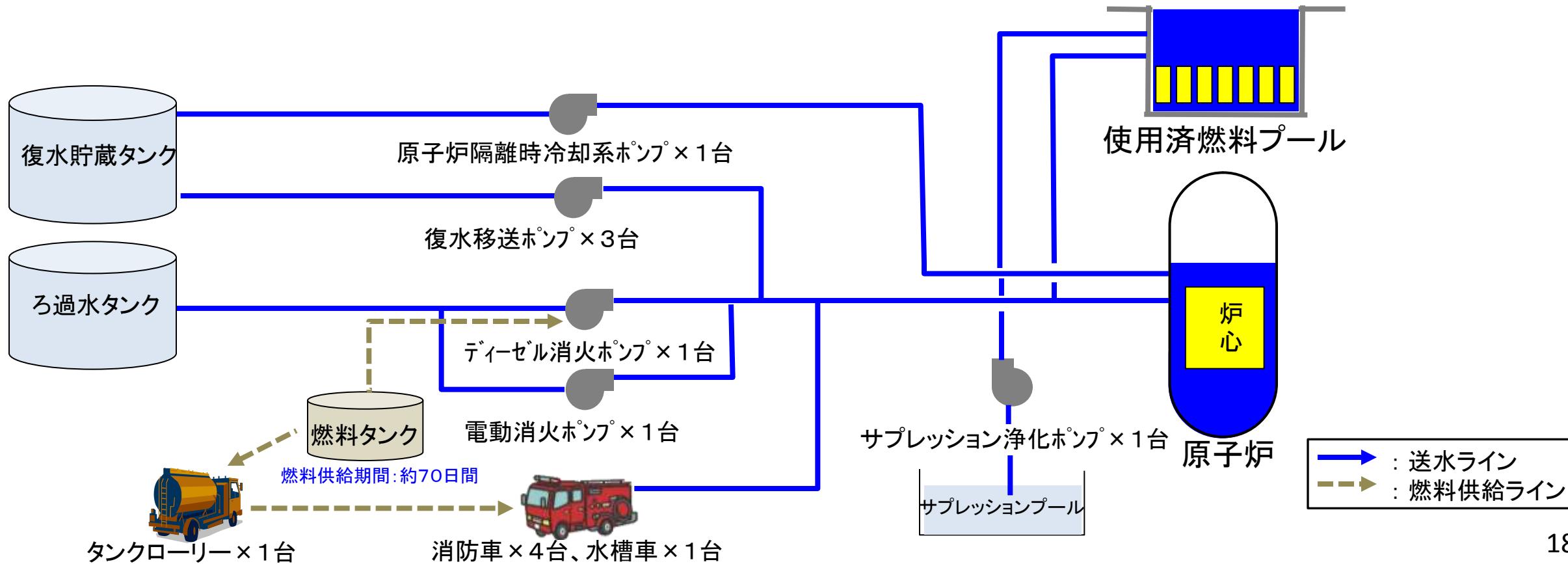
※1: 原子炉減圧後の原子炉への注水に関しては、復水移送ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防車の順で、使用時の優先順位を決めている。なお、全てを併用することも可能。

②使用済燃料プールへの注水機能

6種類(計11台)の注水設備により、計画的※2に設備点検を行うことが可能

- 1) 復水移送ポンプ × 3台
- 2) サプレッションプール浄化ポンプ × 1台
- 3) 電動消火ポンプ × 1台
(1, 2号共用設備)
- 4) ディーゼル消火ポンプ × 1台
(1, 2号共用設備)
- 5) 消防車 × 4台
(1, 2号共用設備)
- 6) 水槽車 × 1台
(1, 2号共用設備)

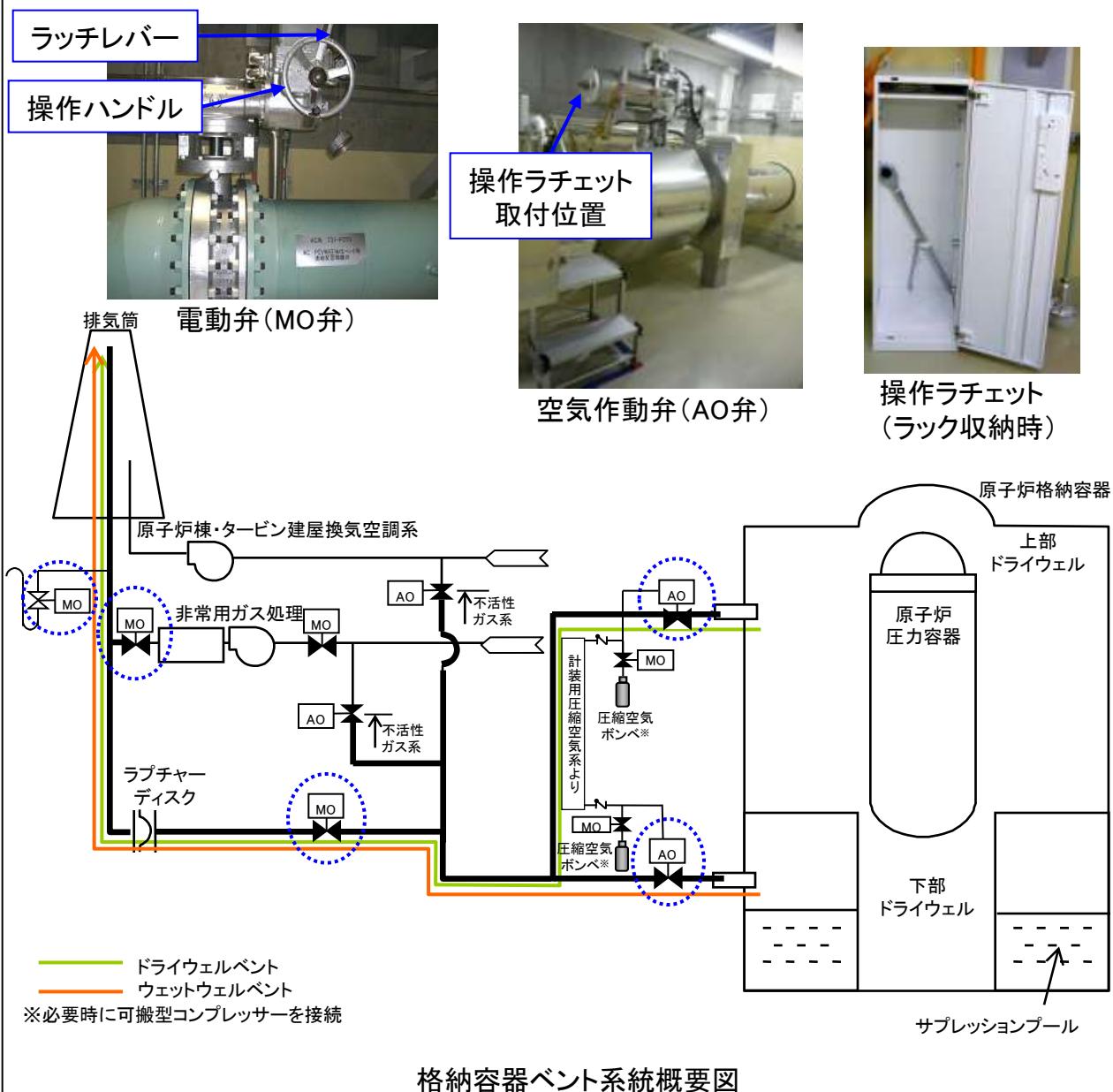
※2: 使用済燃料プールへの注水に関しては、復水移送ポンプ、サプレッションプール浄化ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防車、水槽車の順で、使用時の優先順位を決めている。なお、全てを併用することも可能。



3. 格納容器ベント(全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失)

- ・電動弁(MO弁)、空気作動弁(AO弁)の駆動・作動用の電源は高圧電源車から供給
- ・空気作動弁の圧縮空気が枯渇しても空気圧縮ポンペ2本(約42日間使用可能)を配備
(1本は中央制御室から遠隔にて切替え、1本は現場にて交換)
- ・高圧電源車からの電源供給が出来なかった場合や、圧縮空気ポンペが枯渇した場合は、現場にて手動で開閉操作が可能

※更なる信頼性向上のため、格納容器ベント用バックアップ電源(平成24年3月)及び可変型コンプレッサー(平成24年4月)を追加配備



4. 主蒸気逃がし安全弁(全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失)

- ・制御電源は蓄電池及び高圧電源車から供給
- ・弁作動用流体はADS用窒素ガスポンペ(緊急安全対策で予備ポンペを追加配備(全交流電源喪失時は約70日間、最終ヒートシンク喪失時は約175日間使用可能))から供給され、中央制御室からの操作が可能
- ・窒素が枯渇した場合は可搬型コンプレッサーを接続し安定的に供給することが可能

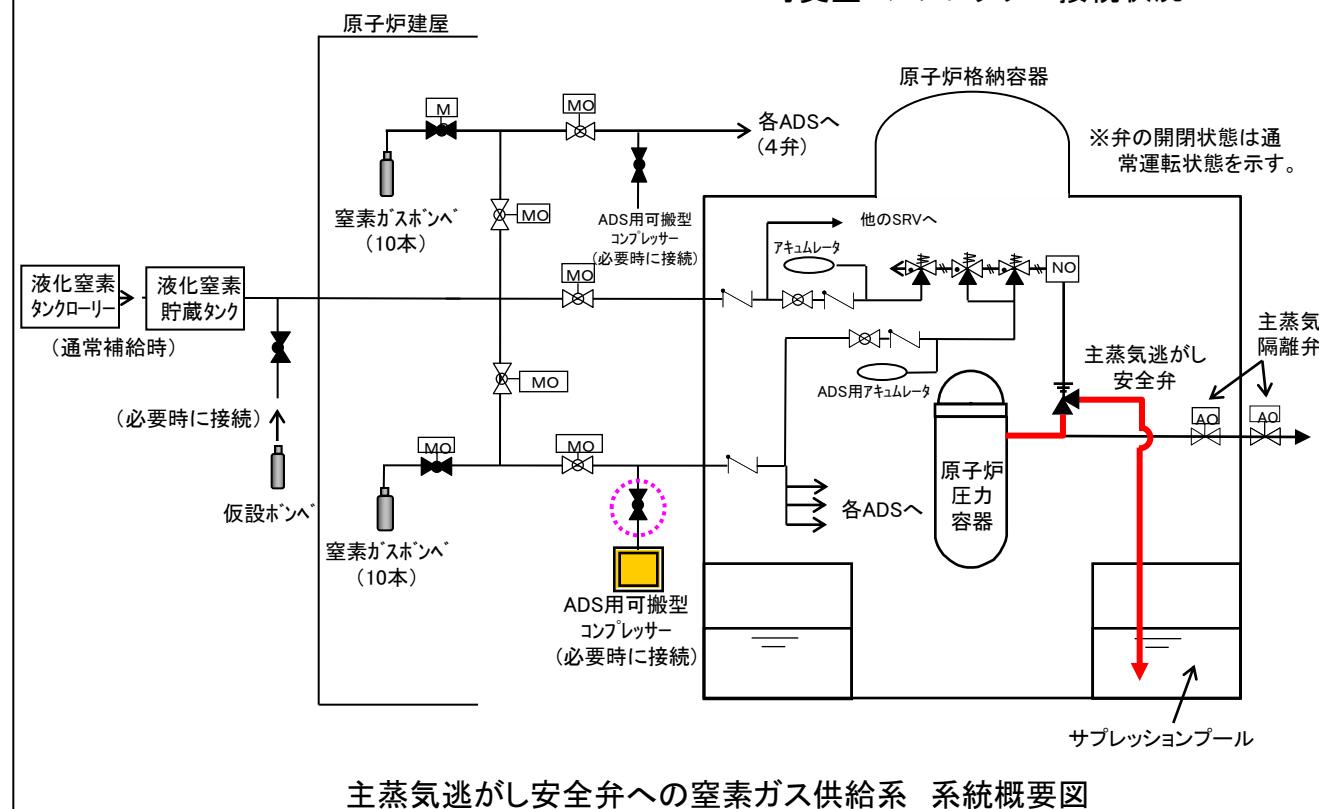
※更なる信頼性向上のため、主蒸気逃がし安全弁用バックアップ電源(平成24年3月)を追加配備



可搬型コンプレッサー本体



可変型コンプレッサー接続状況



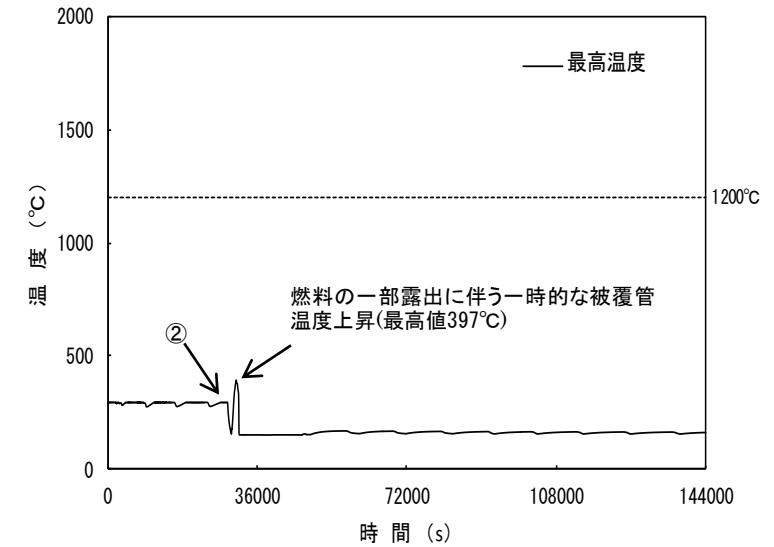
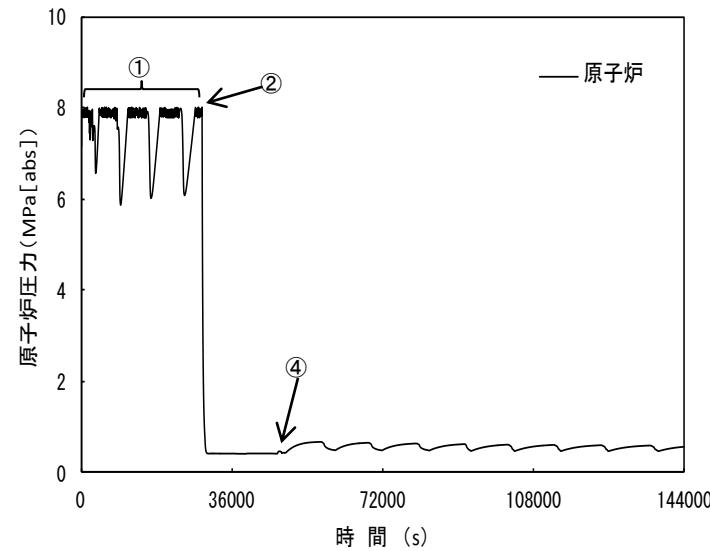
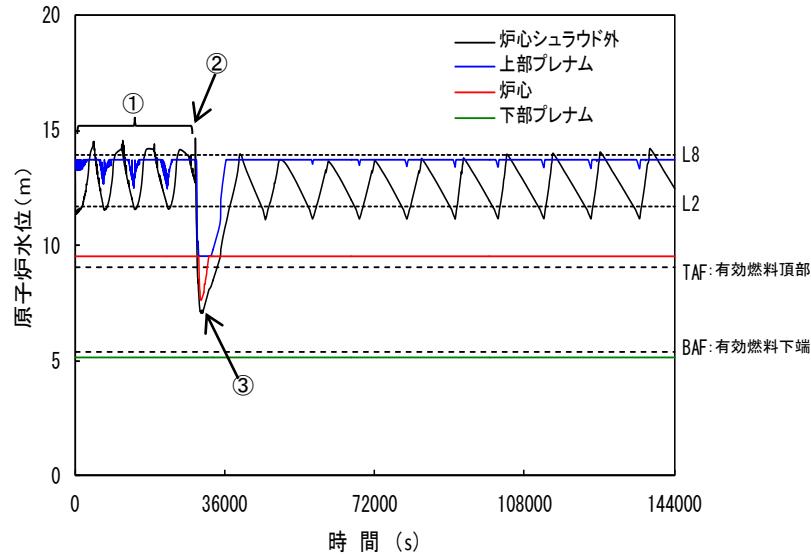
5. 原子炉減圧

- ・主蒸気逃がし安全弁(SRV)は18台設置されており、低圧系による注水を行うため、自動減圧機能(ADS)を有している8弁の主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉の急速減圧を行うこととしている
- ・4弁以上が使用可能であれば、原子炉を急速減圧し、燃料の重大な損傷を生じることなく低圧系による注水冷却を行うことが可能

①原子炉減圧時の原子炉の挙動について

定格出力一定運転中に全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失が起きた際の解析結果※1、2

燃料被覆管の最高温度は397℃であり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年原子力安全委員会決定)における基準1200℃を下回る。



番号	時刻	事象進展・運転操作 等
	0s	全交流電源喪失発生、原子炉自動スクラム
	49s	原子炉隔離時冷却系起動
①		主蒸気逃がし安全弁による圧力制御
②	8h	原子炉隔離時冷却系トリップ(想定)
②	8h	主蒸気逃がし安全弁(8弁(ADS))による原子炉手動減圧
③	8h11m	復水貯蔵移送ポンプ(1台)による注水開始
④	13h	主蒸気逃がし安全弁7弁閉(1弁のみ開)
	23h	復水貯蔵移送ポンプによる注水停止(水源枯渇) ディーゼル消火ポンプによる注水開始

※1：解析条件として、定格出力一定運転中に全交流電源喪失が発生。原子炉自動スクラム及び主蒸気隔離弁が自動閉止。その後、原子炉隔離時冷却系により注水し、8時間後に復水移送ポンプにより注水を行うこととしている。

※2：本解析は、設置許可申請書の「原子炉冷却材喪失」で使用する、長期間熱水力過度変化解析コード(SAFER)を用いている。

※3：最終ヒートシンク喪失時も同様の解析結果を示す。

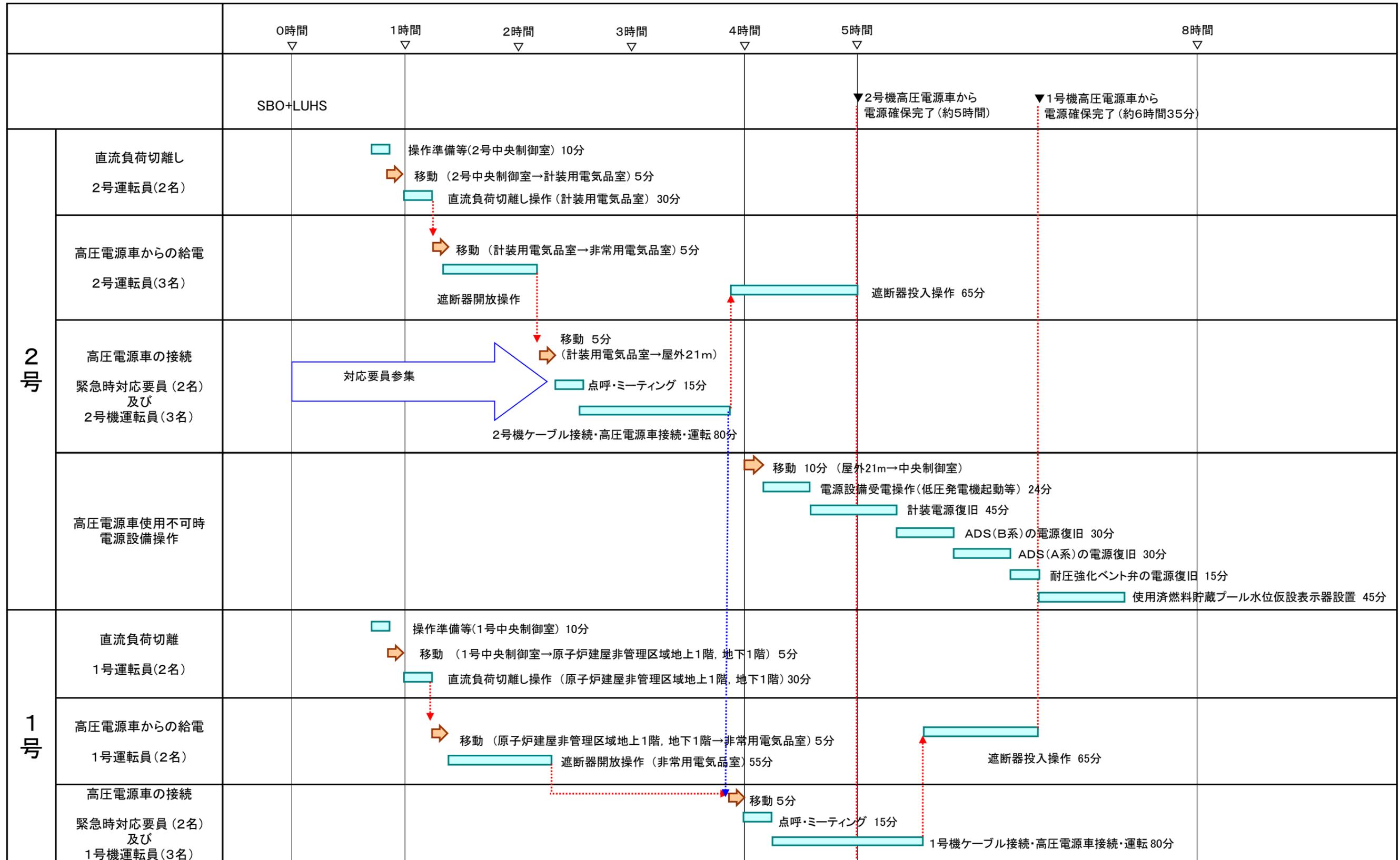
②原子炉の減圧手順について

原子炉の急速減圧を行う場合は、以下の手順により減圧操作を行うこととしている

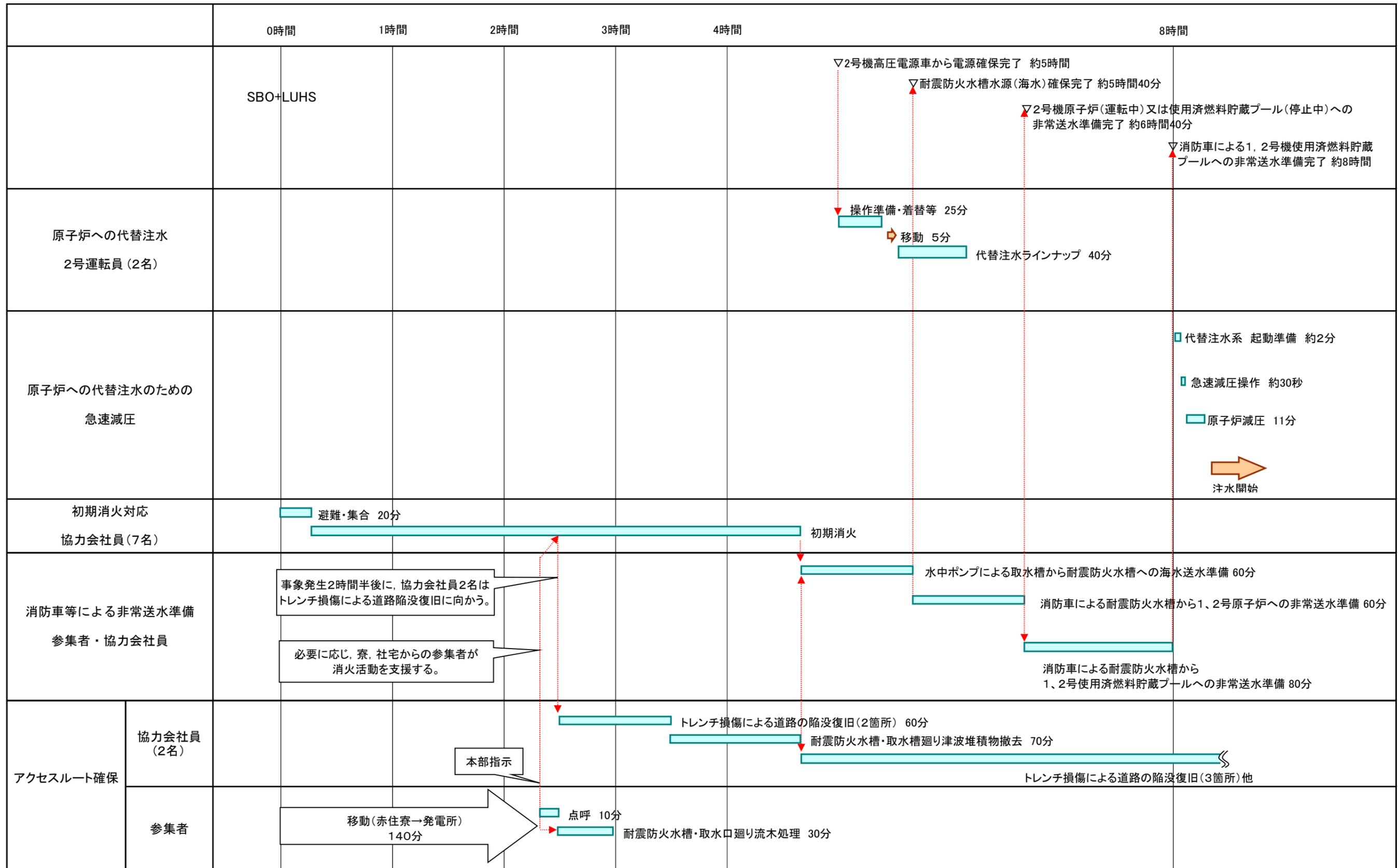
- i) 事前に関係者で手順等を確認
- ii) 減圧操作前に低圧系の準備ができていることを確認
 - ・復水移送ポンプやディーゼル消火ポンプが起動していることを中央制御室または現場で確認
 - ・消防車による注水のためのホース接続および消防車ポンプの起動等が終了していることを現場で確認
- iii) 当直長等による確認をはじめ、緊急時対策室とも連携して操作、確認を行うこととしている

(4) 地震、津波及び地震・津波の重畳に関する時間的余裕の評価 防護措置の所要時間(電源確保)

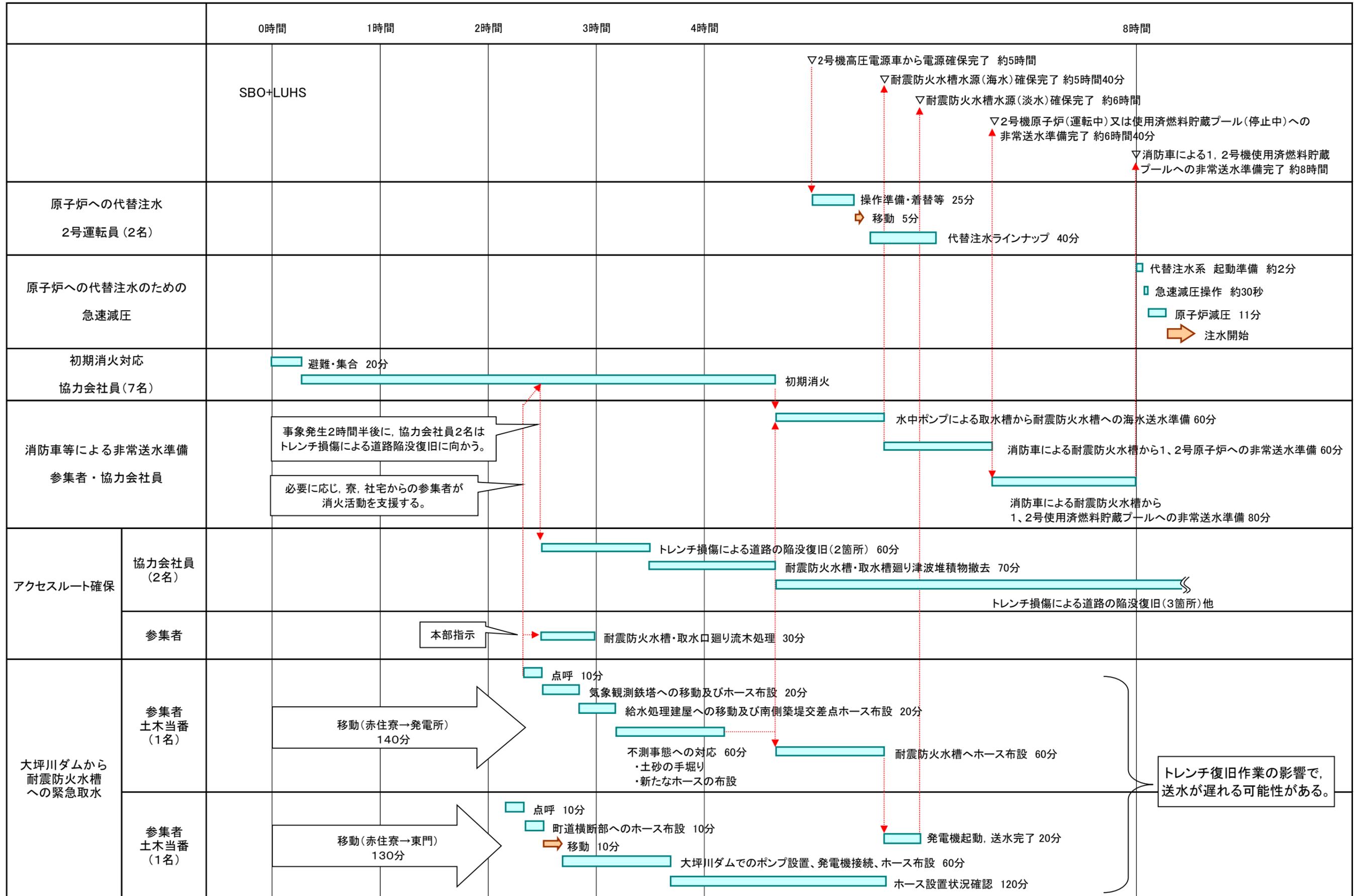
(平成24年8月以前)



防護措置の所要時間(注水確保) (火災対応, 取水槽からの海水取水の場合)



防護措置の所要時間(注水確保) (大坪川ダムからの淡水取水及び取水槽からの海水取水を平行して進める場合)



～原子炉の運転時における冷却時間時間～

原子炉の運転時における冷却時間時間の評価結果

		地震	津波	全交流電源喪失	最終ヒートシンク喪失	地震と津波の重畳
運転中	原子炉	1.93 × Ss (1158gal) [格納容器ベント弁]	15.3m [原子炉隔離時冷却系]	約70日間 [軽油枯渇]	約480日間 [軽油枯渇]	約7日間※1 [塩分析出]
	使用済燃料プール	2.00 × Ss以上 (1200gal以上) [燃料プール損傷]	20m以上※2	約70日間 [軽油枯渇]	約480日間 [軽油枯渇]	約70日間 [軽油枯渇]
停止中	使用済燃料プール	2.00 × Ss以上 (1200gal以上) [燃料プール損傷]	20m以上※2	約70日間 [軽油枯渇]	約480日間 [軽油枯渇]	約38日間※1 [塩分析出]

※1 : 大坪川ダムからの取水が可能な場合は約70日間となる[軽油枯渇]

※2 : 20m以上の津波高さまで評価した結果、燃料損傷には至らないことを確認

地震時、津波時及び地震・津波重畳時のそれぞれに対して、電源供給に係る設備・機器及び水源確保に係る設備・機器について、耐震クラス、津波時の浸水高さに対する評価に基づき、使用可否を判断している。

また、以下の事を考慮し評価している

- ・耐震クラスの低い復水貯蔵タンク及びろ過水タンクは使用できないと仮定
- ・クリフエッジとなる津波高さ以下に設置されている設備・機器については使用できないと仮定
(但し、耐震防火水槽については、使用するために障害となっている瓦礫の除去ができれば使用可能としている)
- ・軽油の備蓄量については平成24年6月時点を反映
- ・使用済燃料プールの水位は、作業上支障のない値(燃料交換機上で0.05mSv/h以下)として、通常水位から約-3.5mまでの水位が確保できること(燃料の冷却に支障がないことを確認)