

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム（第24回）
ご説明資料

東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改訂版

2023年7月6日
日本原子力発電株式会社

東海第二発電所

事故対応基盤について(監視測定設備への対応) (改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	4
3. 監視測定設備の主要な変更	5
4. まとめ	18

補足説明資料 事故対応基盤について(監視測定設備への対応)

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋
への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な
放射性物質の放出

電源喪失に伴いモニタリングポストが機能喪失したため, 連続的な放射線監視ができず, モニタリングカー等を用いた人による代替測定のみで対応する必要があった。

電源喪失に伴い気象観測設備が喪失したため, 連続的な監視ができず, 代替値(福島第二原子力発電所データ等)を使用する必要があった。

モニタリング・ポストの
電源強化

放射線量の測定機能強化

放射性物質の濃度の
測定機能強化

海上モニタリングの追加

モニタリング・ポスト等の
バックグラウンド低減対策
の整備

気象観測項目の測定機能
強化

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



対策方針	従来の対策	新たな対策	備考
モニタリング・ポストの電源強化	● 非常用電源設備又は無停電電源装置による給電	● 非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)の機能喪失に備えて、代替交流電源設備(常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備)による給電を追加	新規
放射線量の測定機能強化	● モニタリング・ポストによる測定	● モニタリング・ポストが機能喪失した場合の代替措置として、可搬型モニタリング・ポストを追加 ● モニタリング・ポストが設置されていない海側等へ配備する可搬型モニタリング・ポストを追加	新規
放射性物質の濃度の測定機能強化	● 放射能観測車(モニタリングカー)による測定	● 放射能観測車が機能喪失した場合の代替措置として、可搬型放射能測定装置(β線サーベイメータ等)を追加	新規
海上モニタリングの追加		● 発電所の周辺海域のモニタリングのため、小型船舶等を追加	新規
モニタリング・ポスト等のバックグラウンド低減対策の整備		● 事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポスト等によるモニタリングができなくなることを避けるため、検出器保護カバー等を用いたバックグラウンド低減対策を追加	新規
気象観測項目の測定機能強化	● 気象観測設備による測定	● 気象観測設備が機能喪失した場合の代替措置として、可搬型気象観測設備を追加	新規

3. 監視測定設備の主要な変更 (1/13)

■ モニタリング・ポストの電源(無停電電源装置(既存設備), 代替交流電源設備)

モニタリング・ポストは, 専用の無停電電源装置により, 電源切替時の短時間の停電(12時間)時に電源を供給することができる。また, 従来の電源(外部電源, 非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機))に加え, これらの電源設備からの給電が喪失した場合でも, 代替交流電源設備から7日間に渡り給電が可能な設計とする。



無停電電源装置

代替交流電源設備



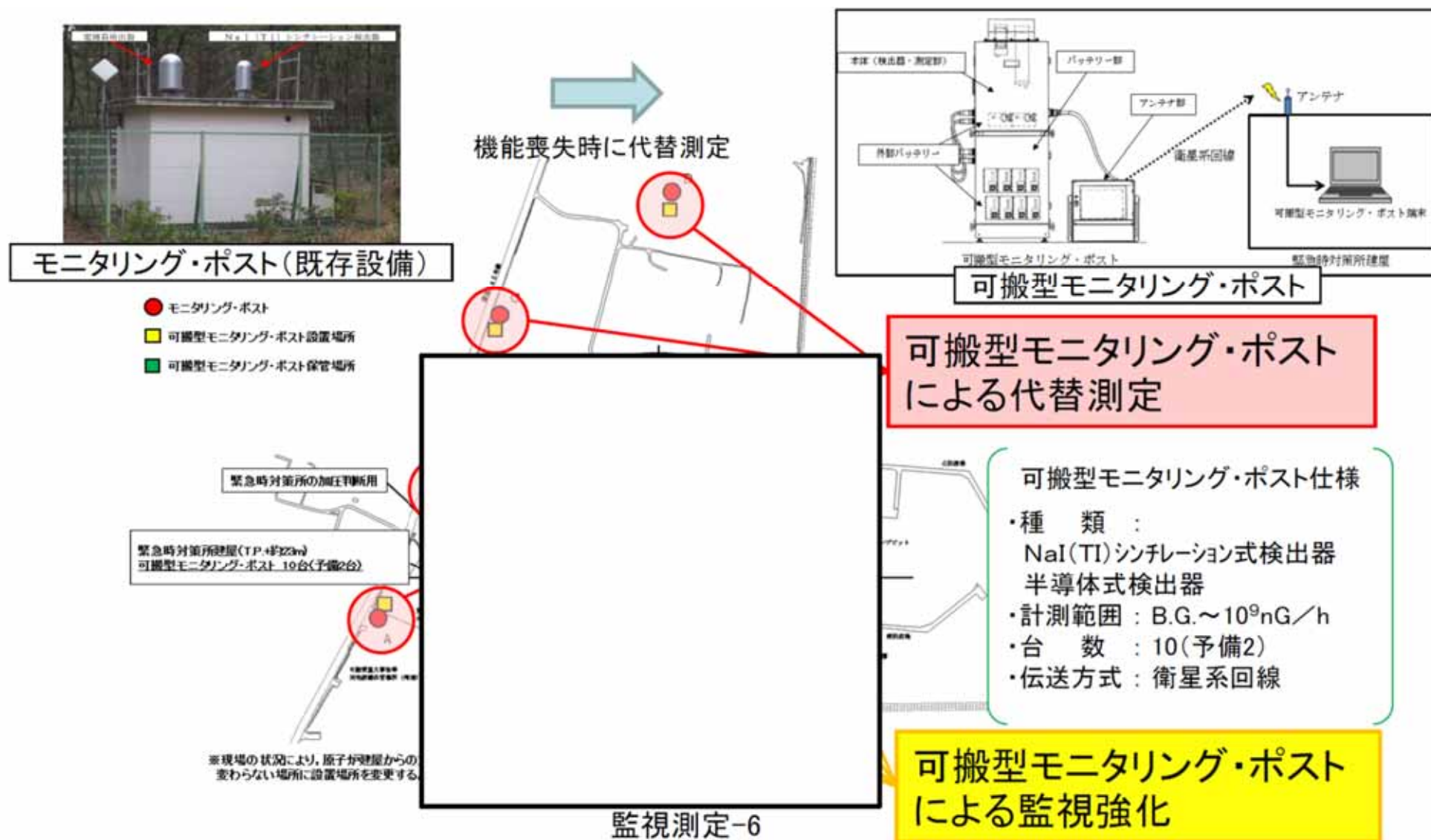
常設代替交流電源設備



可搬型代替交流電源設備

3. 監視測定設備の主要な変更 (2/13)

- 放射線量の測定(モニタリング・ポスト(既存設備), **可搬型モニタリング・ポスト**)
モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、可搬型モニタリング・ポストにより**放射線量の代替測定**を行う。また、モニタリング・ポストの設置されていない**海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置**し、放射線量を測定する。なお、可搬型モニタリング・ポストは、原子炉建屋から放出される放射性物質を監視できるよう**原子炉建屋を中心とした8方位に設置**する。



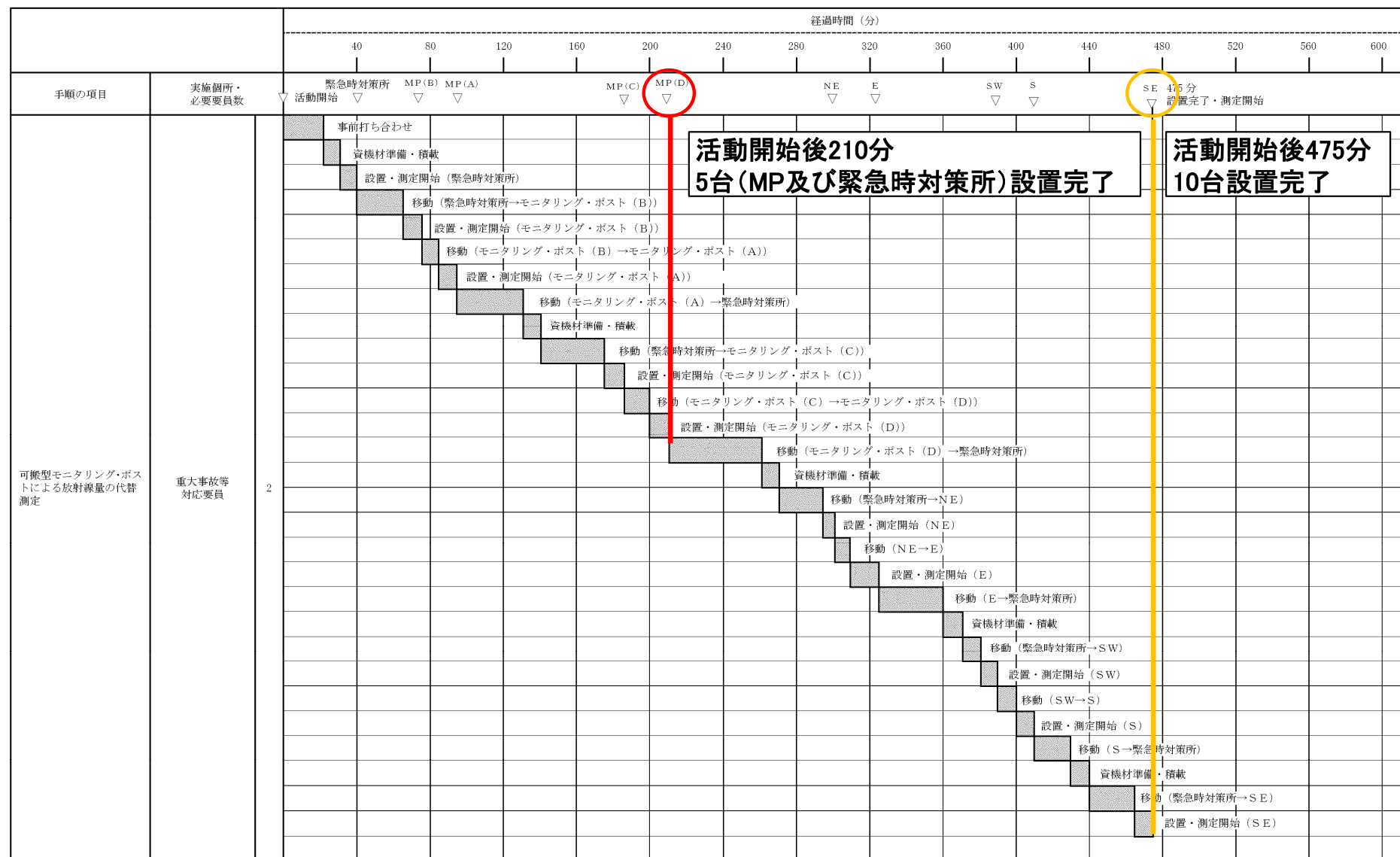
3. 監視測定設備の主要な変更 (3/13)



■ 可搬型モニタリング・ポストの設置に必要な要員数・設置時間

要員数:2名

設置時間:475分以内(可搬型モニタリング・ポスト10台設置した場合)



■ 設置時間の妥当性

本作業は、事故収束に直接関わらないため、設置に係る制限時間は無いが、例えばプルームの放出が想定される事故シーケンス（格納容器ベント：事故発生後約19時間）が発生した場合でも**十分な余裕を確保しており、プルームの検知が可能**である。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

■ 放射線防護具の着用

可搬型モニタリング・ポストの設置や現場での指示値確認を行う際は、**必要な防護服を着用**して実施する。

■ 平日／夜間休日の対応

平日：**放射線管理班4名（現場要員）のうち2名が、可搬型モニタリング・ポストを設置**する。また、残りの2名が、可搬型気象観測設備を設置する。

夜間休日：**発電所構内に待機する放射線管理班2名が下記の順番で設置**する。
なお、残りの2名が発電所に参集した後は、4名で分担して実施する。

①可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所付近に設置する1台）

②可搬型気象観測設備 ③残りの可搬型モニタリング・ポスト

※緊急時対策所の正圧化判断に使用するため優先的に設置する。

なお、状況を踏まえ、放射線管理班長が作業の優先度を変更する場合がある。

■ 可搬型モニタリング・ポストの電源

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリーにより**6日間以上連続で測定可能**である。また、6日後からは、予備の外部バッテリーと交換することにより測定を継続して行う。

■ 可搬型モニタリング・ポストの通信機能喪失時の対応

可搬型モニタリング・ポストの通信機能(アンテナ部)が故障した場合は、予備機を設置し、測定を行う。

通信衛星の接続不良等により衛星系回線が使用できない場合は、現場にて本体の指示値を確認する。

上記の対応により、**通信機能が喪失した場合でも、測定を継続して行うことが可能**である。

■ 可搬型モニタリング・ポストの保管場所

可搬型モニタリング・ポストは、**地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難い緊急時対策所建屋内に保管**する。

3. 監視測定設備の主要な変更 (6/13)

- 放射性物質の濃度の測定(放射能観測車(既存設備), **可搬型放射能測定装置**)
放射能観測車が機能喪失した場合は, β 線サーベイ・メータ等の可搬型放射能測定装置により, **空気中の放射性物質の濃度の代替測定**を行う。また, 可搬型放射能測定装置により, **土壌中や水中の放射性物質の濃度を測定**する。

配備する可搬型放射能測定装置

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ
- ・ β 線サーベイ・メータ
- ・NaIシンチレーションサーベイ・メータ
- ・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ

可搬型放射能測定装置による
空気, 土壌の試料採取・測定

使用場所(屋外:周辺監視区域境界付近, 緊急時対策所建屋付近, 発電所周辺等)
可搬型放射能測定装置



放射能観測車保管場所※
(屋外(T.P.+約8m))

放射能観測車



保管場所(屋内:緊急時対策所建屋(BL+約23m))
可搬型放射能測定装置
・可搬型ダスト・よう素サンプラ 2(予備1)
・NaIシンチレーションサーベイ・メータ 2(予備1)
・ β 線サーベイ・メータ 2(予備1)
・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ 2(予備1台)
電離箱サーベイ・メータ 1(予備1)

▲ 海水サンプリングポイント(取水口, 放水口)

使用場所(屋外:東海第二発電所放水口エリア)
可搬型放射能測定装置

使用場所(屋外:東海第二発電所取水口エリア)
可搬型放射能測定装置

使用場所(屋外:東海第二発電所放水口エリア)
可搬型放射能測定装置

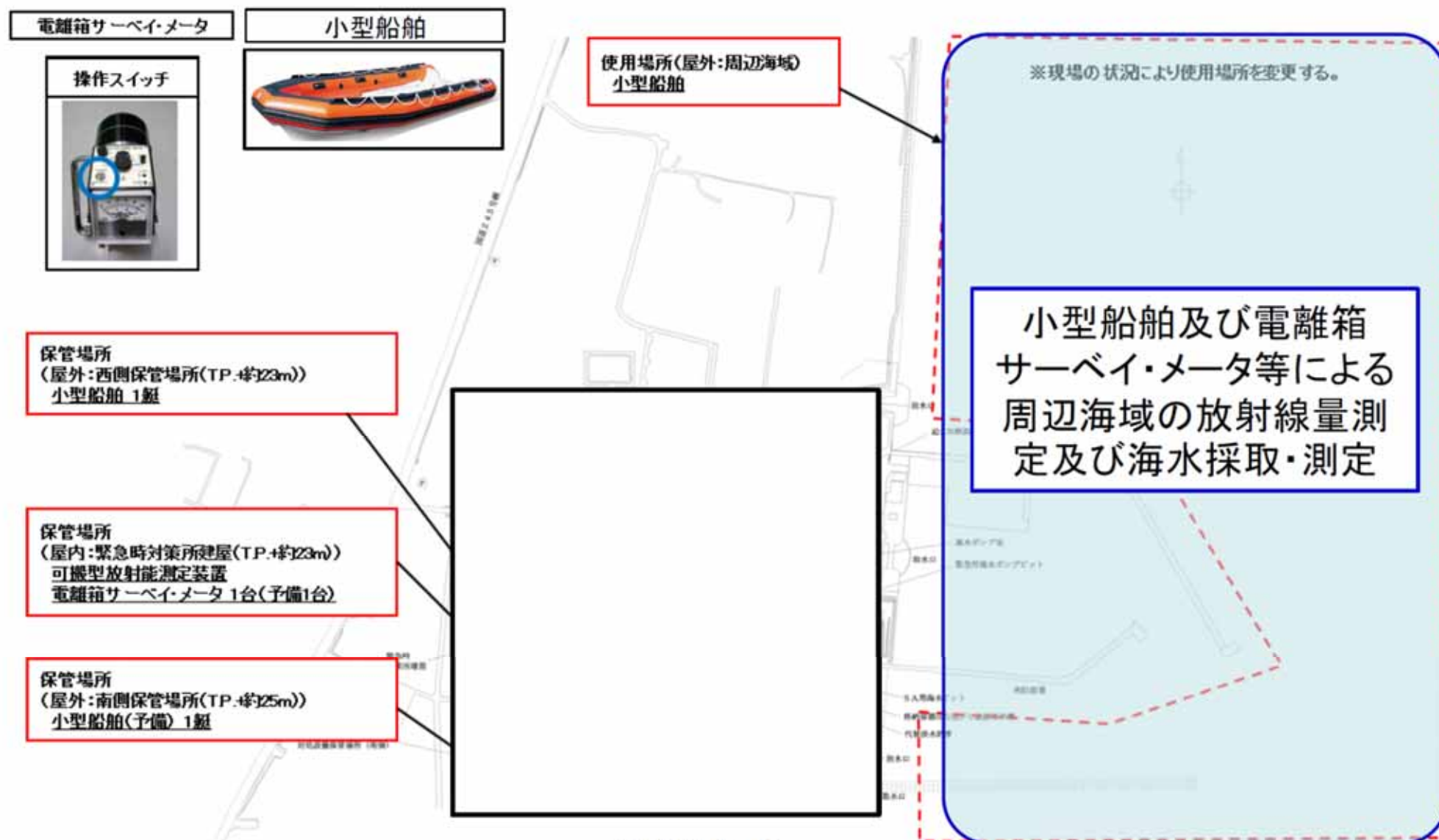
※周辺監視区域境界付近等における放射性物質の濃度の測定に用いるため, 周辺監視区域境界付近へのアクセス性を考慮し, 防潮堤内のうち正門に近い場所を選定した。

可搬型放射能測定装置による
岸壁から海水採取・測定

3. 監視測定設備の主要な変更 (7/13)

■ 海上モニタリング(小型船舶等)

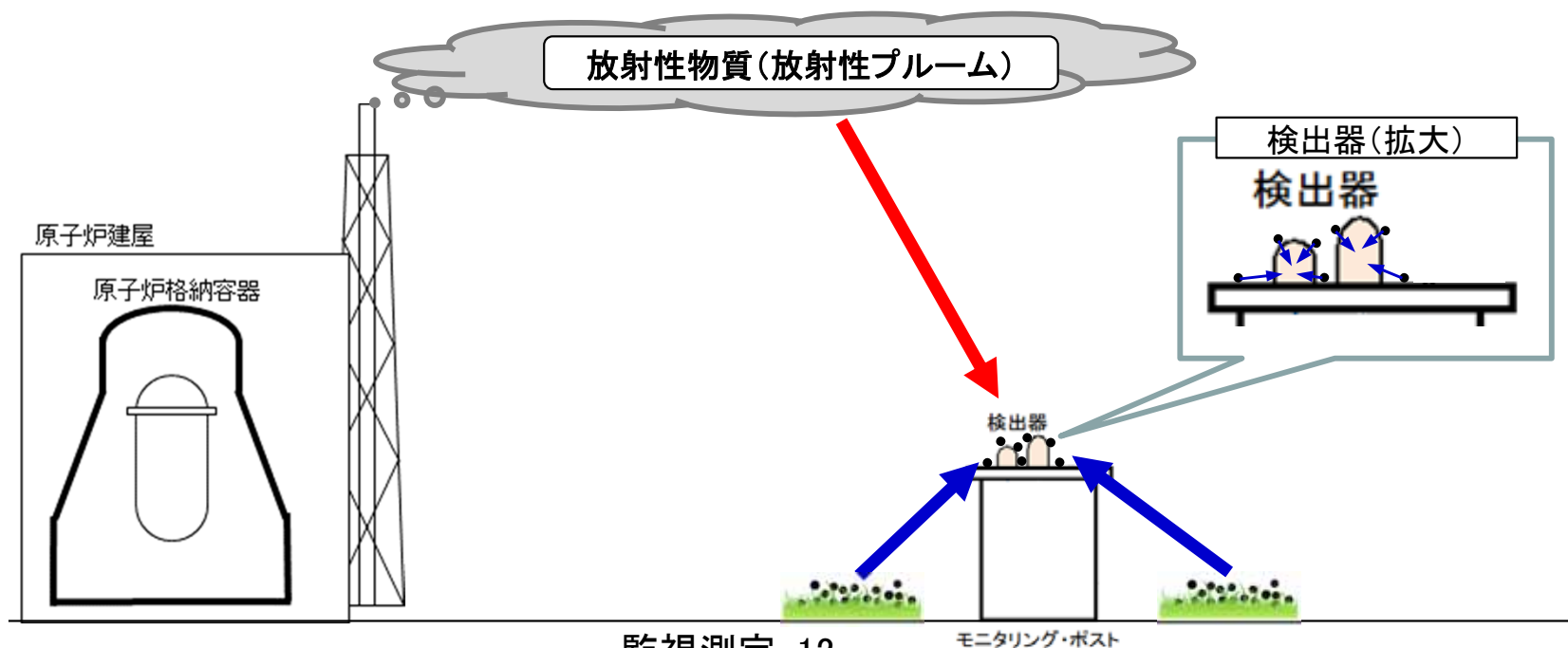
海上モニタリングとして、小型船舶により発電所の周辺海域を航行し、電離箱サーベイメータ等を用いて放射線量の測定及び海水採取・測定を行う。



■ バックグラウンド低減対策(検出器保護カバー等)

モニタリング・ポスト等の周辺や検出器が放射性物質により汚染した場合、それらの放射性物質から放出される放射線(下図の青線)が検出器へ多く入射し(=バックグラウンドが高い)、発電所から放出される放射性物質(放射性プルーム)からの放射線(下図の赤線)の検知が難しくなるため、下記の資機材を用いてバックグラウンド低減対策を行う。

- ・検出器保護カバー(モニタリング・ポスト)
- ・養生シート(可搬型モニタリング・ポスト)
- ・遮蔽材(可搬型放射能測定装置)



■ バックグラウンド低減対策(検出器保護カバー等)

【モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策】

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、災害対策本部長代理がモニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合(プルーム通過後)。

b. 操作手順

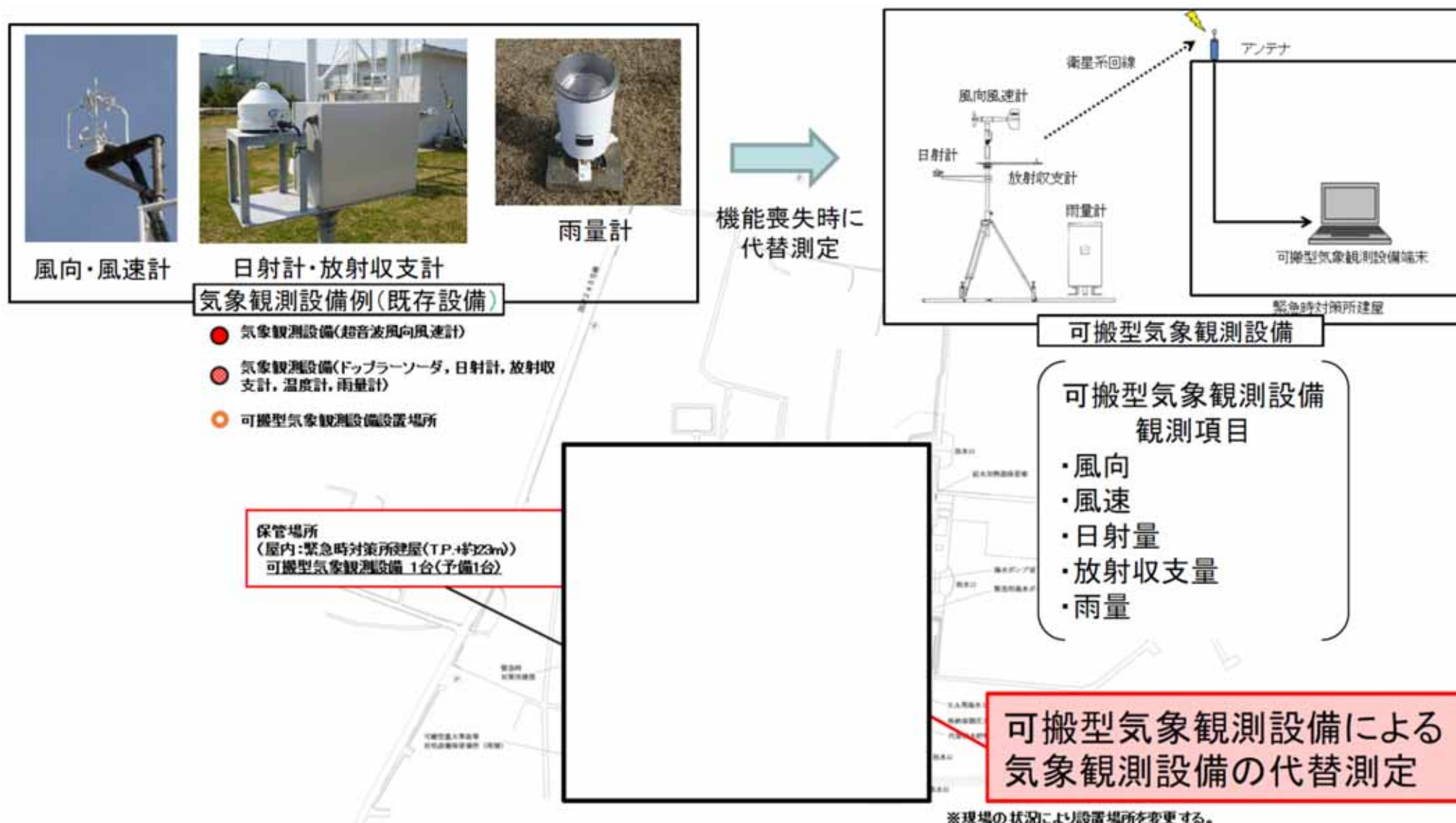
- ①災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として、モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。
- ②重大事故等対応要員は、車両等によりモニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③重大事故等対応要員は、モニタリング・ポスト周辺汚染を確認した場合、必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。



3. 監視測定設備の主要な変更 (10/13)

■ 気象観測項目の測定(気象観測設備(既存設備), **可搬型気象観測設備**)

気象観測設備が機能喪失した場合は, 可搬型気象観測設備により**気象観測項目(風向, 風速, その他の気象条件)**の代替測定を行う。



3. 監視測定設備の主要な変更 (11/13)



■ 可搬型気象観測設備の設置に必要な要員数・設置時間

要員数:2名

設置時間:80分以内

			経過時間 (分)											
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120
手順の項目	実施個所・必要要員数		▽ 活動開始											
可搬型気象観測設備による代替測定	重大事故等対応要員	2			事前打ち合わせ									
					資機材準備・積載									
						移動 (緊急時対策所→気象観測設備設置場所)								
							設置・測定開始							

80分
配置完了, 測定開始

活動開始後80分
設置完了

■ 設置時間の妥当性

本作業は、事故収束に直接関わらないため、設置に係る制限時間は無いが、例えばプルームの放出が想定される事故シーケンス（格納容器ベント：事故発生後約19時間）が発生した場合でも**十分な余裕を確保しており、プルームの検知が可能である。**

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」

■ 放射線防護具の着用

可搬型気象観測設備の設置や現場での指示値確認を行う際は、**必要な防護服を着用**して実施する。

■ 平日／夜間休日の対応

平日：**放射線管理班4名（現場要員）のうち2名が、可搬型気象観測設備を設置する。**また、残りの2名が、可搬型モニタリング・ポストを設置する。

夜間休日：**発電所構内に待機する放射線管理班2名が下記の順番で設置する。**

なお、残りの2名が発電所に参集した後は、4名で分担して実施する。

①可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所付近に設置する1台）

②**可搬型気象観測設備** ③残りの可搬型モニタリング・ポスト

※緊急時対策所の正圧化判断に使用するため優先的に設置する。

なお、状況を踏まえ、放射線管理班長が作業の優先度を変更する場合がある。

■ 可搬型気象観測設備の電源

可搬型気象観測設備は、外部バッテリーにより**2日間以上連続で測定可能**である。また、2日後からは、予備の外部バッテリーと交換することにより測定を継続して行う。

■ 可搬型気象観測設備の通信機能喪失時の対応

可搬型気象観測設備の通信機能（アンテナ部）が故障した場合は、予備機を設置し、測定を行う。

通信衛星の接続不良等により衛星系回線が使用できない場合は、現場にて本体の指示値を確認する。

上記の対応により、**通信機能が喪失した場合でも、測定を継続して行うことが可能**である。

■ 可搬型気象観測設備の保管場所

可搬型気象観測設備は、**地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難い緊急時対策所建屋内に保管**する。

- ◆ 代替交流電源設備の追加により、非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合でもモニタリング・ポストへの給電が可能
- ◆ 可搬型モニタリング・ポストの追加により、モニタリング・ポストが機能喪失した場合でも、放射線量の代替測定が可能
- ◆ 可搬型放射能測定装置の追加により、放射能観測車が機能喪失した場合でも、空气中、土壌中及び水中の放射性物質濃度の測定が可能
- ◆ 可搬型気象観測設備の追加により、気象観測設備が機能喪失した場合でも、風向、風速等の気象観測の代替測定が可能
- ◆ 小型船舶等により、発電所の周辺海域における海上モニタリング(放射線量の測定)の追加、海水取水・測定が可能
- ◆ 検出器保護カバー等の資機材及び対策手順の追加により、モニタリング・ポスト等が汚染した場合のバックグラウンド低減が可能
- ◆ これらの対策により、重大事故等が発生した場合の放射線監視等のモニタリング機能を確保できる。

(補足説明資料 事故対応基盤について(監視測定設備への対応))

補足説明資料 目 次

1. 可搬型放射能測定装置の仕様	21
2. 放射性プルーム放出方向等の観測及び 放出された放射性物質の遠隔監視	22

1. 可搬型放射能測定装置の仕様

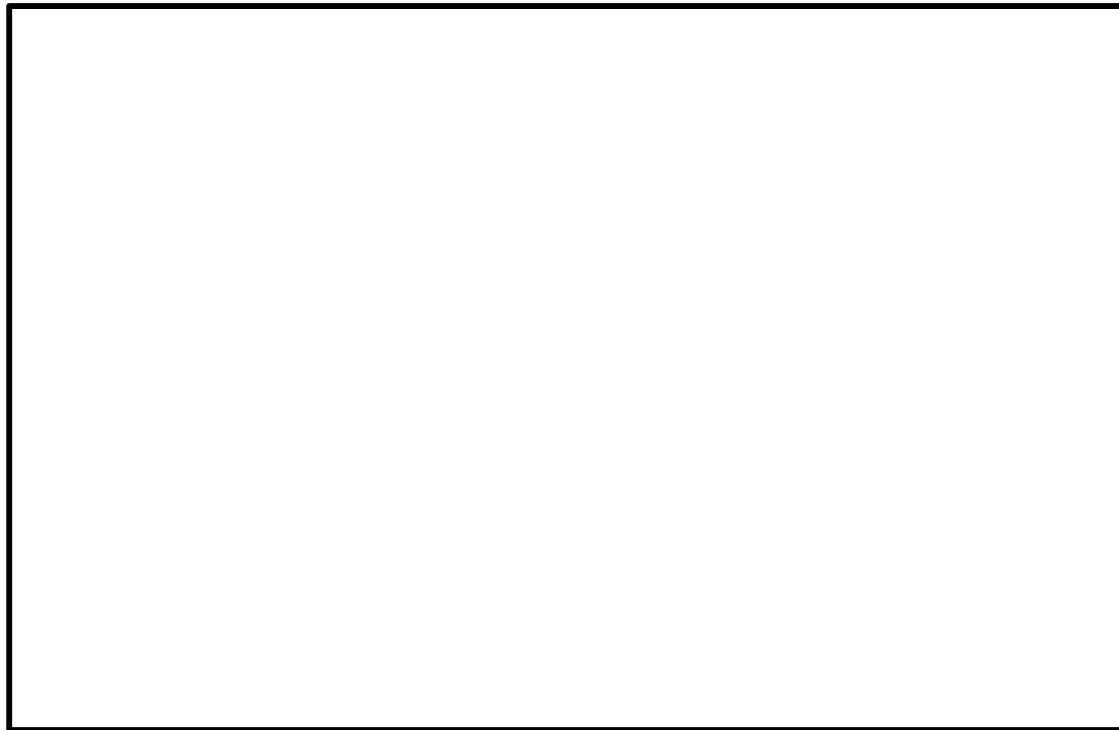


名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	台数
可搬型ダスト・よう素 サンプラ	—	—※1	—	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)
Na Iシンチレーション サーベイ・メータ	Na I (Tl) シンチレーショ ン式検出器	B. G. ～ 30 μ Sv/h ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)
β 線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B. G. ～99.9kmin ⁻¹ ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)
ZnSシンチレーション サーベイ・メータ	ZnS (Ag) シンチレーショ ン検出器	B. G. ～99.9kmin ⁻¹ ※1	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	2 (予備1)

※1 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (3.7×10^1 Bq / cm³) を満たす設計とする。

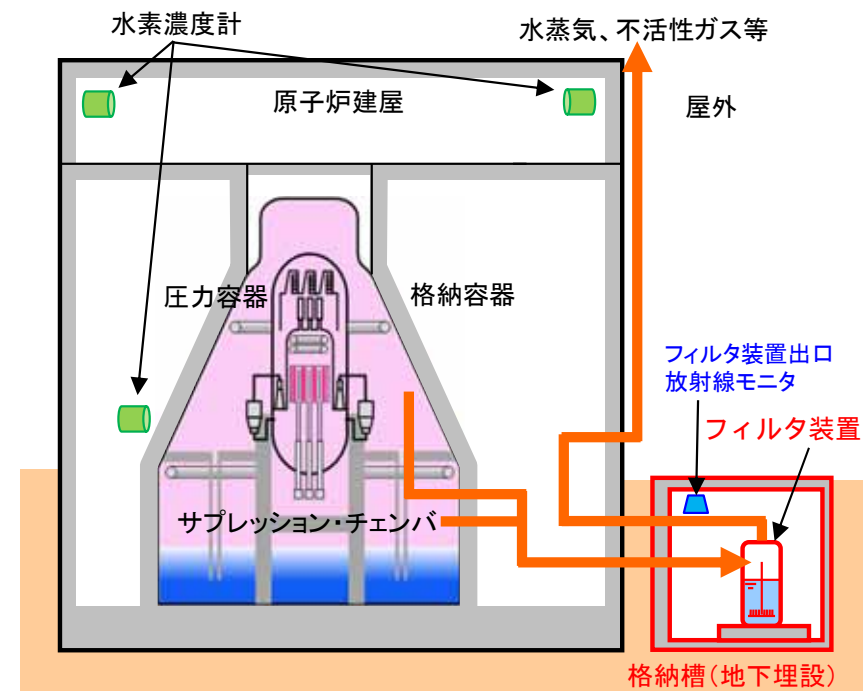
2. 放射性プルーム放出方向等の観測及び放出された放射性物質の遠隔監視(1/3)

- 重大事故等が発生した場合、放射性プルームの放出前に可搬型モニタリング・ポストの設置及び気象観測装置を設置することにより、放射性プルームの放出の方向等を観測できる。



可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の配置の概要図

- 発電所海側等での監視・測定、緊急時対策所の加圧判断を行えるよう可搬型モニタリング・ポストを原子炉建屋の各方位のアクセスルートを検討した位置に設置する(現場状況により、原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する)。可搬型モニタリング・ポストは設置する10台に加えて予備2台を保管する。
- 気象観測装置が機能喪失した際に代替できるよう可搬型気象観測設備を気象観測設備近傍に設置する。可搬型気象観測設備は設置する1台に加えて予備1台を保管する。

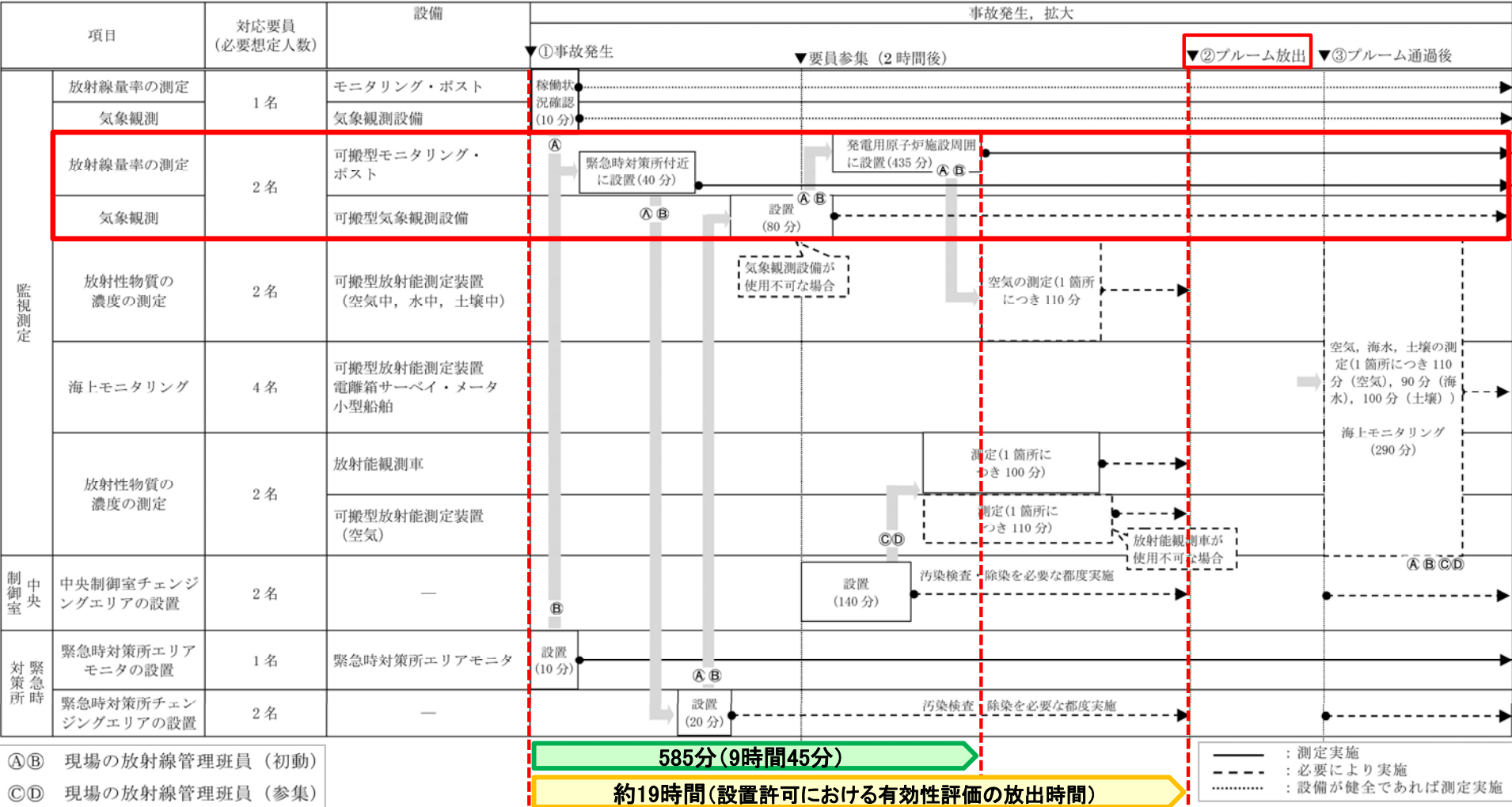


格納容器圧力逃がし装置概要図

- 格納容器からの漏えいは、原子炉建屋内に設置している水素濃度計や可搬型モニタリング・ポストにより検知する。
- 格納容器からの漏えい検知後は、格納容器ベントの実施手順に従い対応する。プルーム通過中は、作業員は緊急時対策所等へ待避する手順としている。
- ベント実施時は、フィルタ通過後の配管に設置した「フィルタ装置出口放射線モニタ」により、大気に放出される放射性物質を測定する。

2. 放射性プルーム放出方向等の観測及び放出された放射性物質の遠隔監視(2/3)

➤ 可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備をプルーム放出前に設置する。



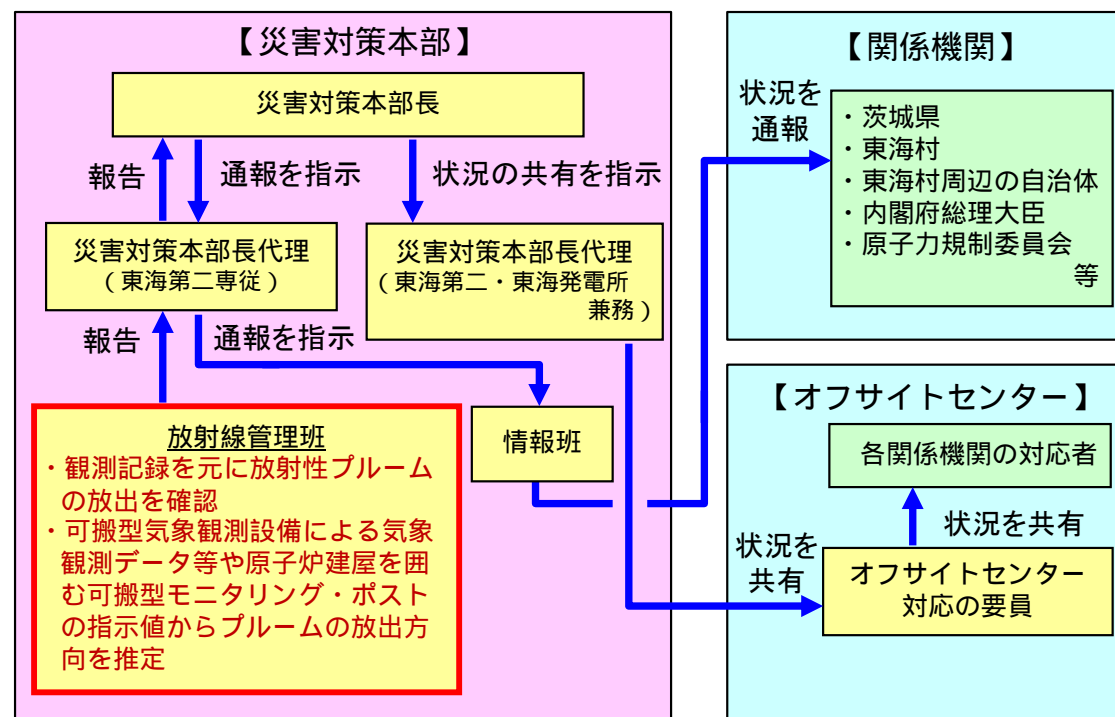
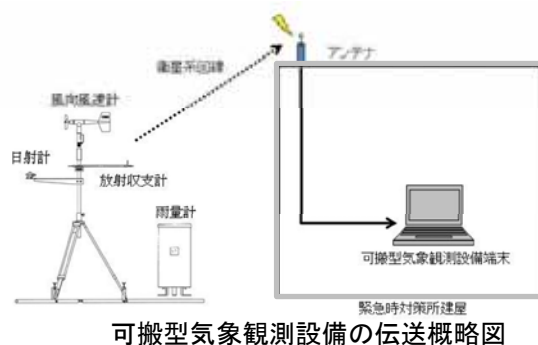
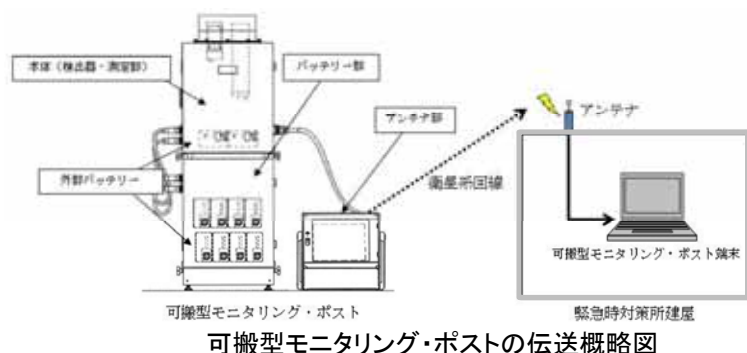
事故発生からプルーム通過後までの現場対応要員の動きの例

- 放射線管理班(現場対応4名, 本部対応2名)により, 可搬型設備の設置及び各種対応を実施する。
- 可搬型モニタリング・ポストの設置時間は, 緊急時対策所付近は40分, 各方位への設置(9台)は435分(1台あたり平均約48分)である。
- 可搬型気象観測設備は, 80分で設置を完了する。
- その他の対応時間を含め, 設置に要する時間は585分(9時間45分)と評価しており, 有効性評価におけるプルームの放出(事故の発生から約19時間後)までに設置を完了する。

2. 放射性プルーム放出方向等の観測及び放出された放射性物質の遠隔監視(3/3)

- 可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備からのデータは緊急時対策所建屋に伝送され、大気に放出された放射性物質の放出を遠隔監視できる。

- 可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備からのデータは、緊急時対策所建屋内に設置する端末に伝送され、放射線管理班の要員は随時監視が可能
- 放射線管理班の要員は、発電所の各方位に配置されたモニタリング・ポストの計測値の変化及び気象観測設備からの風向風速等の観測値を災害対策本部内で共有する。
- 災害対策本部は、関係機関及びオフサイトセンターに対し状況を通報・共有を行う。



通報連絡及び情報共有の概略図

東海第二発電所

格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について (改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の主要な変更	4
3. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	17

補足説明資料 格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



【事故の推移】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋
への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な
放射性物質の放出

【事故の教訓】

原子炉への代替注水機能や注水用水源が多様化されていなかった。

消防車等の重機を活用した原子炉冷却の手段が整備されていなかった。

原子炉の減圧に時間を要した。

注水用の水源容量が十分に確保されておらず、水源が枯渇した。

海水ポンプの機能喪失により最終の熱の逃がし場を失った。

原子炉建屋における水素対策がとられていなかった。

それまで使用済燃料プールの代替冷却, 代替注水等の措置は考慮されてこなかった。

【対応方針】

原子炉の停止機能の強化

高圧注水手段の強化

低圧注水手段の強化 ②

減圧手段の強化

注水に必要な水源の強化 ①

最終ヒートシンクによる除熱の強化 ③

格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策 ④

使用済燃料プールの冷却手段の強化

2. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の主要な変更



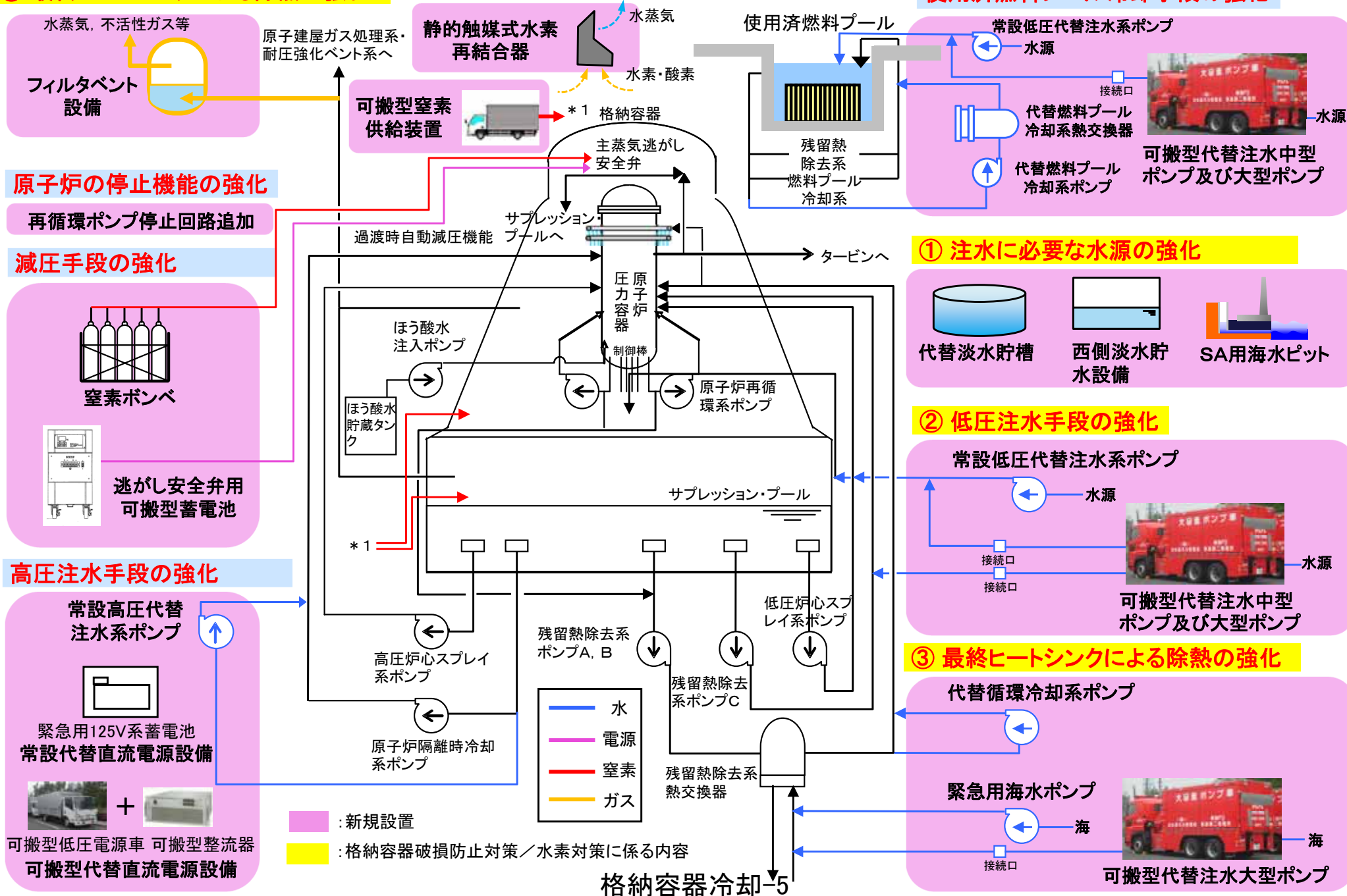
対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	原子炉の停止機能の強化	・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能 (低速度運転有)	・代替再循環ポンプ停止機能 (低速度運転電源停止)	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却 ・格納容器内の冷却・除熱	① 注水に必要な水源の強化	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット	新規
	高圧注水手段の強化	・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・高圧代替注水系	新規
	減圧手段の強化	・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	強化
	② 低圧注水手段の強化	・残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系) ・格納容器下部注水(消火系)	・代替格納容器スプレイ系(常設, 可搬型) ・格納容器下部注水系(常設, 可搬型)	新規
	③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化	・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系 ・耐圧強化ベント系	・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備	新規
	使用済燃料プールの冷却手段の強化	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計	・常設低圧代替注水系 ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化	新規
(閉じ込める) ・格納容器破損防止 ・水素低減対策 ・原子炉建屋の閉じ込め機能	(冷やす)①～③と同様	・(冷やす)①～③の対策と同様	・(冷やす)①～③の対策と同様	新規
	④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策	・格納容器内の不活性化 ・可燃性ガス濃度制御系 (格納容器内の水素濃度の低減)	・可搬型窒素供給装置 (格納容器内の水素濃度の抑制) ・静的触媒式水素再結合器 (原子炉建屋内の水素濃度の低減) ・ブローアウトパネル閉止装置	新規

3. 格納容器内の冷却・閉じ込め設備の概要

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策

使用済燃料プール冷却手段の強化

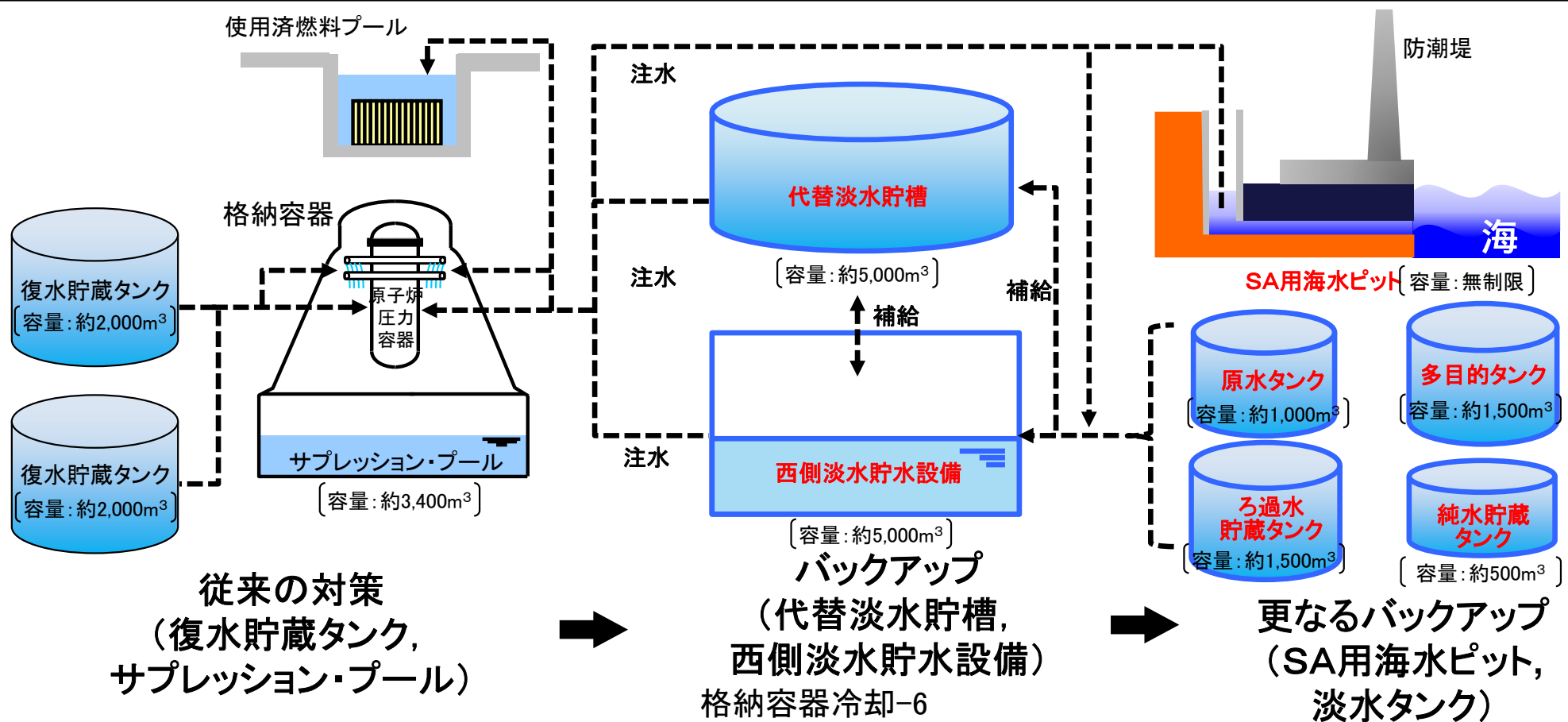


4. 事故の教訓に基づく安全対策

① 注水に必要な水源の強化

【代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットの新設】

- 格納容器内を冷却し，破損を防ぐためには，原子炉や格納容器への注水により，原子炉や格納容器内の圧力・温度の低下を継続的に図ることが重要。このため注水用の水源を増強する。
- 地下式の堅牢な代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置することで，地震・竜巻や，敷地に遡上する津波等の外部事象に対しても，確実に水源を確保可能。また，既設の各種淡水タンクも利用可能な場合には活用
- 代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備には，原子炉，格納容器及び使用済燃料プールへ7日間の注水が可能な量を確保する。



4. 事故の教訓に基づく安全対策

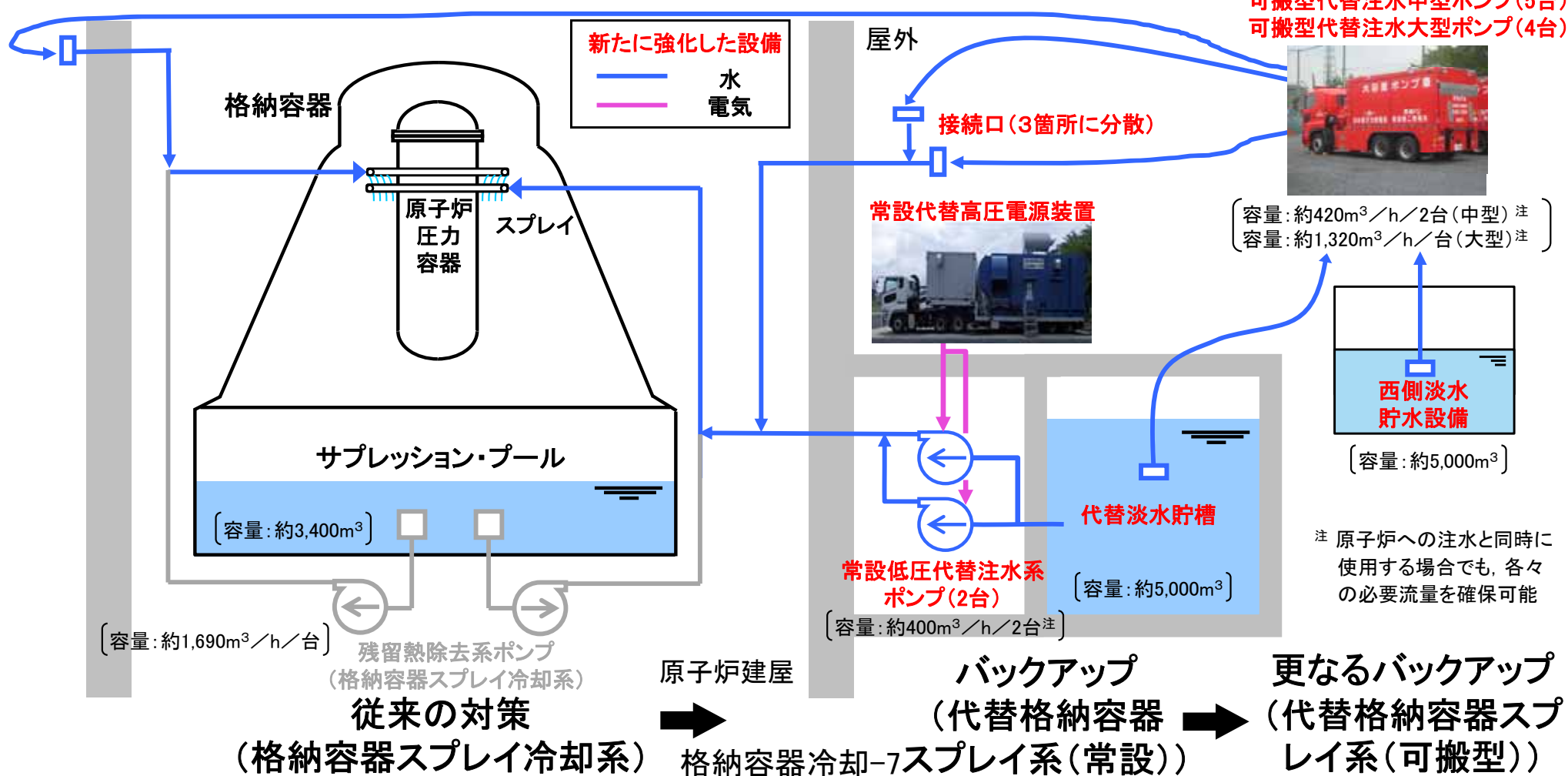
② 低圧注水手段の強化(1/4)



【代替格納容器スプレイ系の設置】

- 格納容器内の温度及び圧力を低下させる手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、既存の残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合でも、**代替格納容器スプレイ系（常設）**及び**代替格納容器スプレイ系（可搬型）**により、**代替淡水貯槽**等から格納容器内へスプレイ水の供給を継続し、格納容器内の蒸気凝縮を図ることで、**格納容器内の圧力・温度の上昇抑制を行うことが可能**

代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替格納容器スプレイ系（可搬型）



4. 事故の教訓に基づく安全対策

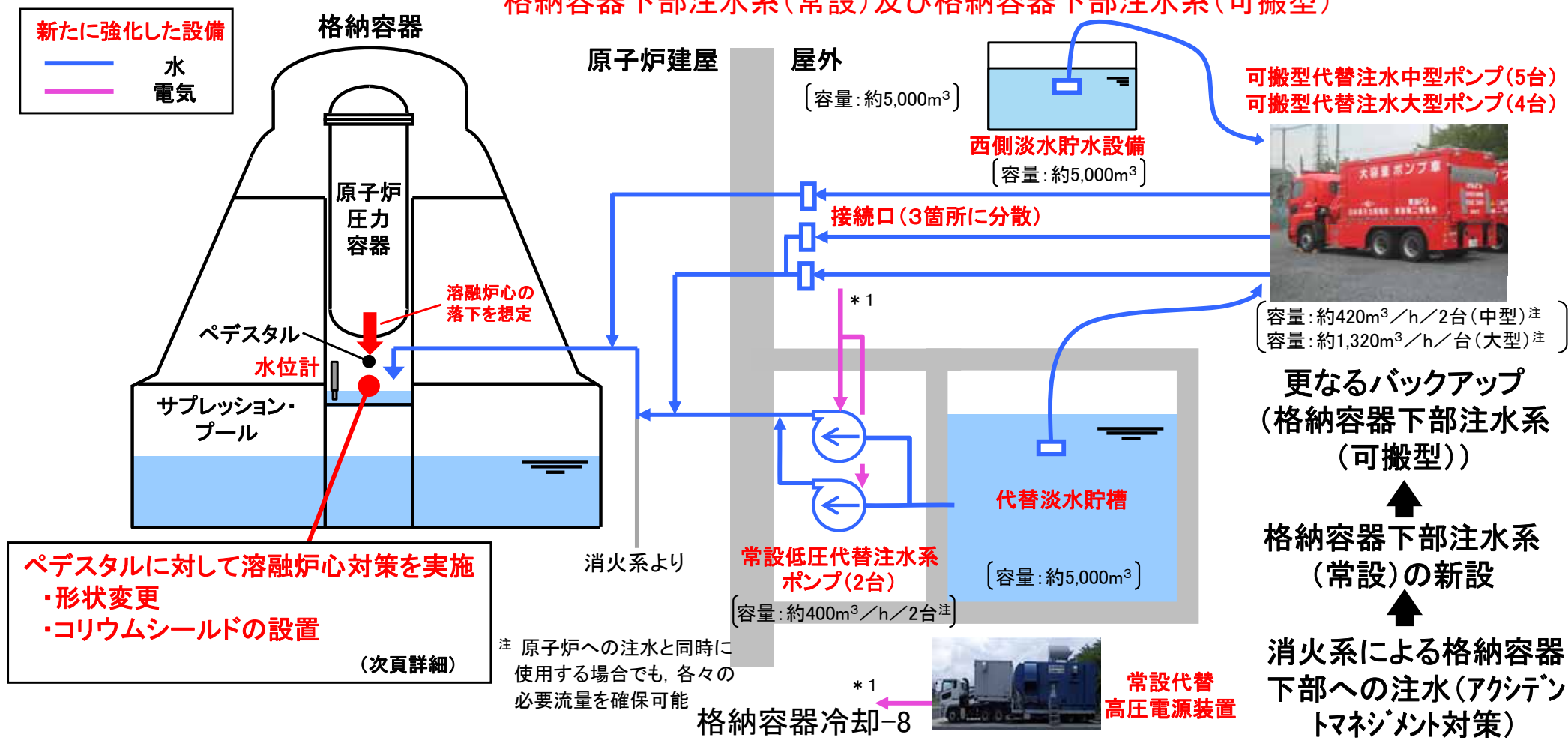
② 低圧注水手段の強化(2/4)



【溶融炉心を冷却する設備の設置】

- 炉心損傷が発生し、原子炉圧力容器を貫通して格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する設備を新設する。
- 常設低圧代替注水系ポンプを使用し、代替淡水貯槽の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(常設)を設置する。本設備は常設代替高圧電源装置からの給電が可能である。
- 更に可搬型代替注水大型ポンプを使用し、代替淡水貯槽等の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系(可搬型)も設置する。
- 落下した溶融炉心を保持するため、原子炉圧力容器直下のペデスタル形状を変更しコリウムシールドを設置

格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)



4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(3/4)

【溶融炉心対策のためのペDESTALの形状変更(コリウムシールドの設置等)】

① コリウムシールド設置

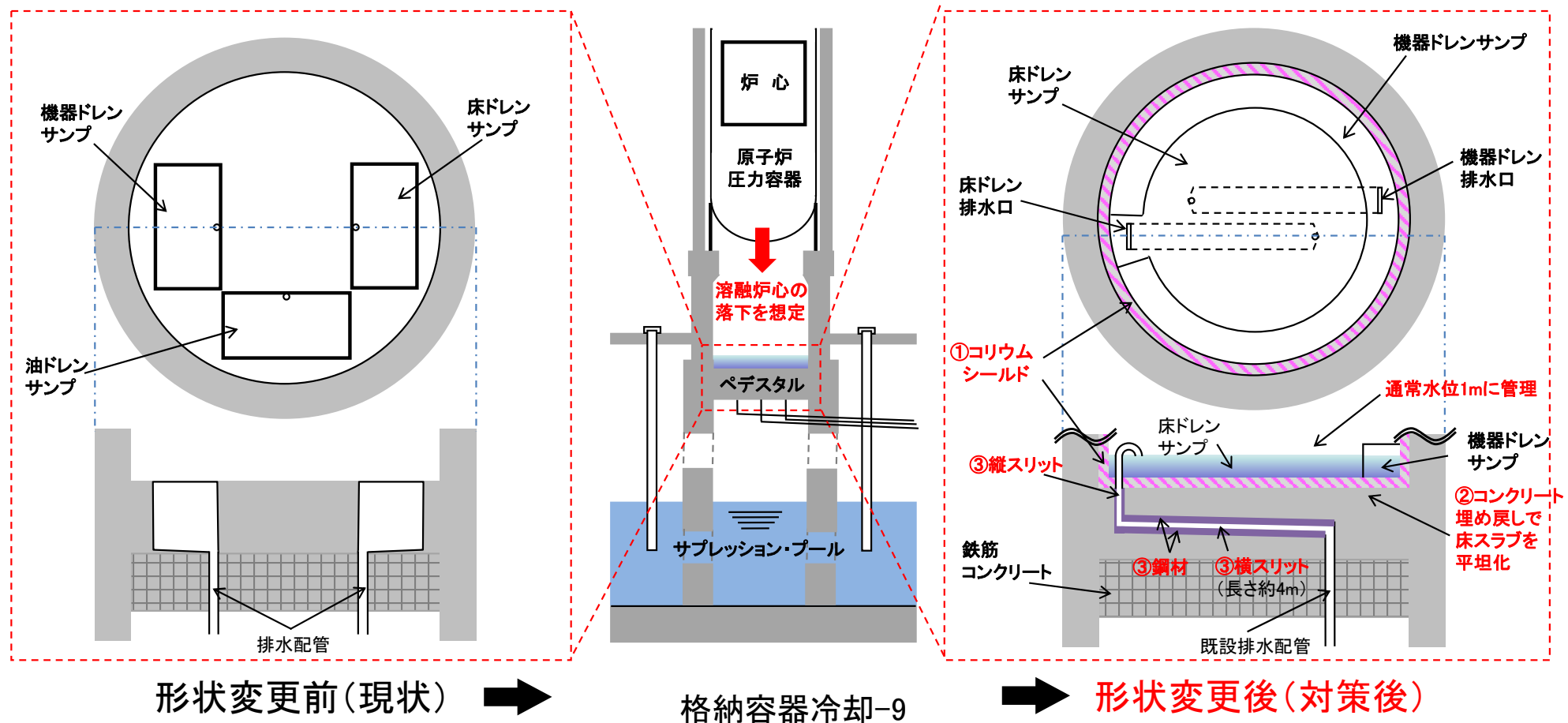
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れた**ジルコニア(ZrO_2)製コリウムシールド**を設置

② 床スラブ平坦化

溶融炉心の熱負荷を平準化させるため、すべてのサンプをコンクリートで埋め戻して**床スラブを平坦化**し、その上部に鋼製の床・機器ドレンサンプを設置

③ 溶融炉心凝固のための排水流路形状変更

溶融炉心のサプレッション・プールへの流下防止のため、サンプの排水流路を熱容量の大きい**鋼材でスリット形状に変更**し、溶融炉心を流路の途中で冷却・凝固させる。



4. 事故の教訓に基づく安全対策

② 低圧注水手段の強化(4/4)

【水蒸気爆発影響抑制のためのペDESTAL水位管理対策】

① スワンネックの設置

溶融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び溶融炉心冷却性確保のため、ペDESTALからの排水経路に高さ1mの**スワンネック**を設置し、**通常時のペDESTAL水位を1mで管理**

* ペDESTAL水位がより高いと水蒸気爆発の影響が増大し、水位がより低いと溶融炉心の冷却性が低下することから、両者が成立する水位1mに設定

② 異物防止柵の設置、スワンネックの多重化

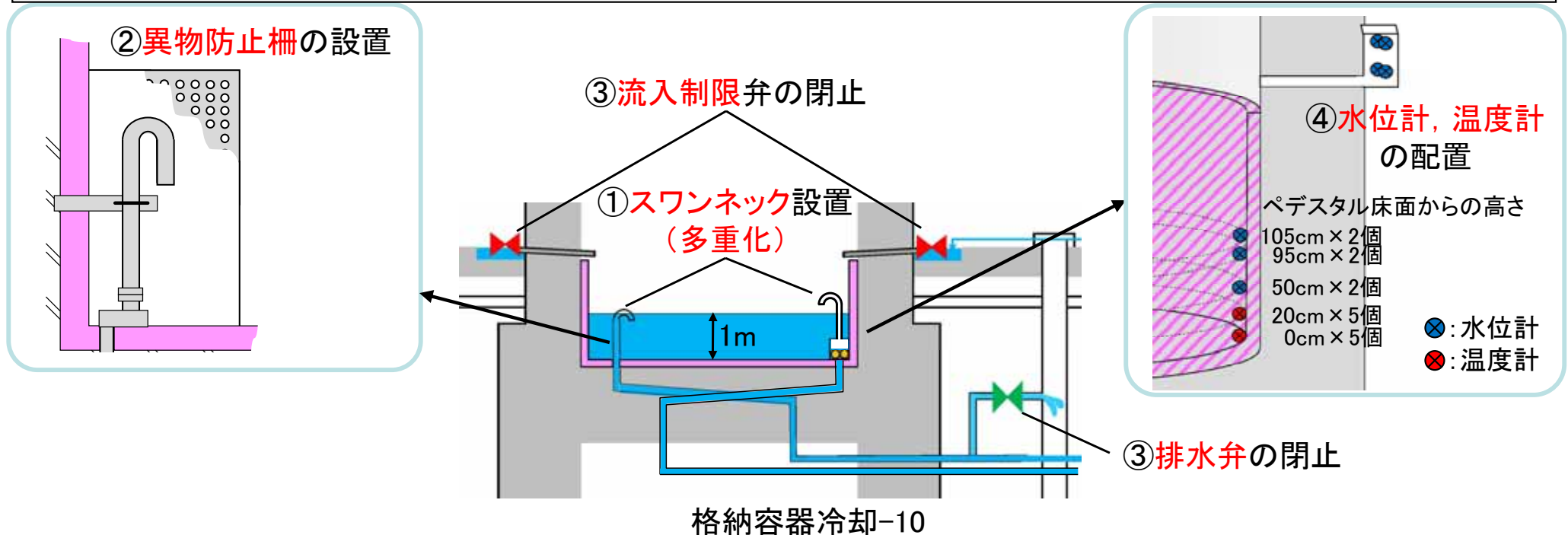
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

③ ペDESTALへの流入制限弁、ペDESTALからの排水弁の設置

- ・事故発生時、早期に**流入制限弁**を閉止し、**意図せぬペDESTAL水位上昇を防止**
- ・ペDESTAL水位を1mに調整後、**排水弁**を閉止し、溶融炉心落下時には**確実に1mの水位を確保**

④ 水位計、温度計を設置

- ・ペDESTAL内に複数の**水位計**を設置し、ペDESTALの**水位監視**や**水位調整**に利用
- ・ペDESTAL内に複数の**温度計**を設置し、溶融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**



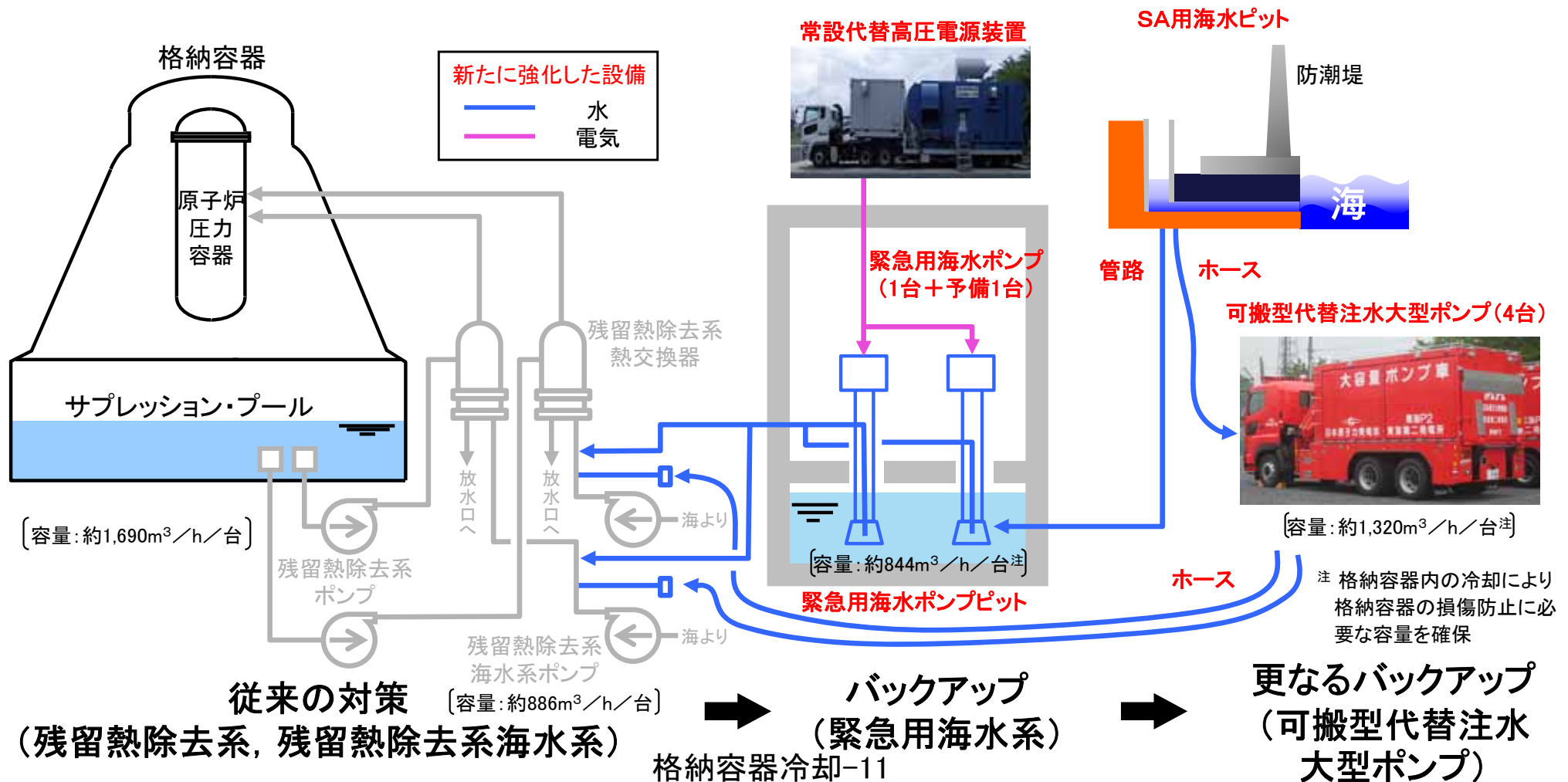
4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1/4)



【緊急用海水系の設置】

- 炉心から発生し、圧力容器や格納容器内に溜まっていく熱を最終的に外部(海)に逃がすための手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、津波により残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した場合でも、**緊急用海水系**により熱交換器に海水を送水し、原子炉圧力容器や格納容器内に蓄積していく熱の除去を行うことが可能
- **緊急用海水系**は、**常設代替高圧電源装置**からの給電により、**7日間の運転が可能**
- 更に、**可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し、熱交換器に海水を送水して熱の除去を行うことも可能



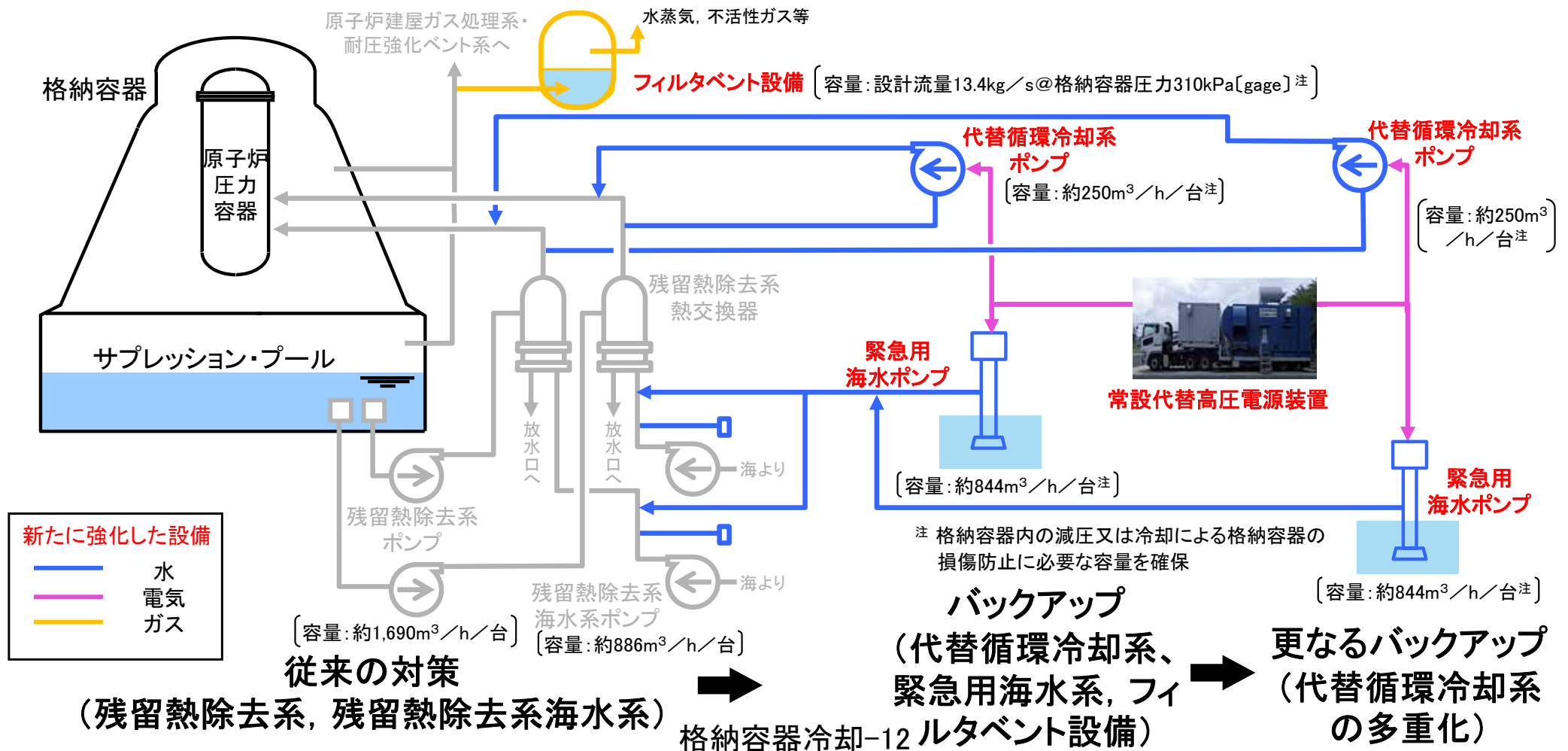
4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2/4)



【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、**フィルタベント設備**及び**代替循環冷却系**を新設し、最終ヒートシンク(大気又は海)による除熱機能を強化する。
- **フィルタベント設備**を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- **代替循環冷却系**は、系統を**多重化**することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能**

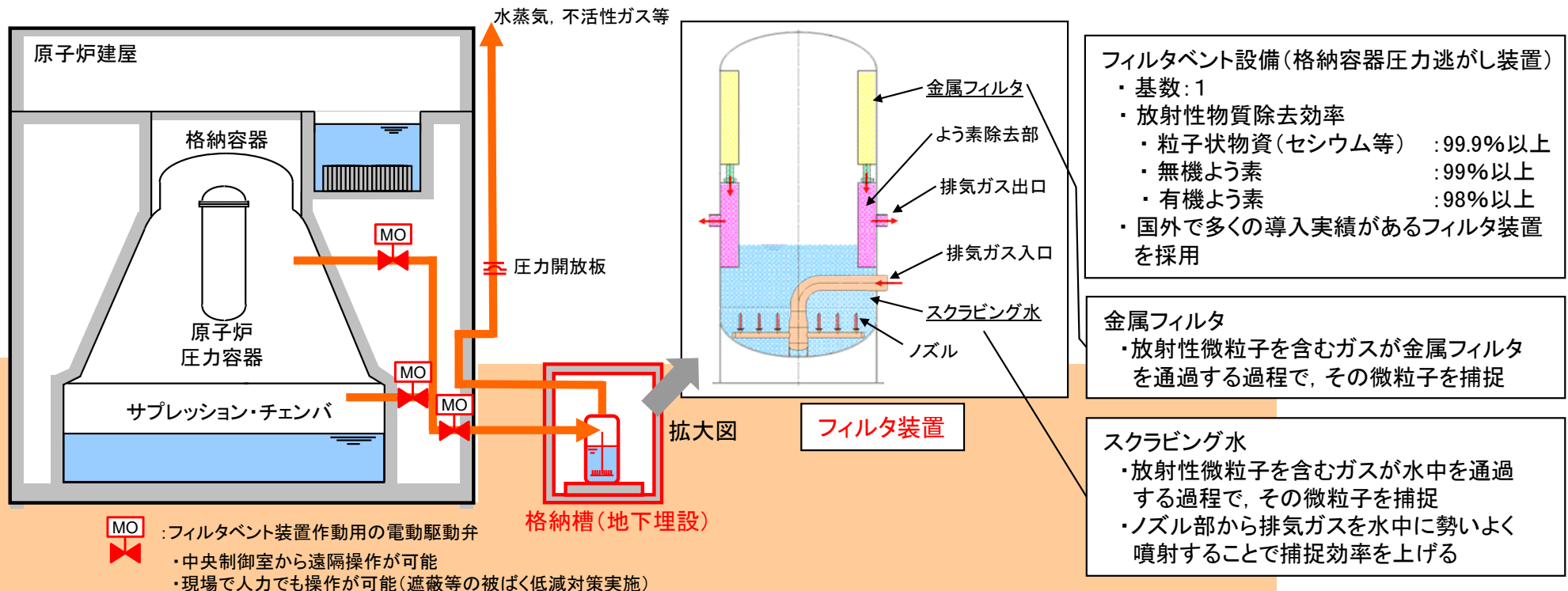


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(3/4)

【フィルタベント設備の設置効果】

- 原子炉・格納容器への注水・除熱機能は強化されるが、万が一それらの機能が十分発揮できない場合でも、放射性物質放出を可能な限り低減させ、セシウム等による**大規模な土壤汚染を防止**する。
- ベント操作を行い水蒸気を格納容器外へ放出することで、**格納容器の過圧破損を防止**でき、**原子炉への注水の信頼性を高める**ことができる。(ベント操作は中央制御室から遠隔操作可能。また現場で人力でも操作が可能)
- 炉心から放出されるよう素を除去しつつベントを実施することで、**公衆被ばくを抑制**できる。また、セシウム除去効率の高いフィルタ装置を介しベントすることで、**発電所敷地外の土壤汚染を抑制**できる。
- フィルタ装置は地下の格納槽に設置する。(遮蔽効果、航空機衝突時の使用可能性を考慮)

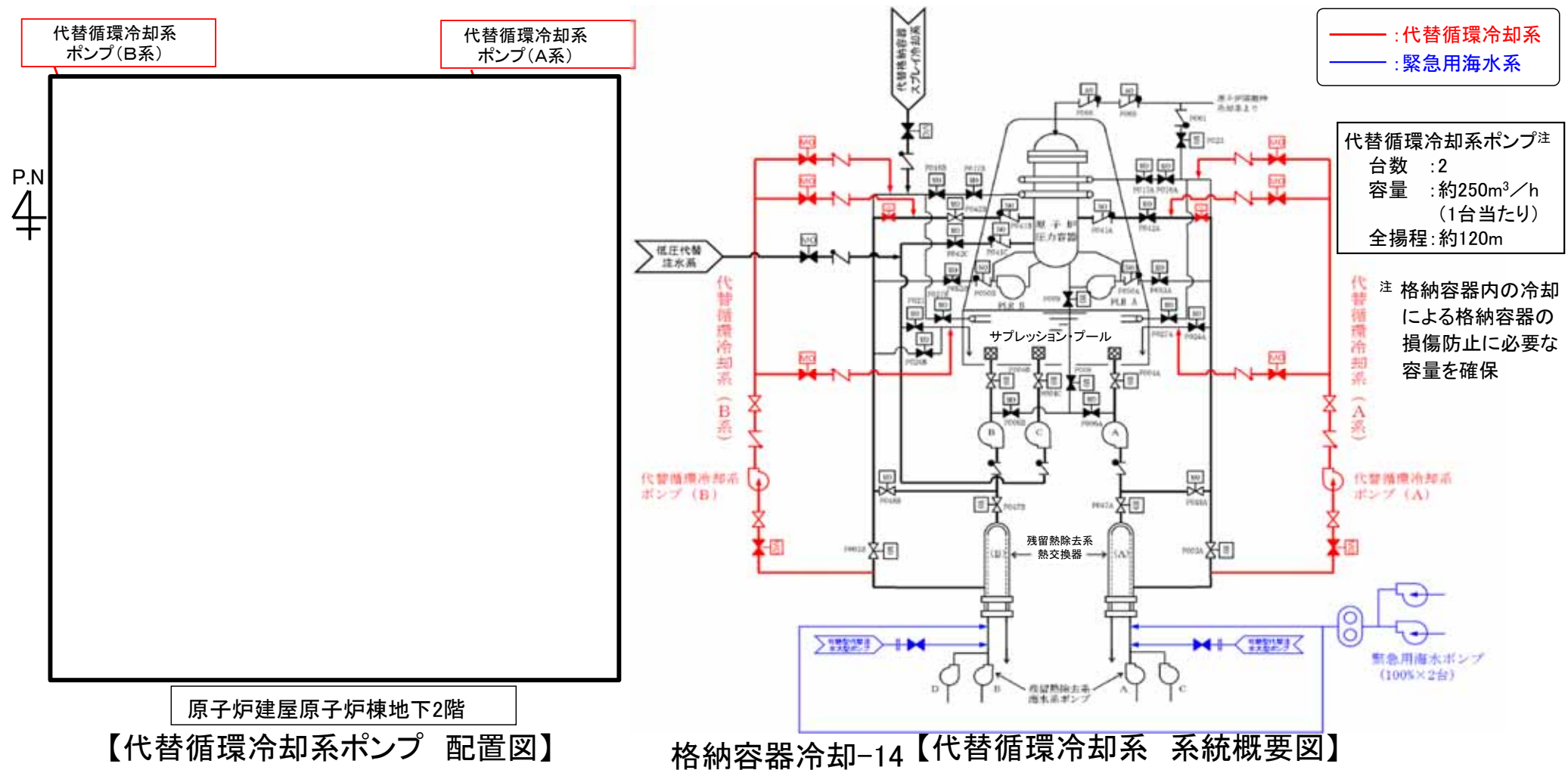


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(4/4)

【代替循環冷却系による格納容器からの除熱】

- **代替循環冷却系**はサプレッション・プールを水源として、残留熱除去系(A)及び(B)の一部を流路として活用
- **代替循環冷却系ポンプ**により送水されたサプレッション・プール水は、残留熱除去系熱交換器(A)及び(B)で海水との熱交換により冷却され、原子炉圧力容器への注水や格納容器内にスプレイし、格納容器からの除熱を行う。
- **代替循環冷却系の作動により格納容器内の温度及び圧力を低下させ、また格納容器ベントに至るまでの時間を遅延させることで、放射性物質放出開始の遅延・放出量の低減を図る。また、代替循環冷却系はシステムを多重化して離隔して設置することで高い信頼性を確保する。**

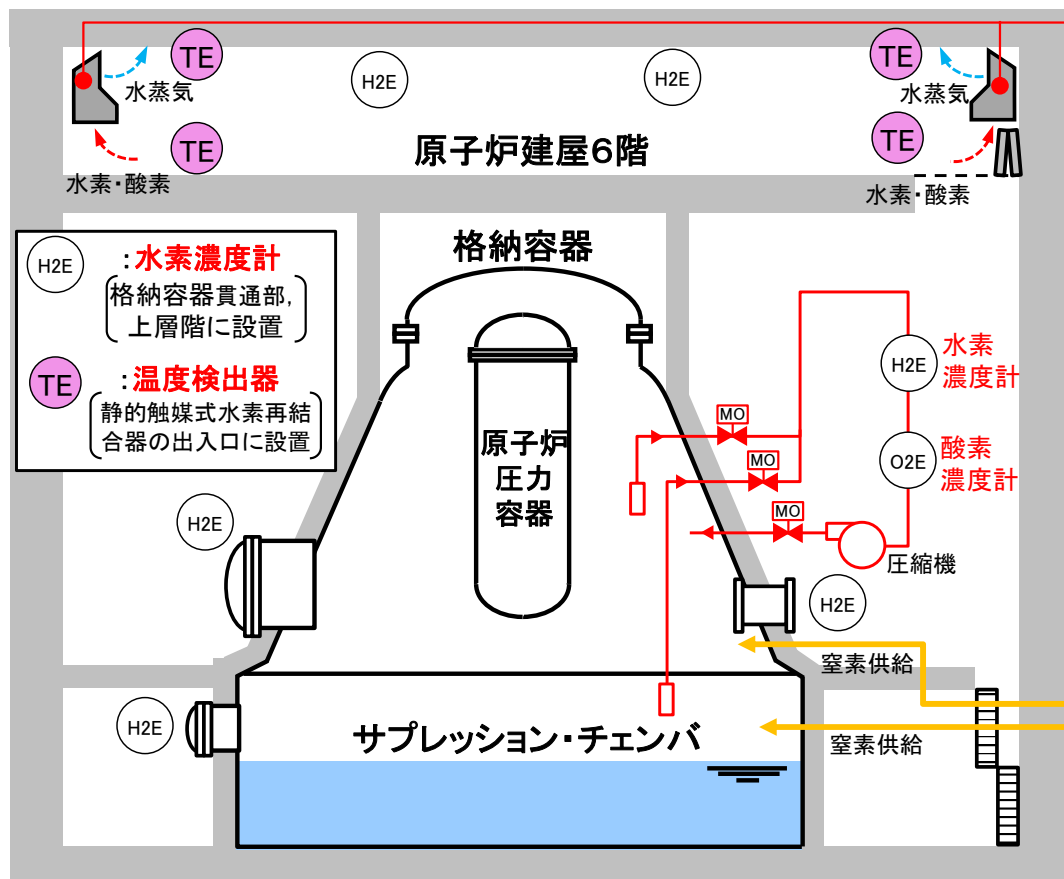


4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(1/2)

【水素爆発防止設備の設置】

- 炉心に著しい損傷が発生した場合、燃料被覆管(ジルコニウム合金)と水蒸気の化学反応で水素が発生する。
格納容器内での水素爆発、格納容器から漏えいして原子炉建屋内での水素爆発の恐れがある。
- 可搬型窒素供給装置より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制する。
- 格納容器内の水素・酸素濃度を計測する水素濃度計及び酸素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器(PAR)を原子炉建屋6階に設置し、原子炉建屋内の水素濃度の低減を図る。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器の動作確認を行う監視設備として温度検出器を設置(代替電源設備から給電可能)



静的触媒式 水素再結合器(PAR)

- ・基数: 24*
- ・水素処理速度: 約0.50kg/h/基*
- ・ハウジング及び触媒カートリッジで構成
- ・運転員による起動操作を行うことなく、漏えいした水素と酸素を触媒反応で再結合させて水(水蒸気)に置換
- ・電源等の動力源は不要

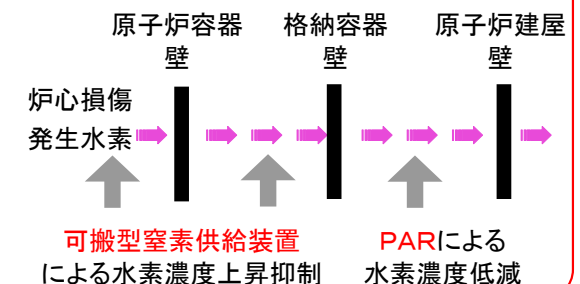
* 原子炉建屋内での水素爆発を防止できるよう、保守的な水素発生量及び格納容器漏えい量に対して建屋内の水素濃度低減が可能な容量



可搬型窒素供給装置 〔容量: 約400Nm³/h/2台注〕

注 フィルタベント設備作動による排出開始前まで、格納容器内の水素・酸素濃度を可燃限界未満に抑制できる容量

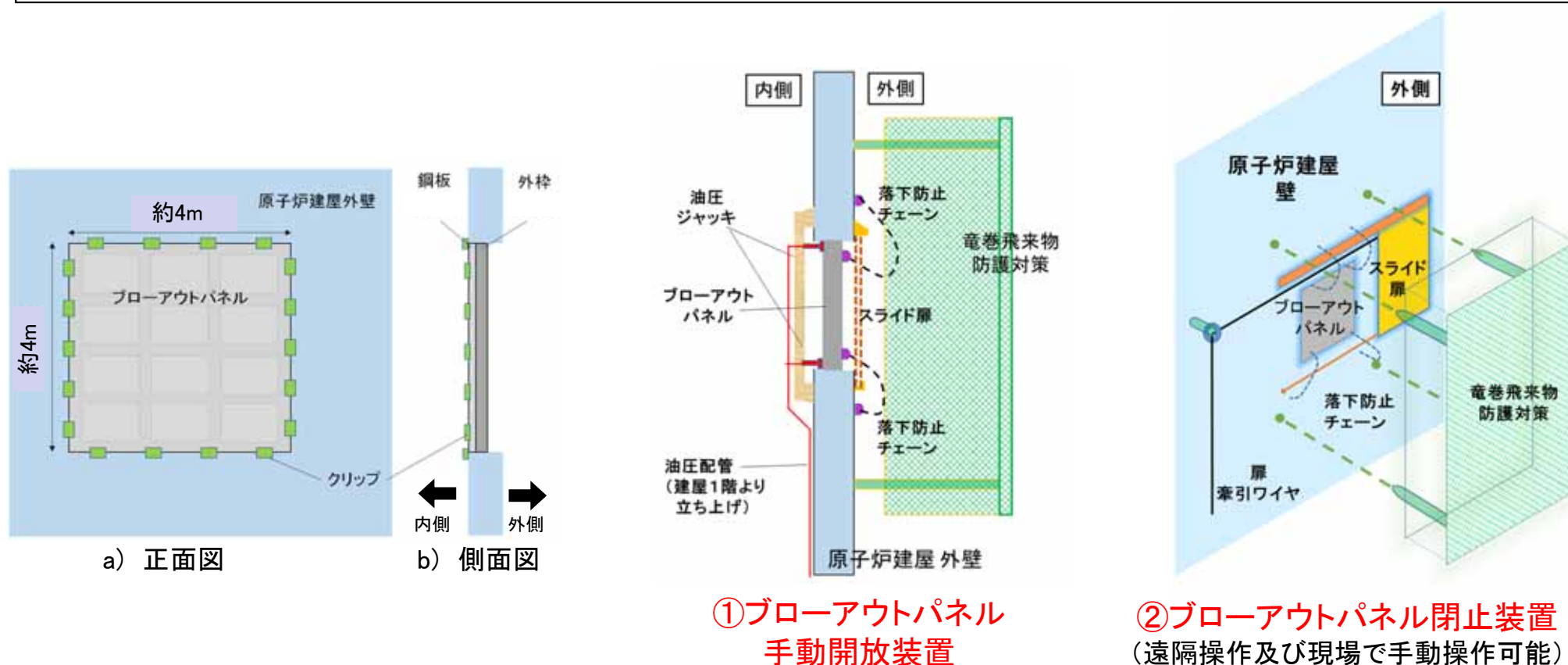
水素濃度抑制・低減対策イメージ



4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(2/2)

- 原子炉建屋5階及び6階の壁面に設置されたブローアウトパネルは、主蒸気配管の破断の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建屋外に放出することを目的として、従来より設置されている。
- 原子炉建屋内の水素濃度の上昇が継続する場合や、原子炉建屋外部から使用済燃料プール(6階)への放水を想定し、ブローアウトパネルを開放できるよう、①ブローアウトパネル手動開放装置を設ける。
- ブローアウトパネルが開放状態で炉心損傷が発生した場合に、速やかにブローアウトパネルを閉止して原子炉建屋の閉じ込め機能を復旧できるよう、②ブローアウトパネル閉止装置を設置する。



ブローアウトパネル(現状)



重大事故等に備えて新たに設置する対策

○格納容器内の冷却・除熱，破損防止の信頼性向上

- ・格納容器注水に必要な水源の強化として，代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備及びSA用海水ピットを設置。また，既設の各種淡水タンクを利用
- ・格納容器への低圧の注水手段の強化として，常設低圧代替注水系を設置。
- ・格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため，代替淡水貯槽の水を格納容器下部に注水する格納容器下部注水系を設置
- ・溶融炉心落下時の格納容器健全性維持のため，原子炉圧力容器の直下のペデスタルを形状変更し，溶融炉心を保持できるコリウムシールドを設置
- ・格納容器内の冷却及び破損防止の更なる信頼性向上対策として，常設の代替設備に加えて，可搬型の代替設備（可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ）を配備
- ・最終ヒートシンクによる格納容器からの除熱手段の強化として，緊急用海水系，フィルタベント設備及び代替循環冷却系を設置

○水素対策の信頼性向上

- ・炉心損傷時の格納容器内の水素濃度上昇を抑制するため，可搬型窒素供給装置を配備。また，格納容器から漏えいした場合の原子炉建屋内の水素濃度を低減するため，静的触媒式水素再結合器を設置
- ・原子炉建屋水素濃度の上昇が継続する場合等を想定し，ブローアウトパネル手動開放装置を設ける。また，ブローアウトパネル開放状態で炉心損傷が発生した場合に速やかに閉止できるように，ブローアウトパネル閉止装置を設置

以下参考

1. 東海第二発電所のブローアウトパネルについて



- ◆ 東海第二発電所では、原子炉建屋原子炉棟の外壁に合計12枚のブローアウトパネル（大きさ 約4m×4m, 重さ 約1.5t）が設置されている。
 - ・原子炉建屋6階（オペレーティングフロアー）： 東西南北の壁面に各2か所の合計8か所
 - ・原子炉建屋5階： 東西南北の壁面に各1箇所の合計4か所
- ◆ ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。

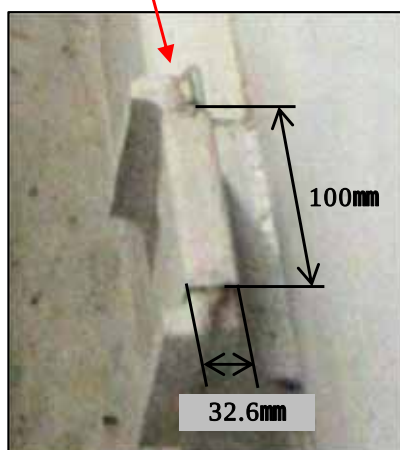


原子炉棟 6階
(— : パネル(全8枚))

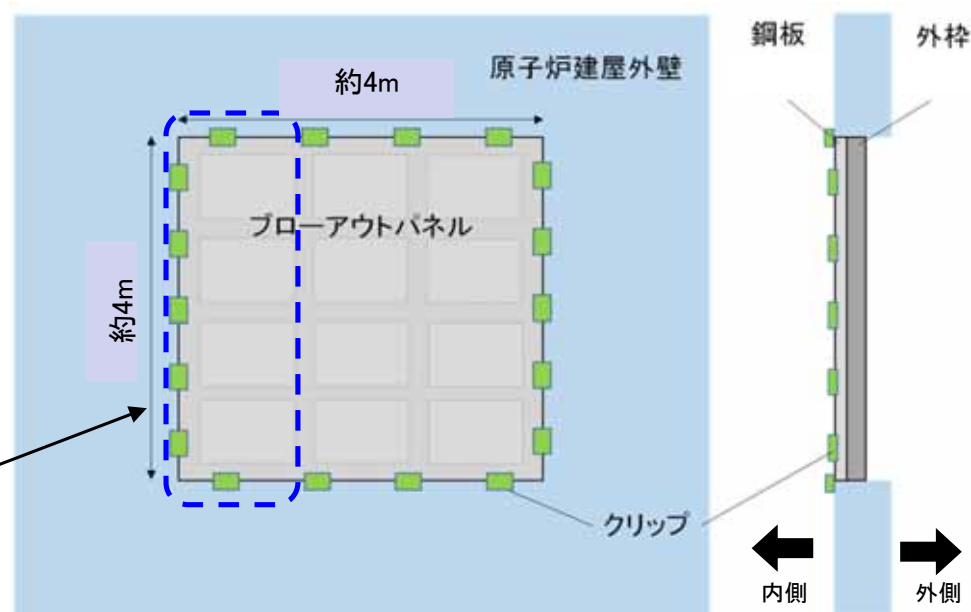
原子炉棟 5階
(— : パネル(全4枚))

2. 東海第二発電所のブローアウトパネルの構造について

- ◆ 東海第二のブローアウトパネルは、厚さ2.3mmのクリップと呼ばれる装置18個で原子炉建屋外壁に設置されており、格納容器の設計上の最高使用外圧2psiに対し、1psiで開放するように設計されている

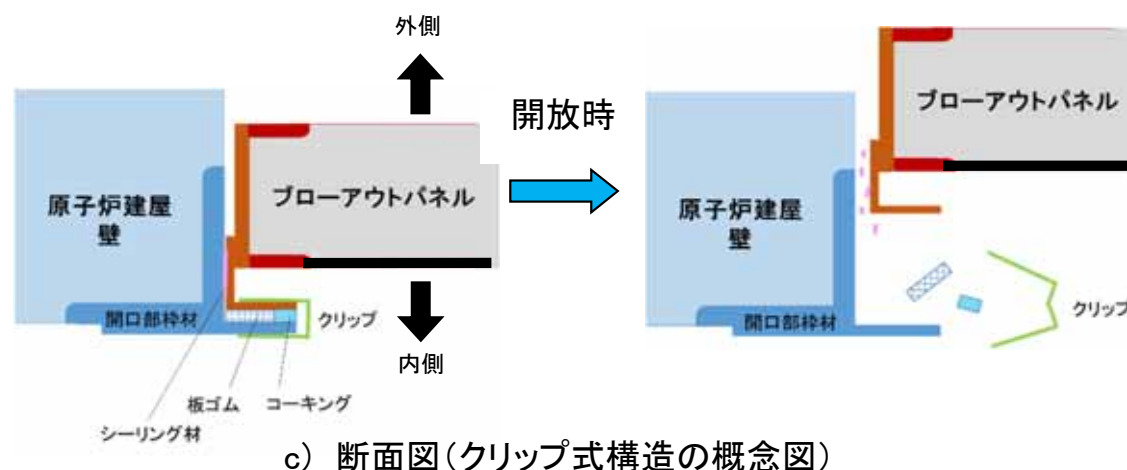


A-A 矢視（クリップ部拡大）



a) 正面図

b) 側面図



c) 断面図（クリップ式構造の概念図）

- ◆ 設計差圧1psi(6.9kPa)によりクリップが壊れ、差圧によりパネルが外側に押し出され外れる仕組み
- 格納容器冷却-20

3. ブローアウトパネルに対する要求事項

【要求事項】

- ◆ 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として、ブローアウトパネルに関連し要求される事項と対応方針を以下に整理した。

No	DB/SA	要求事項	具体的な検討内容
①	DB	主蒸気管破断事故(MSLBA)時には開放し、建屋内環境を維持すること	必要枚数が内圧により開くこと
②	DB	基準竜巻で開放した場合、建屋内防護対象設備を防護できること	設計竜巻の差圧で開かないこと、もしくは、建屋内機器を竜巻の風速等から防護できること
③	SA	開放状態で炉心損傷した場合には、速やかに閉止できること	開放した場合は、速やかに閉止(遠隔及び手動)できること
④	SA (大規模損壊)	放水砲による使用済燃料プールへの放水のため、必要な箇所を開放できること	必要箇所が手動で開放できること

【対応の基本方針】

- ◆ 建設時の設計※を極力踏襲し、可能な限りブローアウトパネル枚数を多く確保した上で、3次元流体解析により、主蒸気管破断事故(MSLBA)時の建屋内温度、圧力が設計条件内にあることを確認し、この結果を踏まえ、竜巻に対する対応、重大事故等発生時の要求を考慮し、ブローアウトパネル枚数の最適化を図る。
- ◆ 上記対策を実施することで、従来の評価に影響を与える場合は、再評価を行い影響の無いことを確認するとともに、対策が必要な場合は、必要な対策を実施する。
 - ・添付十(安全解析)のMSLBA時の被ばく評価は、全量の地上放出を仮定しており、ブローアウトパネル枚数に影響しないため、ブローアウトパネル枚数変更の影響なし
 - ・内部溢水の蒸気影響評価(環境温度の影響確認と必要な場合の防護対策)
 - ・IS-LOCA時の環境条件(同上)

※ 建設時設計の12枚設置については、建屋内圧力の上限值に対して裕度を持った枚数としており、必要と評価された面積(約90m²)の約2倍(約185m²)の開口面積を有している。

4. ブローアウトパネルへの要求事項と対応方針

【原子炉棟 6階面 のブローアウトパネル 全8枚】

設置 エリア	要求事項				左記条件を 包絡する 対策案	
	①MSLBA	②竜巻		③再閉止		④放水砲
		気圧低下	飛来物			
東面 (2枚)	全8枚中4枚 以上開放で、 MSLBA時の 設計条件(温 度, 圧力)を 満足するため、 各壁面で1枚 以上を確保 根拠： GOTHICによ る解析結果 (内部火災で の隔壁等を反 映)	開放を許容	飛来物の衝突、 貫通によるパネ ルの損傷、建屋 内への飛来物 侵入の防止	開放を想定する パネルは、速や かに再閉止(遠 隔及び手動)	何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放	・ブローアウト機能維持 ＋再閉止装置の設置 ・竜巻飛来物防止対策 ・強制開放装置の設置 (万ーパネルが完全に開放せず、再 閉止できない状態の対応を含む)
南面 (2枚)					何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放	同 上
西面 (2枚)					何れか1箇所は、 建屋外から強制 開放	同上
北面 (2枚)					— (放水砲の設置 が想定されない ため)	同上

4. ブローアウトパネルへの要求事項と対応方針

【原子炉棟 5階面 のブローアウトパネル 全4枚】

設置 エリア	要求事項				左記条件を 包絡する 対策案	
	①MSLBA	②竜巻		③再閉止		④放水砲
		気圧低下	飛来物			
東面 (1枚)	GOTHIC解析 結果によれば、 開放は必須で はない	5階東側には安全 機能を有する SGTS/FRVSが設置 されており、風荷重 から防護	飛来物の衝突、 貫通によるパネ ルの損傷、建屋 内への飛来物 侵入の防止	開放を想定す るパネルは、速 やかに再閉止 (遠隔及び手 動)	— (5階面への放水 の必要性なし)	・竜巻対策を優先し、 ブローアウトパネルは 閉鎖
南面 (1枚)						
西面 (1枚)		5階西側には安全 機能を有するほう酸 水注入ポンプ等が 設置されているが、 パネルの配置から 風の影響なし				・ブローアウト機能維持 ＋再閉止装置の設置 ・竜巻飛来物防止対策 ・強制開放装置の設置 (万一パネルが完全に開放せず、 再閉止できない状態の対応)
北面 (1枚)		同 上				

5. ブローアウトパネル対応方針 まとめ

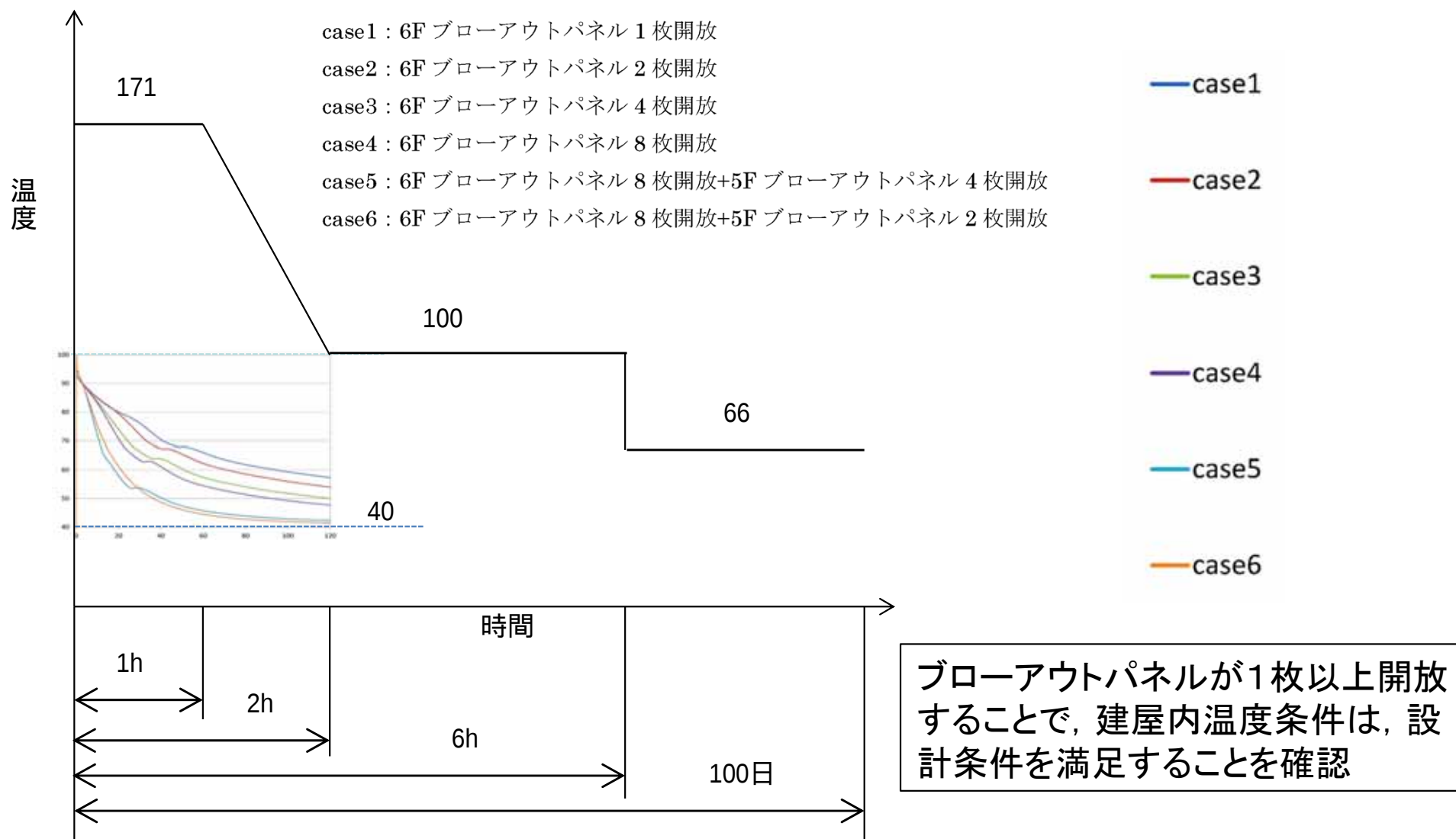
◆ ブローアウトパネル毎に要求事項を満足させるための対応方針を以下にまとめる。

- ① ブローアウトパネルの機能(設計温度, 圧力)を確保するため, 4枚以上のブローアウトパネル機能を確保する
- ② 竜巻対策として, 開放可能性があるブローアウトパネル部には, 竜巻防護対策(防護ネット)を設置する
- ③ 開放状態で炉心損傷した場合を想定し, 速やかに閉止できる機能(遠隔及び手動)を設置する
- ④ 開放させる全てのブローアウトパネルに, 万一パネルが完全に開放せず, 再閉止できない状態を考慮して, 強制開放装置を設置する
- ⑤ 原子炉棟6階のブローアウトパネルのうち, 東西南の各1箇所(合計3か所)は, 放水砲による使用済燃料プールへの注水のため手動による開放機能を設置(④と兼用)を設置する

設置エリア		対策方針					備 考
		①差圧開放機能	②竜巻飛来物防護機能	③閉止機能(SA時)	④強制開放機能	⑤手動開放機能(大規模損壊)	
6階	北1	開	有	閉	開	—	
	北2	開	有	閉	開	—	
	東1	開	有	閉	開	—	
	東2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
	西1	開	有	閉	開	—	
	西2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
	南1	開	有	閉	開	—	
	南2	開	有	閉	開	開(④と兼用)	
5階	東	閉止	—	—	—	—	竜巻による風荷重からのSGTS等の防護
	南	閉止	—	—	—	—	
	西	開	有	閉	開	—	
	北	開	有	閉	開	—	

6. 蒸気影響評価におけるブローアウトパネル必要枚数の検証

- ◆ 建設時設計で想定する主蒸気管破断事故時の原子炉棟内の環境条件に対し，3次元流体解析により検証を行い以下を確認



第1図 MSLBA時の原子炉棟内温度状態と解析結果の比較

6. 蒸気影響評価におけるブローアウトパネル必要枚数の検証

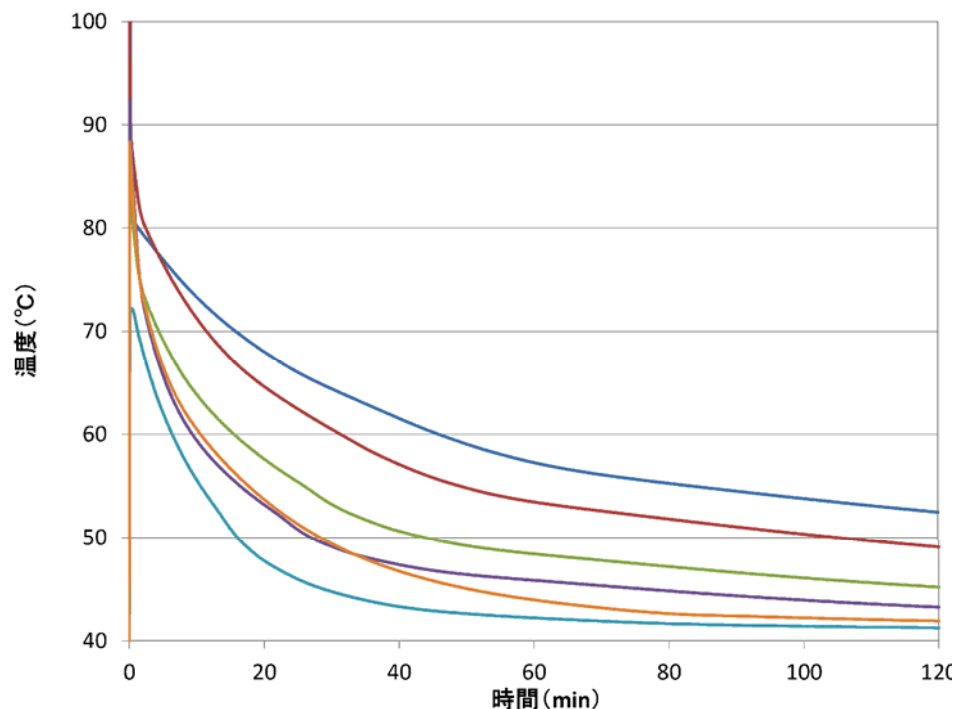


原子炉棟6階の温度及び圧力評価結果を示す。

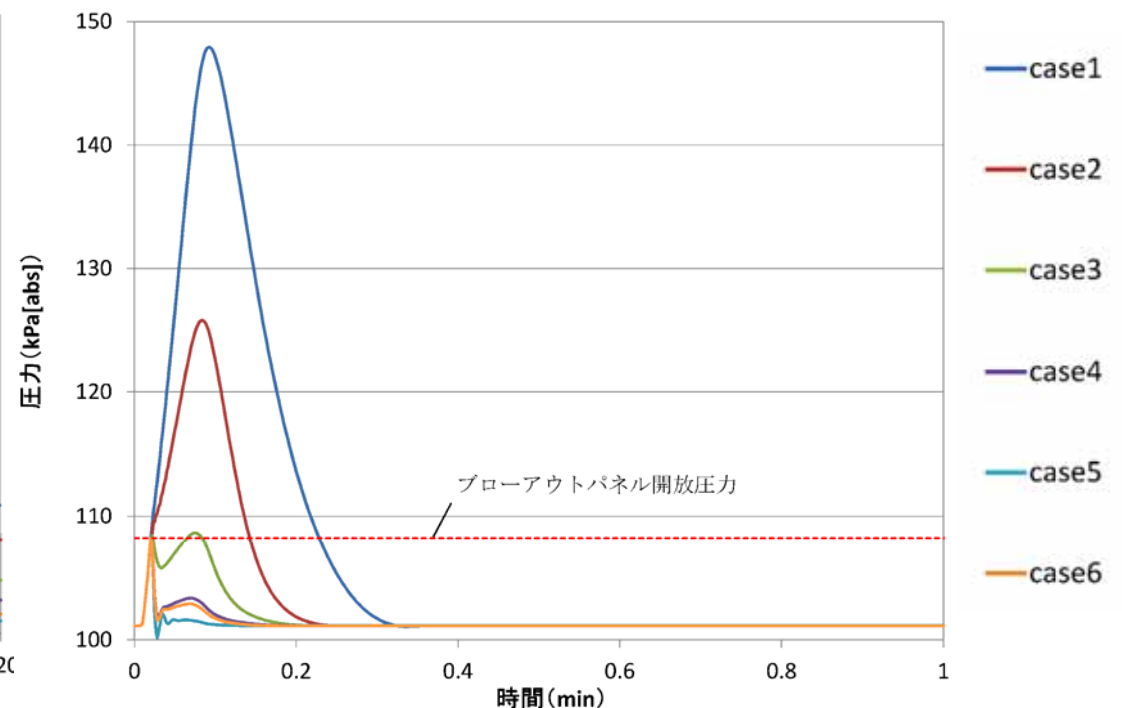
- case1 : 6F ブローアウトパネル 1 枚開放
- case2 : 6F ブローアウトパネル 2 枚開放
- case3 : 6F ブローアウトパネル 4 枚開放
- case4 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放
- case5 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
- case6 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放

圧力解析結果より以下を確認した

- ・MSLBA時には、ブローアウトパネル開放に必要な設定圧力に達すること
- ・6階に設置された4枚が開放することで、格納容器の設計外圧を越えないこと



温度状況比較



圧力状況比較

(原子炉棟 6階)

第2図 ブローアウトパネル作動枚数による温度及び圧力状況比較

(補足説明資料 格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について)

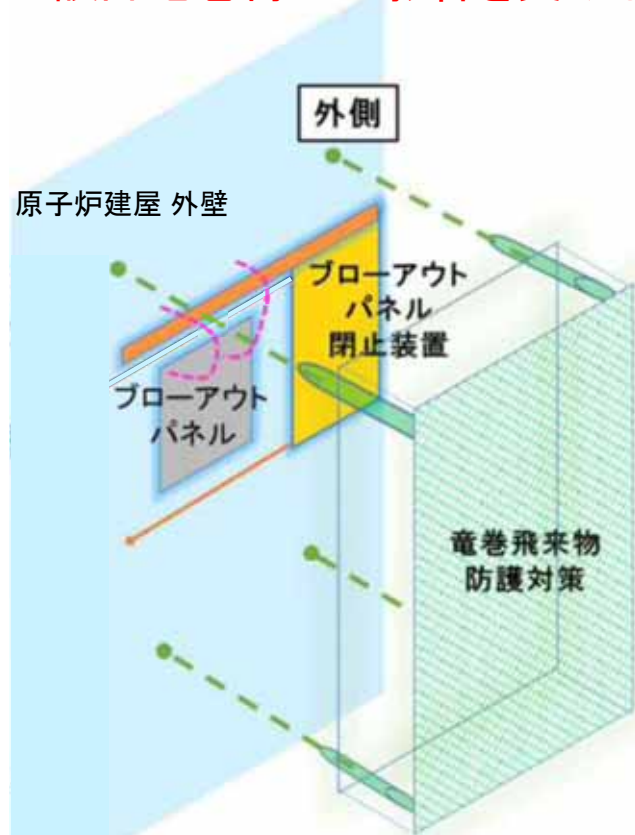
補足説明資料 目 次

1. ブローアウトパネル閉止装置の具体的な構造,
設計方針及び運用等の詳細 29
2. 格納容器が他のプラントと比較して小さいことを踏まえた
格納容器破損防止対策の有効性 34

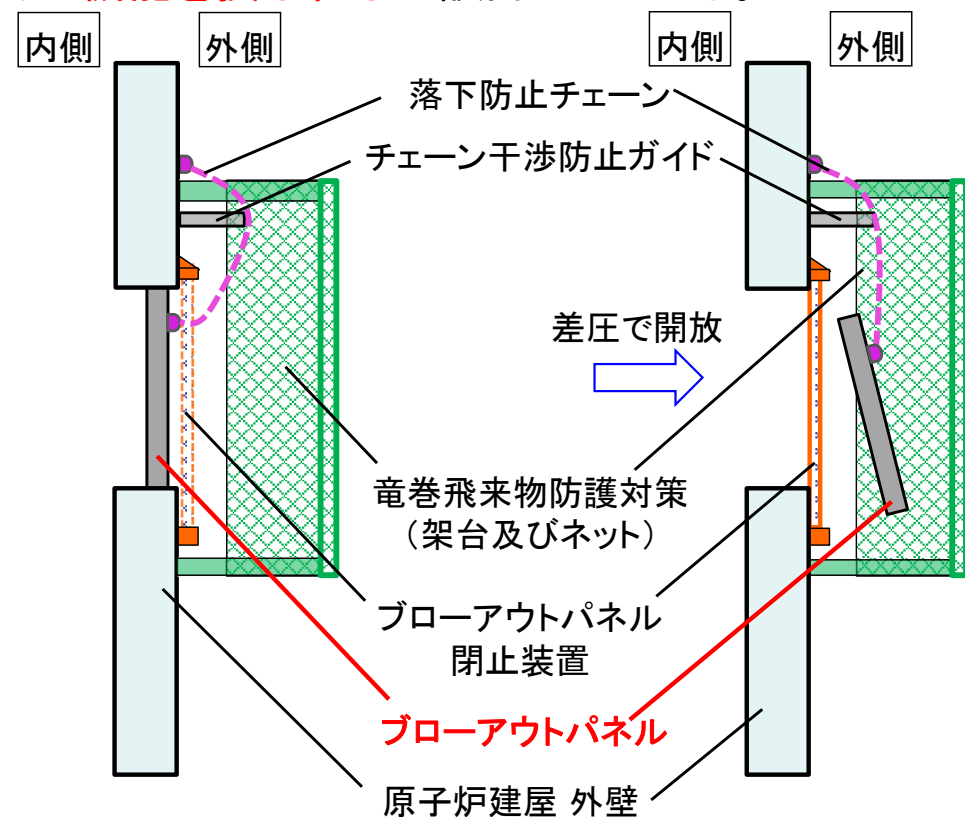
1. ブローアウトパネル閉止装置の構造，設計方針及び運用(1／5)

(参考)原子炉建屋外側ブローアウトパネル(以下「ブローアウトパネル」という。)について

- ブローアウトパネルは，主蒸気管破断事故時等において，原子炉建屋内外の**差圧により自動的に開放**し，放出蒸気による**圧力等から原子炉建屋等を防護する目的**で設置している。
- ブローアウトパネルは，開放時に他設備へ影響を与えないよう，**落下防止チェーンにてブローアウトパネル開放時の動きを制限させ干渉を回避する設計**としている。
- 通常運転時にブローアウトパネルが**開放した場合には，保安規定に従い原子炉を停止**する運用としている。なお，開放することを考慮し，ブローアウトパネル付近の外部事象防護対象施設のうち**設計竜巻荷重の影響を受ける設備は安全機能を損なわない設計**としている。



ブローアウトパネル関連設備配置概略図



ブローアウトパネル開放前
格納容器冷却-29

ブローアウトパネル開放後

●ブローアウトパネル閉止装置(以下「閉止装置」という。)の設置目的

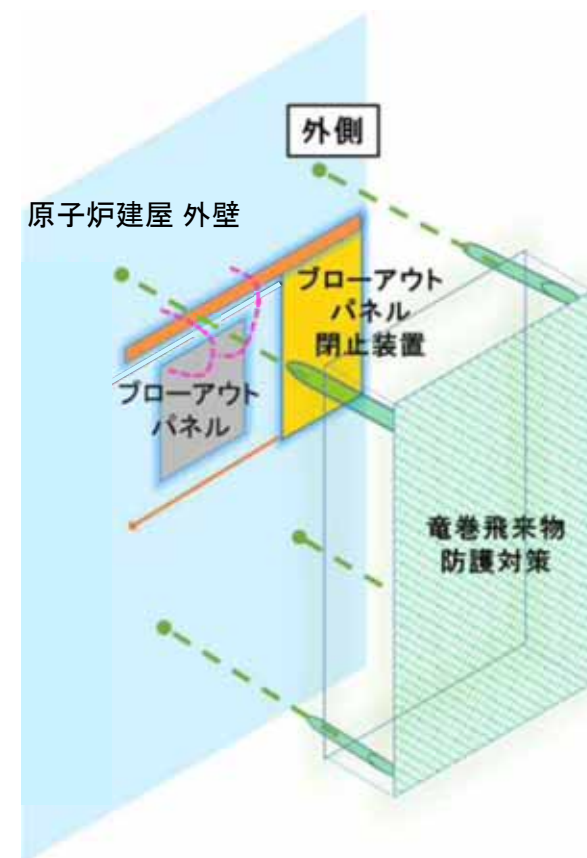
- 閉止装置は，重大事故等後において，原子炉建屋制御室の居住性を確保するためブローアウトパネル開放による開口部を閉止する必要がある場合，この**開口部を容易かつ確実に閉止操作することを目的**に設置する。

(実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及び規則の解釈の第74条で要求される設備)

●閉止装置の設計方針

- 中央制御室から操作し，容易かつ確実に**開口部を閉止(再開放)**できる。
- 閉止後においては，原子炉建屋の放射性物質の閉じ込め機能を維持できる**気密性を保持**できる。
- 閉止装置の開閉動作が他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- 全交流動力電源喪失時においても，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備(**SA設備の電源**)からの**給電が可能**とする。
また，電源供給ができない場合は，現場で人力により操作できる。
- 閉止装置の**開閉状態を中央制御室で監視可能**とする。(ブローアウトパネルの開閉状態も監視可能)
- 自然現象(基準地震動 S_s ※等)及び人為事象を考慮しても必要な機能を損なわない**設計とする。

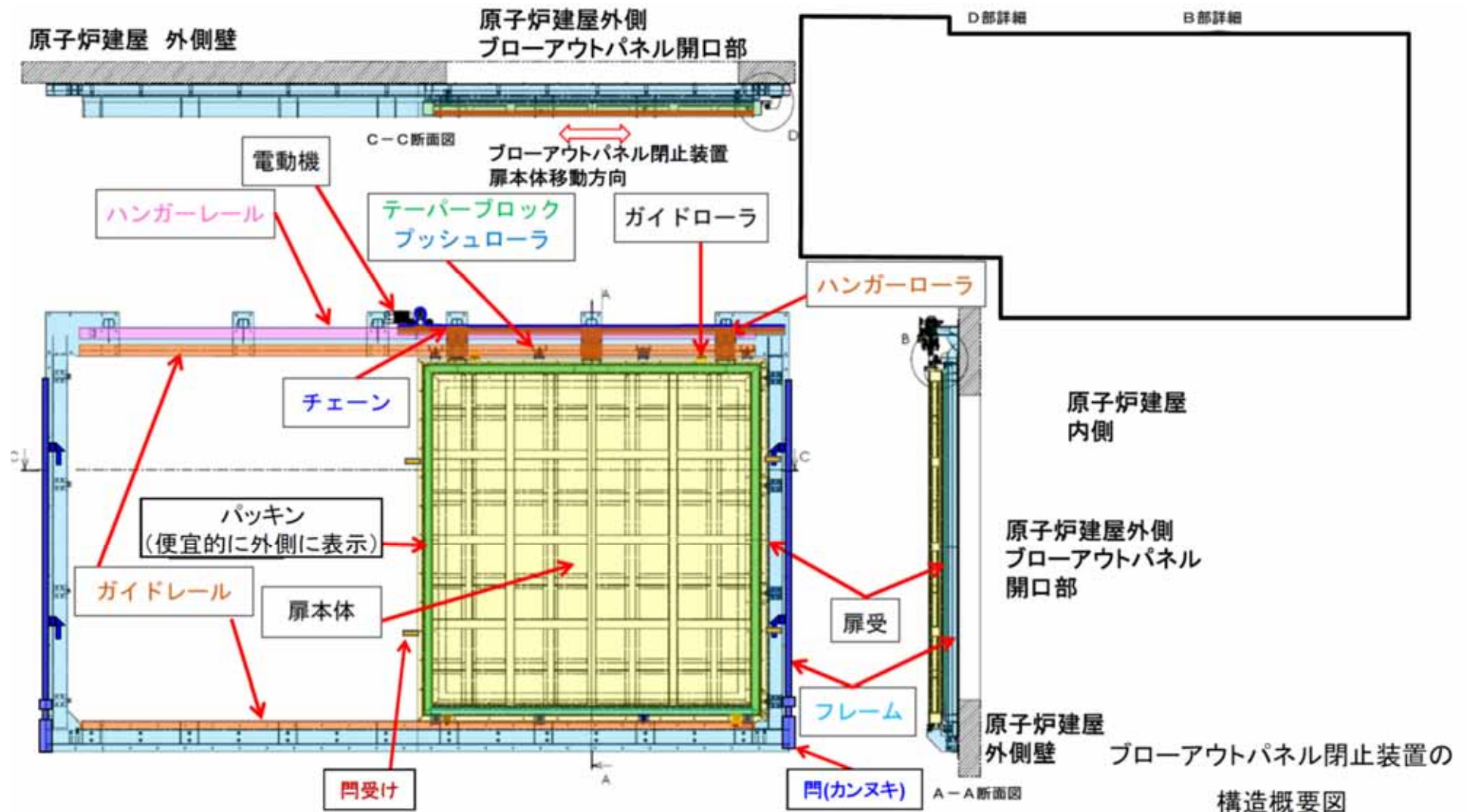
※閉止後の設計要求は S_d 。ただし，実力は S_s 機能維持



ブローアウトパネル関連設備配置概略図

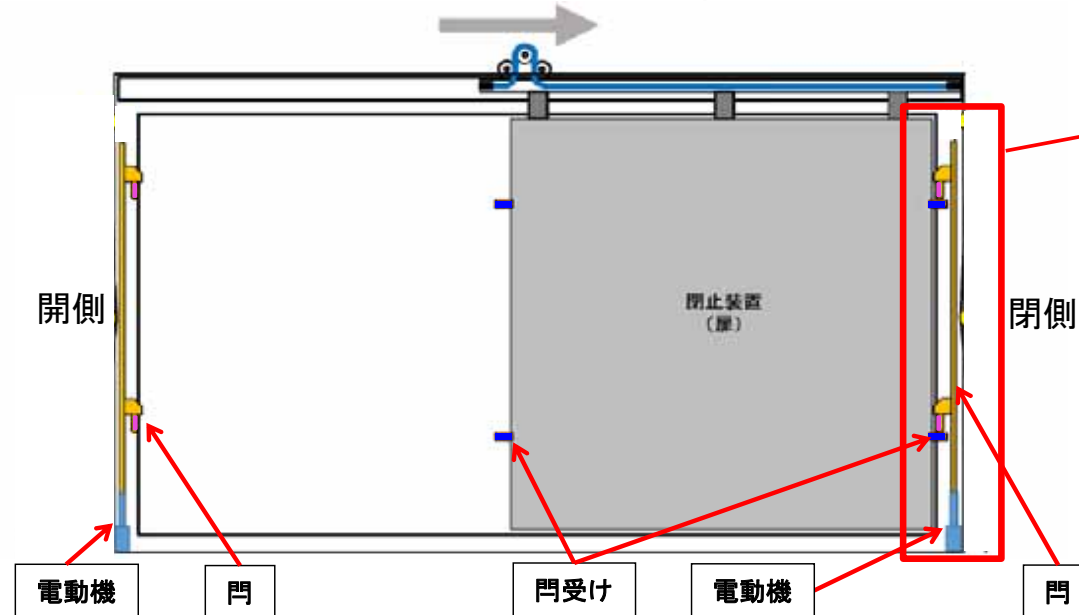
●ブローアウトパネル閉止装置の構造(1/2)

- 原子炉建屋に据付し, 扉本体はハンガーローラによりハンガーレールに支持される構造
- 扉本体は上部の電動機の回転をチェーンにより開閉方向(横方向)の動作に変換を行い開閉する構造
- 扉は, 開状態又は閉状態での扉の面内方向の動きを拘束する門(カンヌキ)により扉を固定する構造
- テーパブロックとプッシュローラにより扉本体をパッキンに押し付けることにより高い気密性を確保する構造

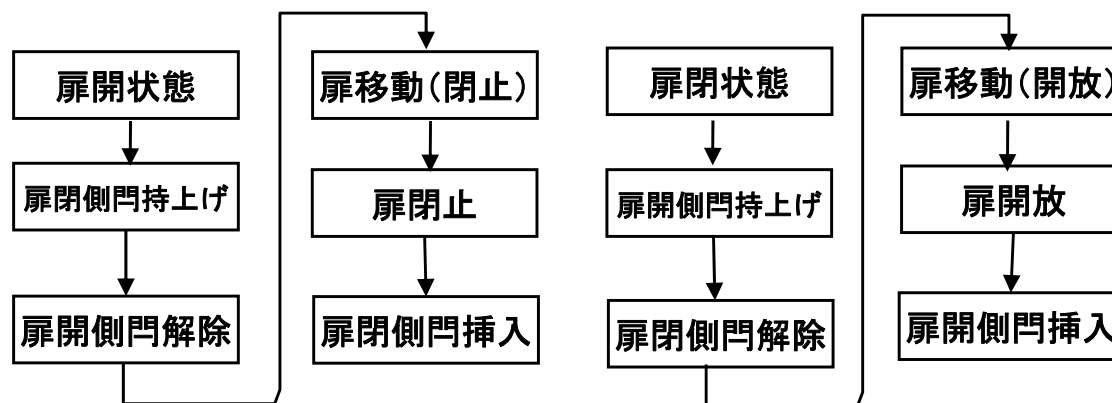


●ブローアウトパネル閉止装置の構造(2/2)

- 電動機により両側の門(カンヌキ)を持ち上げ, 扉が所定位置まで移動し, その後, 電動機により閉側の門を下げる
ことにより, 扉側の**門受けに門を差し込む構造**とする。
- 現場にて**人力による手動操作も可能**な構造とする。



閉止装置による開口部閉止状態



扉閉止時の動作フロー

扉開放時の動作フロー
格納容器冷却-32

門(カンヌキ)
作動前

門(カンヌキ)
作動後

●ブローアウトパネル閉止装置の運用

- 通常運転中は，閉止装置は開状態とし**ブローアウトパネルの開放に干渉しない**。
- ブローアウトパネルが開放された状態で炉心損傷した場合において，ブローアウトパネルの開口部を閉止する必要がある場合には，閉止装置の閥(カンヌキ)及び扉を電動機又は手動により動作させ，ブローアウトパネルの**開口部を閉止**する。
- 閉止装置による閉止後において，ブローアウトパネルを復旧する場合等により閉止装置を開放する必要がある場合には，**閉止装置を動作させ開放**する。
- 閉止装置は，原子炉の運転中又は停止中に**外観検査が可能**とし，停止中においては機能・性能検査として**動作状態の確認**を行う。



原子炉建屋6階

原子炉建屋5階

ブローアウトパネルの配置図

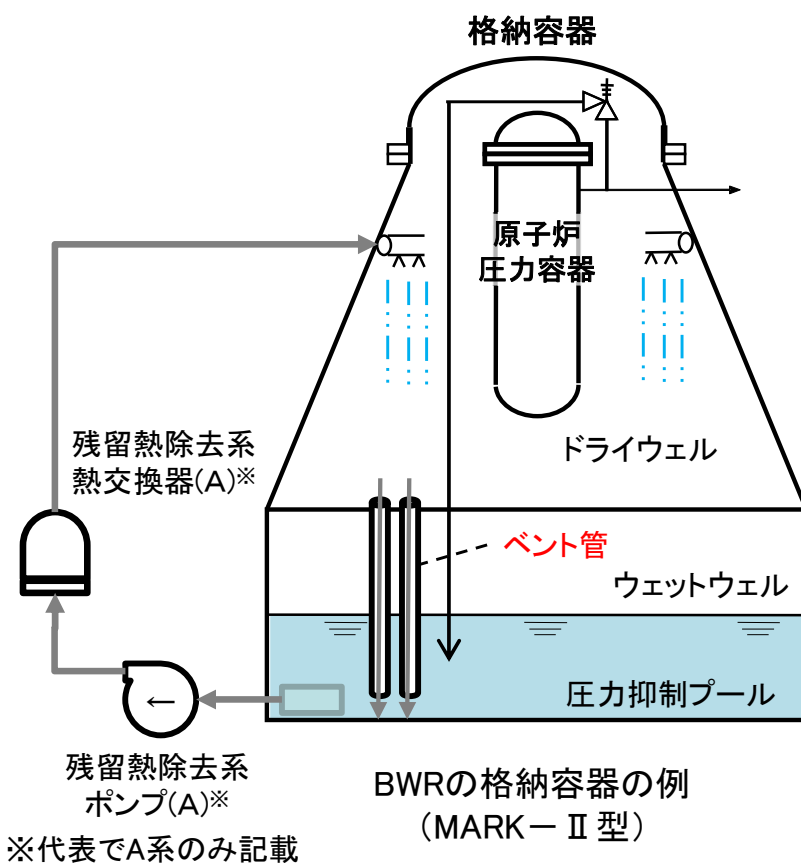


【参考】閉止装置加振試験装置

東海第二発電所の格納容器の設計

○PWR／BWRプラントにおいては、冷却材喪失事故を代表事象として、格納容器が最高使用圧力を超えないよう、格納容器及び格納容器除熱系を設計している。

一般的に、BWRの格納容器は圧力抑制プールを有する圧力抑制方式を採用しており、下記のように圧力抑制プールで格納容器内の蒸気を凝縮して圧力を抑制することができるため、PWRプラントの格納容器よりも自由体積が小さくなっている。



＜格納容器の設計(自由体積等)について＞

- ・冷却材喪失事故時は、ドライウエル内に放出された蒸気と水の混合物がベント管を通して圧力抑制プール水中に導かれ、蒸気が冷却されて凝縮する(格納容器内の圧力上昇は抑制される)。
- ・その後、残留熱除去系などの格納容器除熱機能により格納容器内の圧力は安定な状態に導かれる。
- ・格納容器の設計(自由体積, 耐圧等)は、格納容器除熱機能が動作するまでの荷重(圧力等)に耐えるものとしている。

→ドライウエル圧力13.7kPa[gage]到達以降に格納容器除熱機能を動作させるのに対し、格納容器最高使用圧力は310kPa[gage]

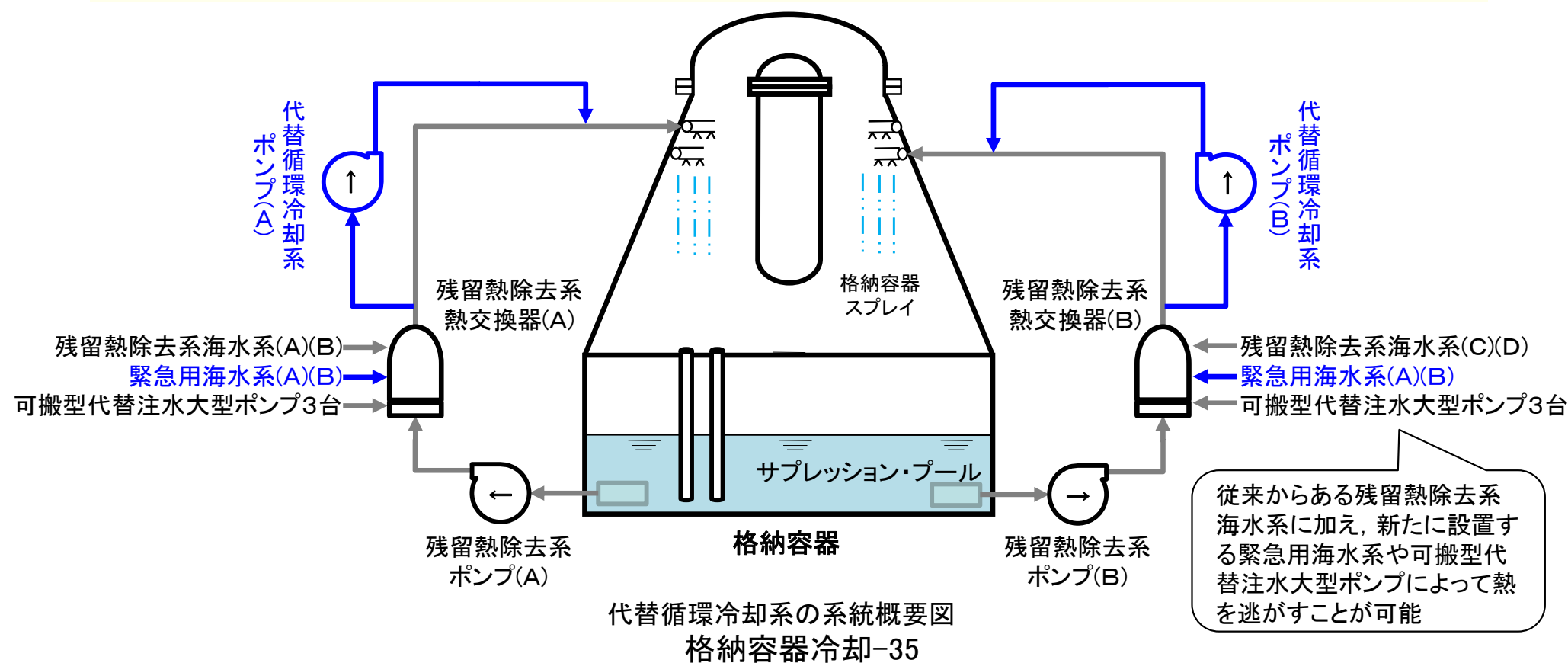
○東海第二発電所のMARK-II型格納容器の特徴として、他の国内BWRプラントよりも原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく、従来からの格納容器除熱機能が喪失した場合に格納容器ベントまでの時間が短いという点があり、次ページ以降に示す対策を行っている。

東海第二発電所の格納容器破損防止対策

○東海第二の重大事故等対策では、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないよう、代替循環冷却系※を設置し、格納容器ベントよりも優先的に使用することとしている。また、設置許可基準規則の要求以上の対応として以下を実施することとしている。

- ・代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化
- ・格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するため、代替窒素封入系(可搬型窒素供給装置)を設置(37ページ参照)

代替循環冷却系: 格納容器内(サプレッション・プール)の水を熱交換器で冷却した上で、再び格納容器内に戻す系統



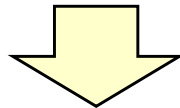
東海第二発電所の格納容器破損防止対策

- ・ 従来からある残留熱除去系(A系・B系)を使用できない場合, 同等の機能を有する代替循環冷却系によって格納容器の除熱を行う(下図・左)。
- ・ 上記に加え, 代替循環冷却系を使用できない場合, 格納容器ベントによって格納容器の除熱を行う(下図・右)。

※東海第二発電所では, 代替循環冷却系を使用できずに**事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないよう**, 自主的に**代替循環冷却系を多重化し信頼性の向上を図っている**。

代替循環冷却系を使用する場合

- ・ 代替循環冷却系により格納容器の減圧・除熱が可能のため,
格納容器の減圧・除熱のための格納容器ベントは不要
- ・ 放射線水分解等により発生する水素及び酸素の蓄積により, いずれは格納容器内での水素爆発の恐れあり
⇒水素爆発を防止するため, 可燃限界(水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%)到達前に格納容器ベントを実施し, 格納容器内の水素及び酸素を排出



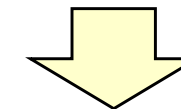
炉心損傷後の条件での実験に基づく放射線水分解速度の場合
⇒格納容器ベントの実施は約40日後

水の放射線分解現象の不確かさを考慮し, この速度が早い想定をした場合

⇒格納容器ベントの実施は約5日後

代替循環冷却系を使用できない場合

- ・ 格納容器の減圧・除熱のために格納容器ベントが必要

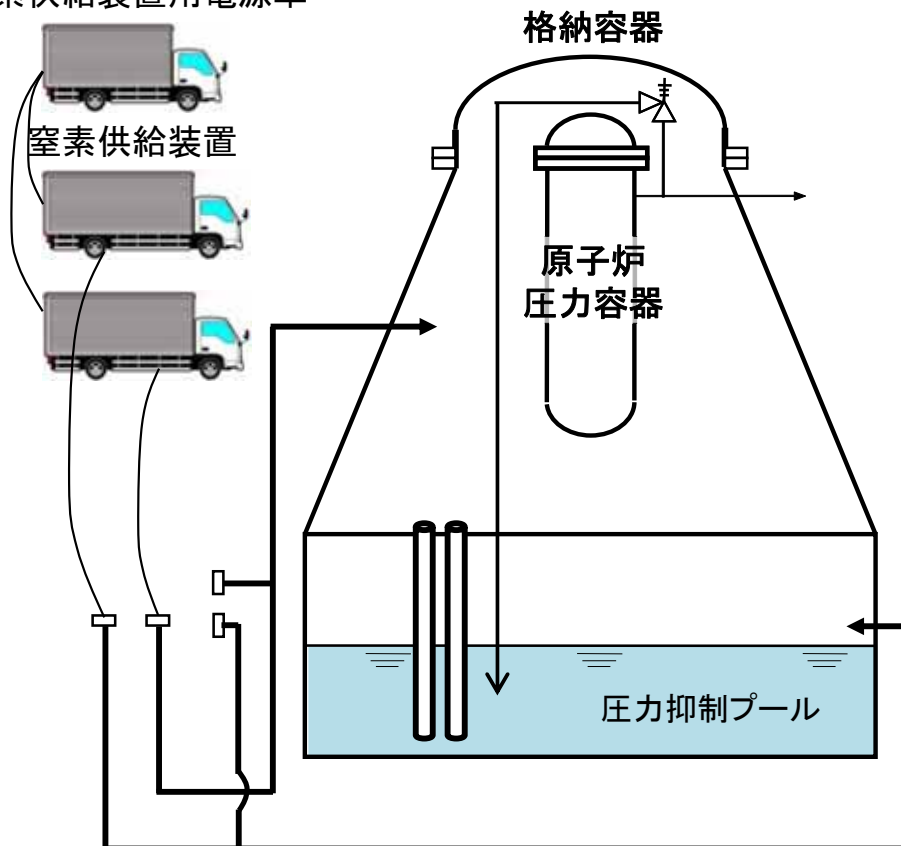


⇒格納容器ベントの実施は約19時間後

東海第二発電所の格納容器破損防止対策

○格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するために代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）を設置

窒素供給装置用電源車



窒素供給装置の系統概要図

窒素供給装置

容量	約200 [Nm ³ /h]
台数	4台（うち予備2台）

窒素供給装置用電源車

容量	約500 [kVA]
台数	2台（うち予備1台）
電圧	440 [V]

○以上により、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が比較的小さいことによる悪影響はない。

東海第二発電所

停止・冷却設備への対応について(改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 停止・冷却設備の主要な変更	4
3. 停止・冷却設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	16

補足説明資料 停止・冷却設備への対応について

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓

【事故の推移】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な放射性物質の放出

【事故の教訓】

原子炉への代替注水機能や注水用水源が多様化されていなかった。

消防車等の重機を活用した原子炉冷却の手段が整備されていなかった。

原子炉の減圧に時間を要した。

注水用の水源容量が十分に確保されておらず, 水源が枯渇した。

海水ポンプの機能喪失により最終の熱の逃がし場を失った。

それまで使用済燃料プールの代替冷却, 代替注水等の措置は考慮されてこなかった。

【対応方針】

原子炉の停止機能の強化

①

高圧注水手段の強化

③

低圧注水手段の強化

⑤

減圧手段の強化

④

注水に必要な水源の強化

②

最終ヒートシンクによる除熱の強化

⑥

使用済燃料プールの冷却手段の強化

⑦

2. 停止・冷却設備の主要な変更



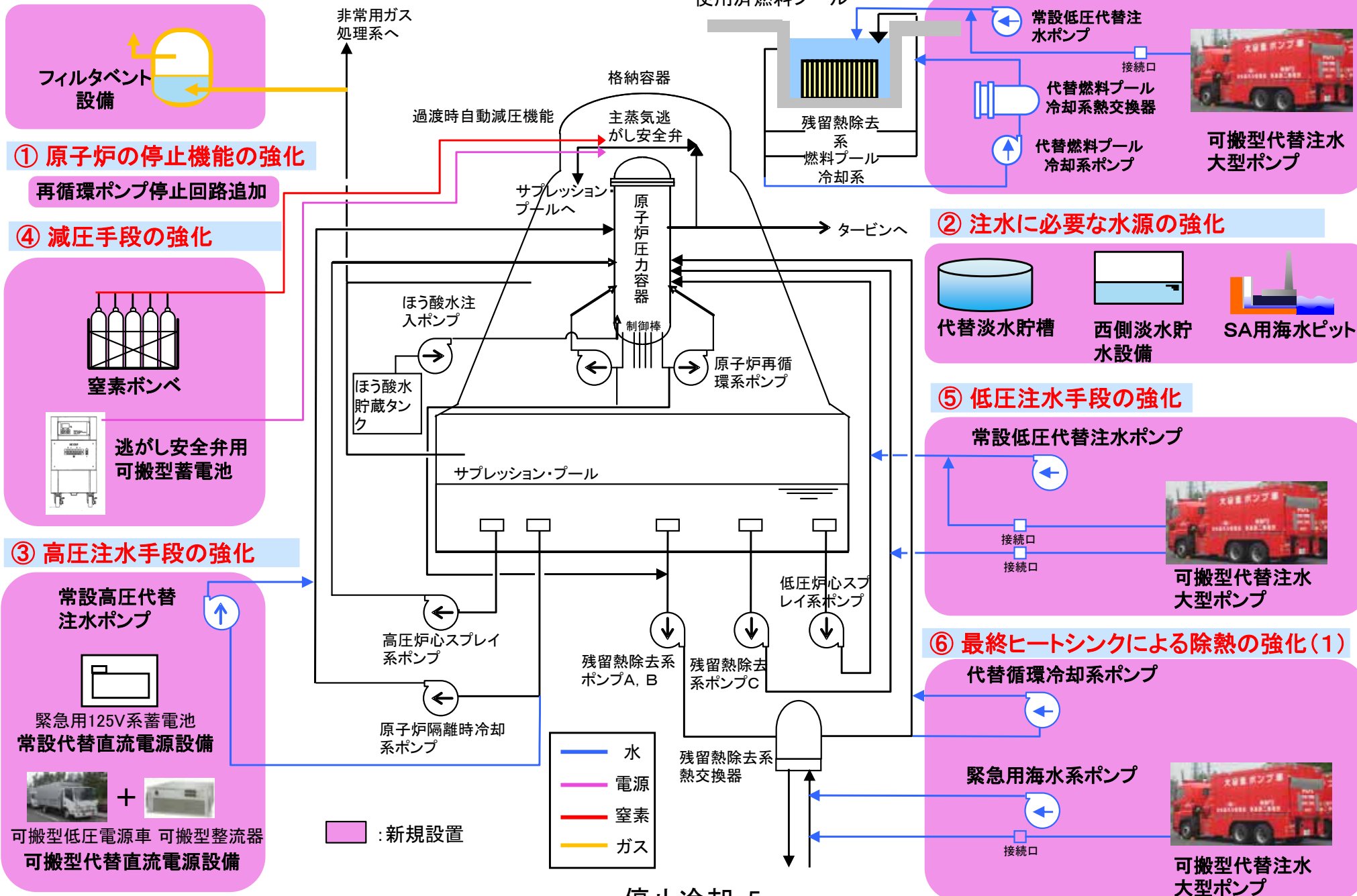
対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	福島事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	①原子炉の停止機能の強化	・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能 (低速度運転有)	・代替再循環ポンプ停止機能(低速度運転電源停止)	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却	②注水に必要な水源の強化	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット	新規
	③高圧注水手段の強化	・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・高圧代替注水系	新規
	④減圧手段の強化	・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ	強化
	⑤低圧注水手段の強化	・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系ポンプ	・低圧代替注水系(常設・可搬)	新規
	⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化	・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系	・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備※	新規
	⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計	・低圧代替注水系(常設・可搬) ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化	新規

※ 次回以降にご説明

3. 停止・冷却設備の概要

⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2) (次回以降にご説明)

⑦ 使用済燃料プール冷却手段の強化

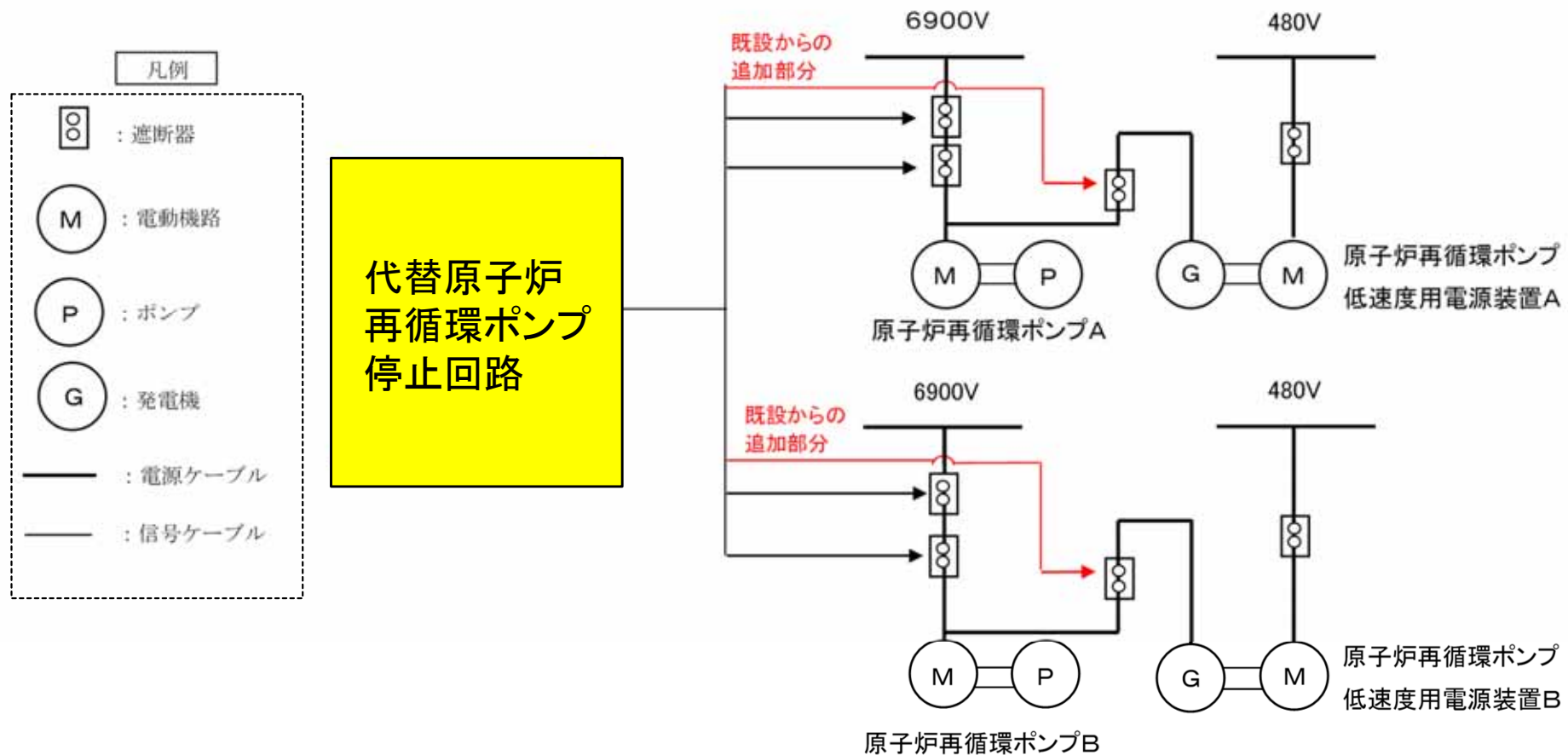


4. 事故の教訓に基づく安全対策

①原子炉の停止機能の強化

【代替再循環ポンプ停止機能】

- 原子炉緊急停止系による制御棒挿入の失敗時でも、再循環ポンプの停止によりボイドを増加させることで負の反応度が加わり、原子炉出力を抑制するための**原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置の遮断器開放機能**を新たに追加する。



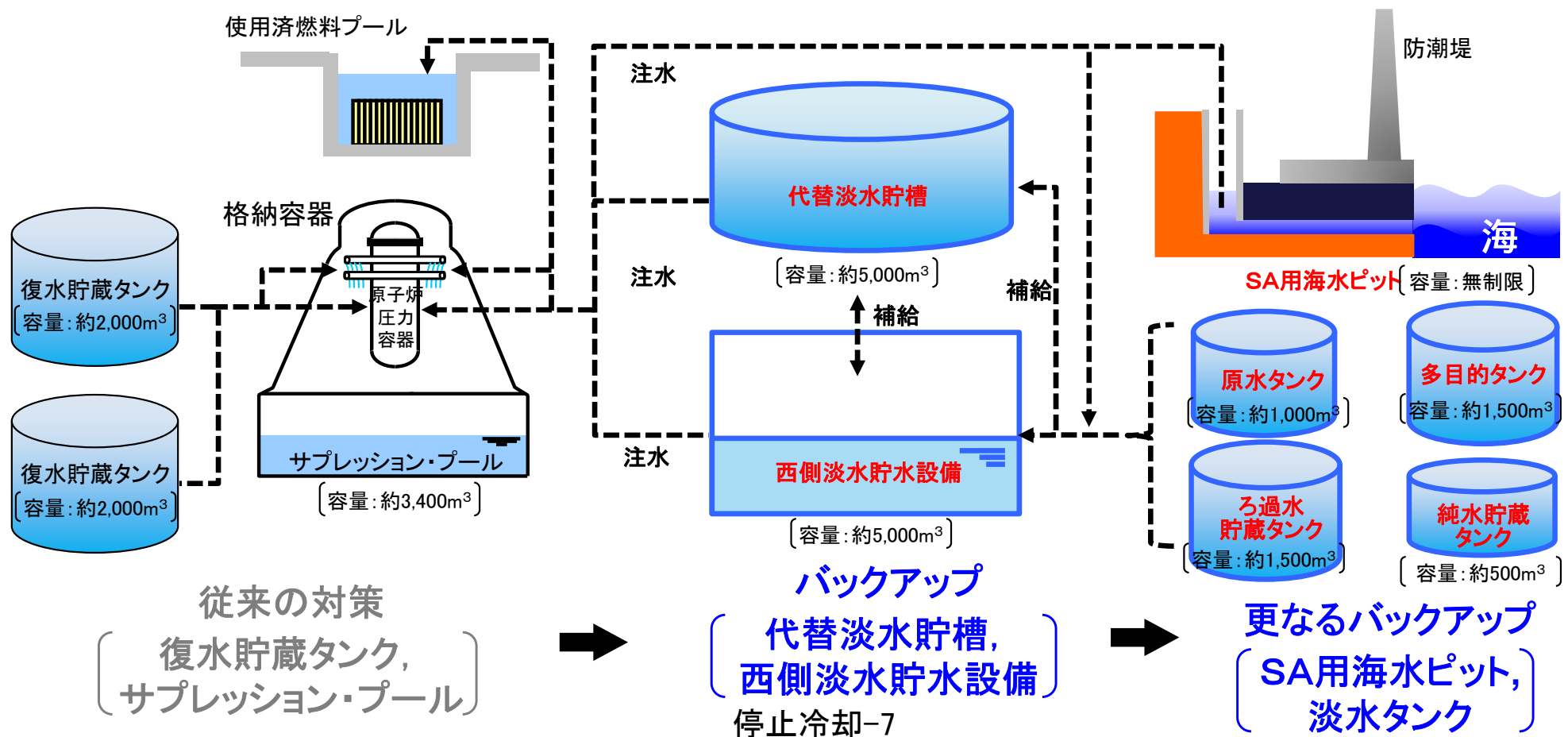
これまでは再循環ポンプを完全に停止させる設計となっていなかったが本機能追加により再循環ポンプを完全に停止させることができる。

4. 事故の教訓に基づく安全対策

②注水に必要な水源の強化

【代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備, SA用海水ピットの新設】

- 使用済燃料の損傷を防ぐためには, 使用済燃料プールの冷却停止時やプール水漏洩時において, **使用済燃料プール**の**水位確保が重要**。このため**注水用の水源を増強**
- 地下式の代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備, SA用海水ピットを設置することで, **竜巻や, 敷地に遡上する津波等の外部事象に対しても, 確実に水源を確保可能**。また, 既存設備の各種淡水タンクも利用可能時には活用
- 代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備には, **原子炉及び使用済燃料プールに7日間の注水が可能**
な量を確保

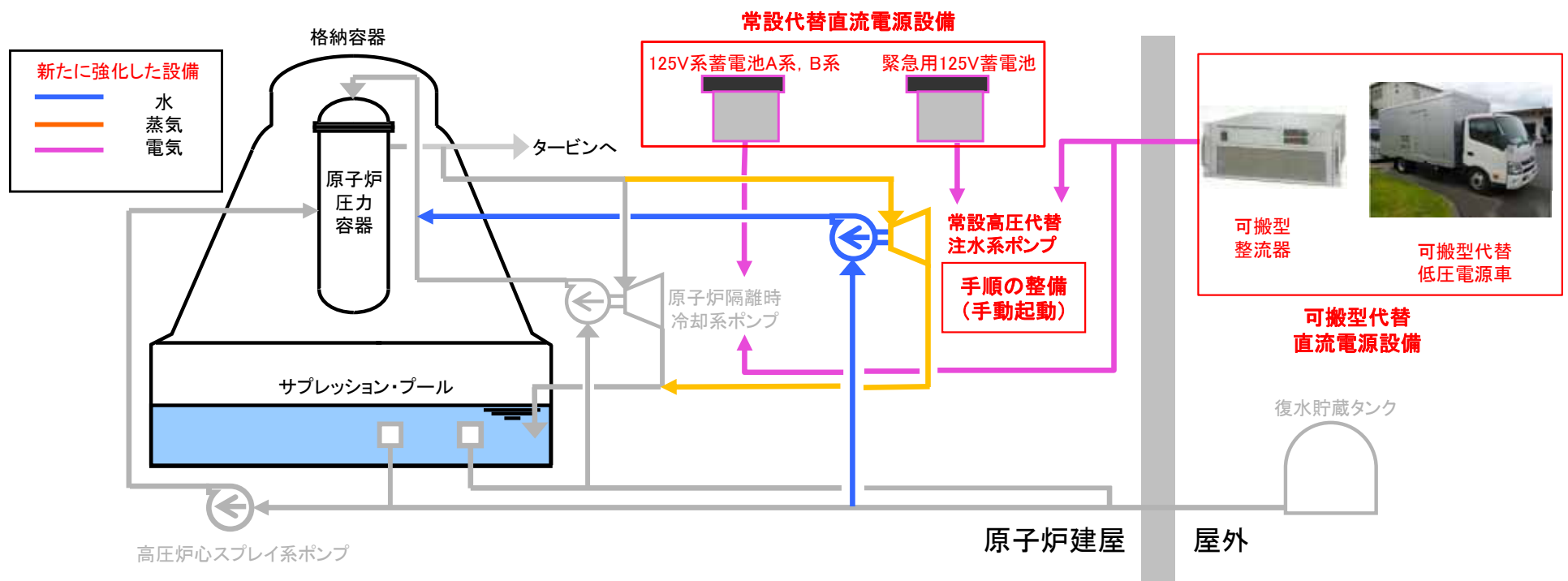


4. 事故の教訓に基づく安全対策

③高圧注水手段の強化

【高圧代替注水系の新設】

- 高圧の注水系は炉心からの崩壊熱が大きな原子炉の停止直後から、速やかに燃料を冷却することができるため、事故直後、第一に動作が求められる。
- 全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、高圧代替注水系により、**必要な期間にわたって(高圧の)原子炉への注水が可能。**
- 高圧代替注水系は、**常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能。**また、**直流電源系統から電動弁への給電が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができなくなった場合でも、手動で運転が可能。**



従来の対策
(高圧炉心スプレイ系,
原子炉隔離時冷却系)

バックアップ
(高圧代替注水系,
常設代替直流電源設備)
停止冷却-8

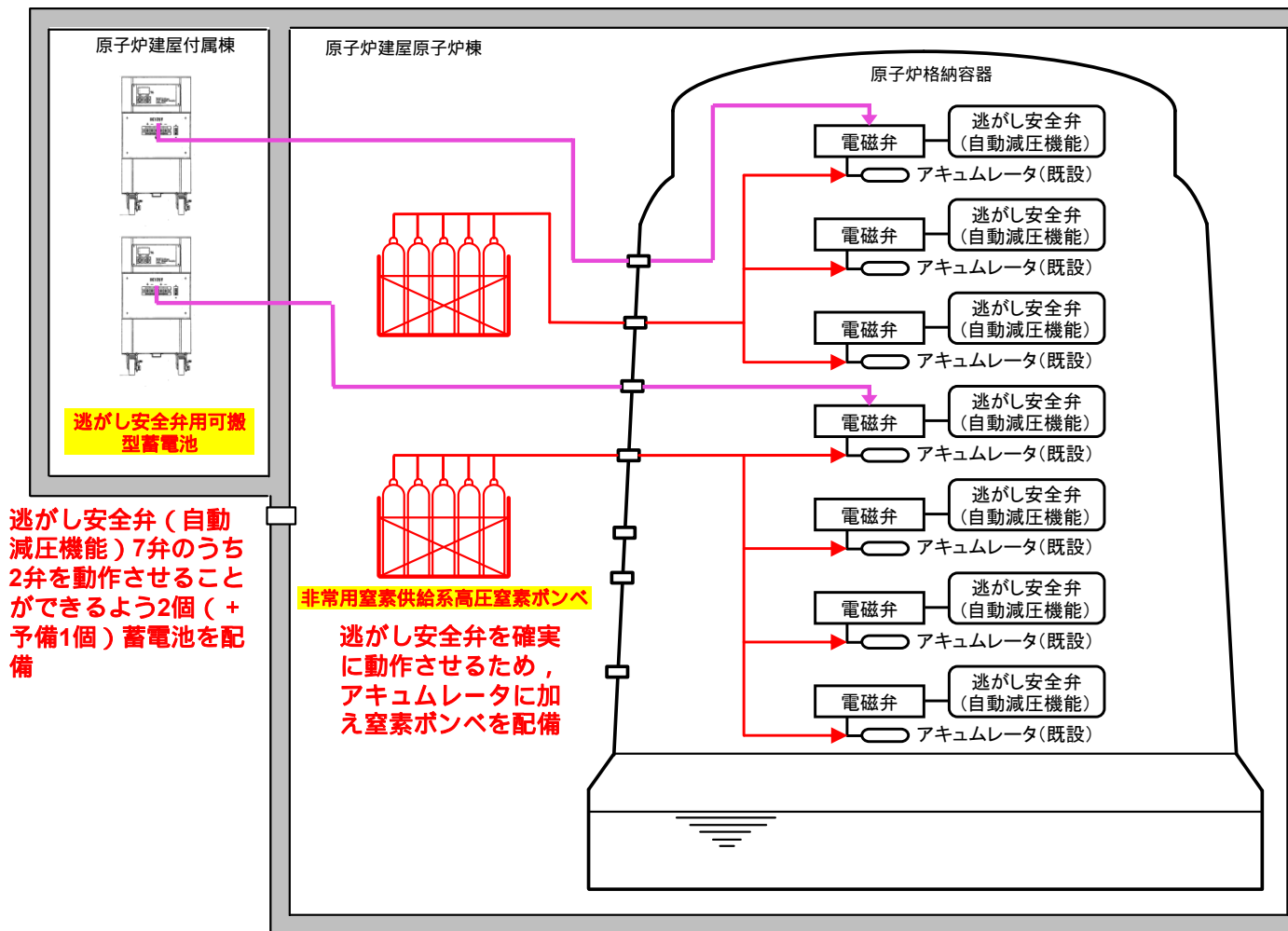
更なるバックアップ
(可搬型代替直流電源
設備, 手順の整備)

4. 事故の教訓に基づく安全対策

④減圧手段の強化

【逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの設置】

- 逃がし安全弁駆動源(電源・窒素)を追加し圧力容器の減圧機能を強化する。
- 所内常設直流電源が喪失した場合でも、**逃がし安全弁用可搬型蓄電池により、逃がし安全弁の電磁弁に直接給電することで、逃がし安全弁を動作させ原子炉を減圧させることができるようにする。**
- 逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、逃がし安全弁に窒素を供給することで、逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。**



逃がし安全弁用可搬型蓄電池仕様

電源	個数	保管場所
DC 125V	2個 (予備1個)	原子炉建屋付属棟 (中央制御室)

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ仕様

個数	充填圧力	保管場所
10本 (予備10本)	約47L (1本当たり)	原子炉建屋 原子炉棟

新たに強化した設備

— 電源

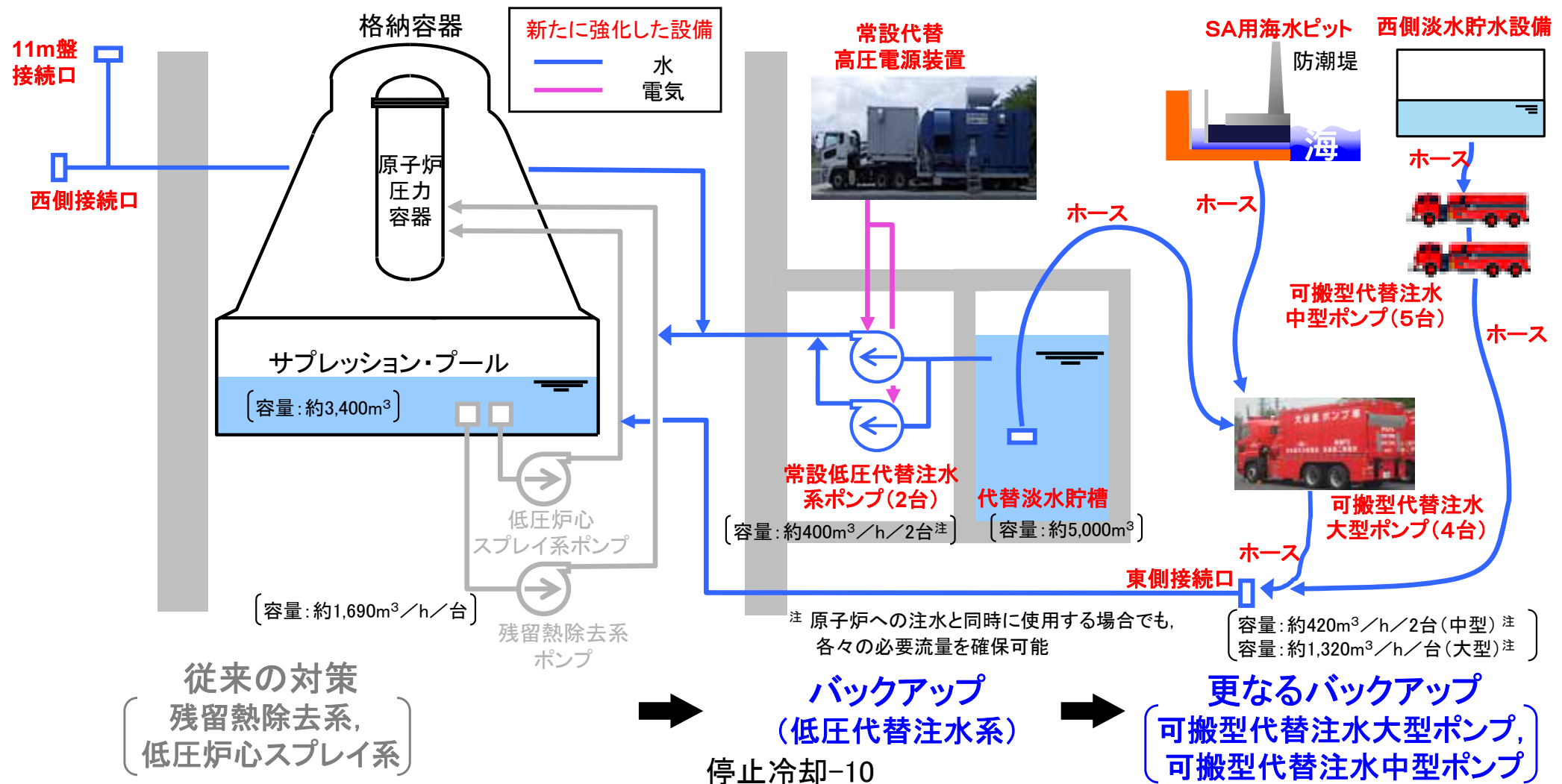
— 窒素

4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑤ 低圧注水手段の強化

【低圧代替注水系の設置】

- 原子炉圧力容器内への低圧の注水について対策を講じ、原子炉の確実な冷却を可能とする。
- 全交流動力電源が喪失した場合でも、**常設低圧代替注水系ポンプ**や**ディーゼル駆動の可搬型代替注水大型ポンプ**又は**可搬型代替注水中型ポンプ**を使用し、代替淡水貯槽等の水を(低圧の)原子炉に注水することができるようにする。
- 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替高圧電源装置からの給電により、7日間の運転が可能

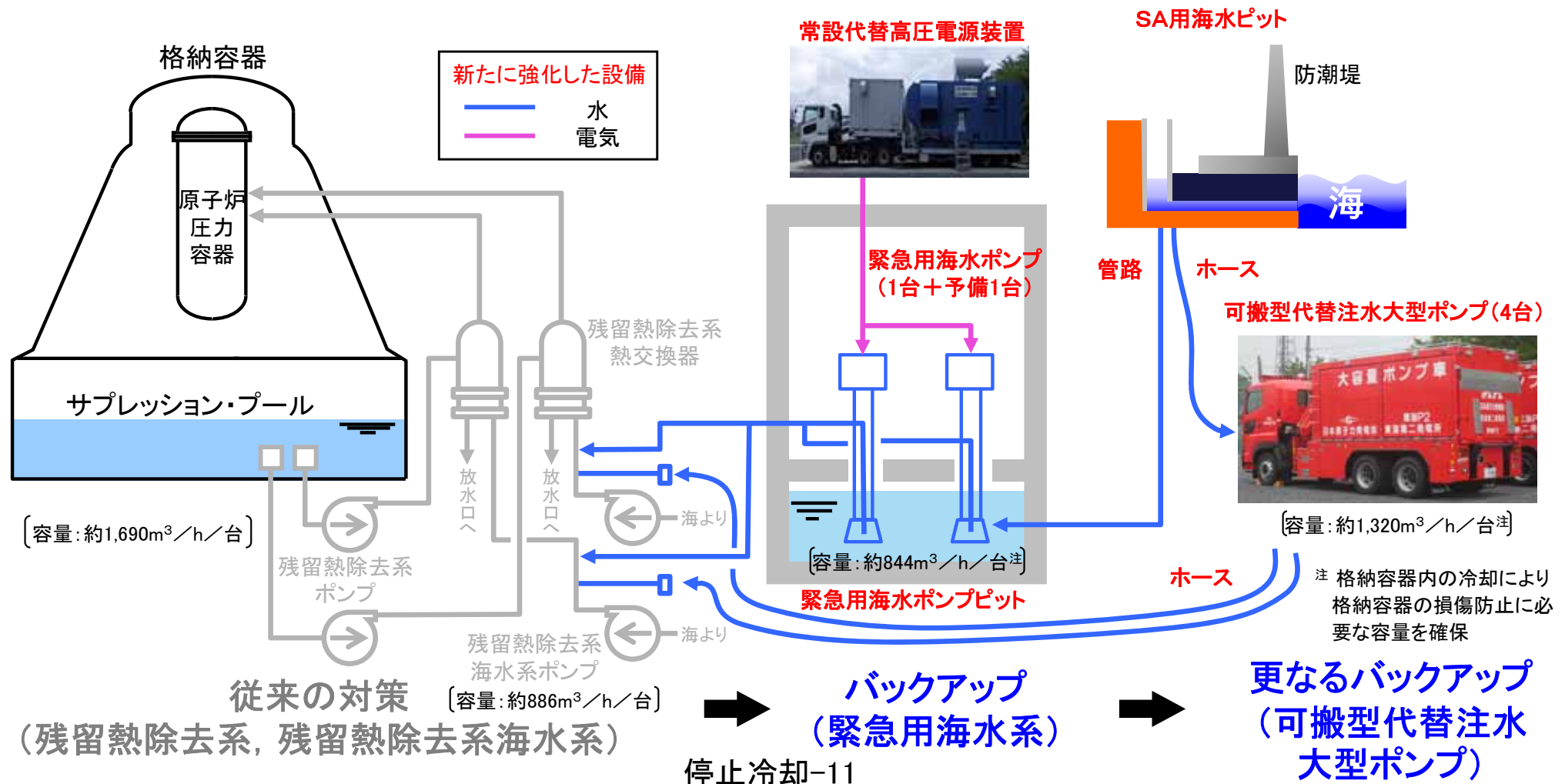


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化(1/2)

【緊急用海水系の設置】

- 炉心から発生し、圧力容器や格納容器内に溜まっていく熱を最終的に外部(海)に逃がすための手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、津波により残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した場合でも、**緊急用海水系**により熱交換器に海水を送水し、原子炉圧力容器や格納容器内に蓄積していく熱の除去を行うことが可能
- **緊急用海水系**は、**常設代替高圧電源装置**からの給電により、**7日間の運転が可能**
- 更に、**可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し、熱交換器に海水を送水して熱の除去を行うことも可能

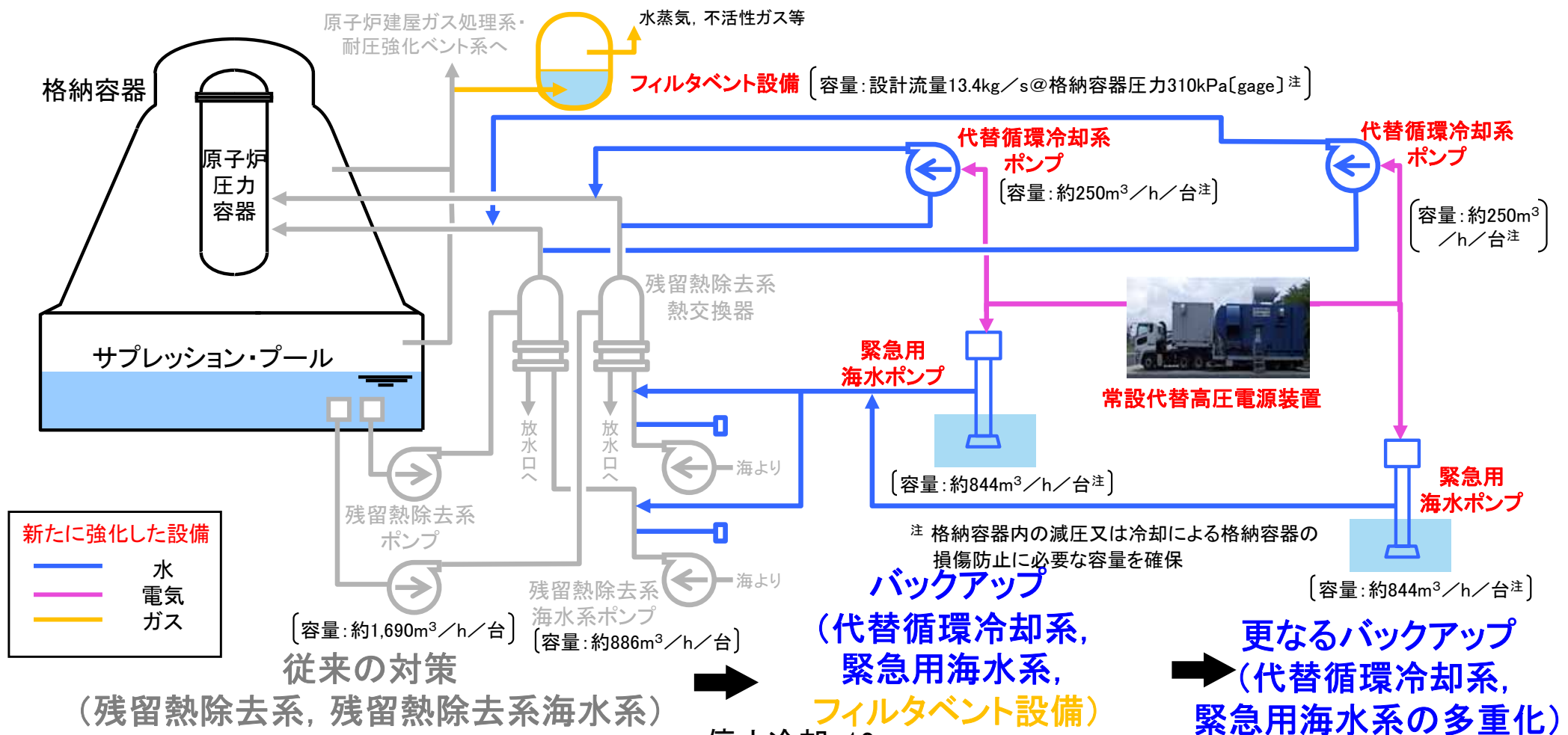


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化(2/2)

【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、**フィルタベント設備**及び**代替循環冷却系**を新設し、最終ヒートシンク(大気又は海)による除熱機能を強化
- フィルタベント設備**を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- 代替循環冷却系**は、系統を**多重化**することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能**



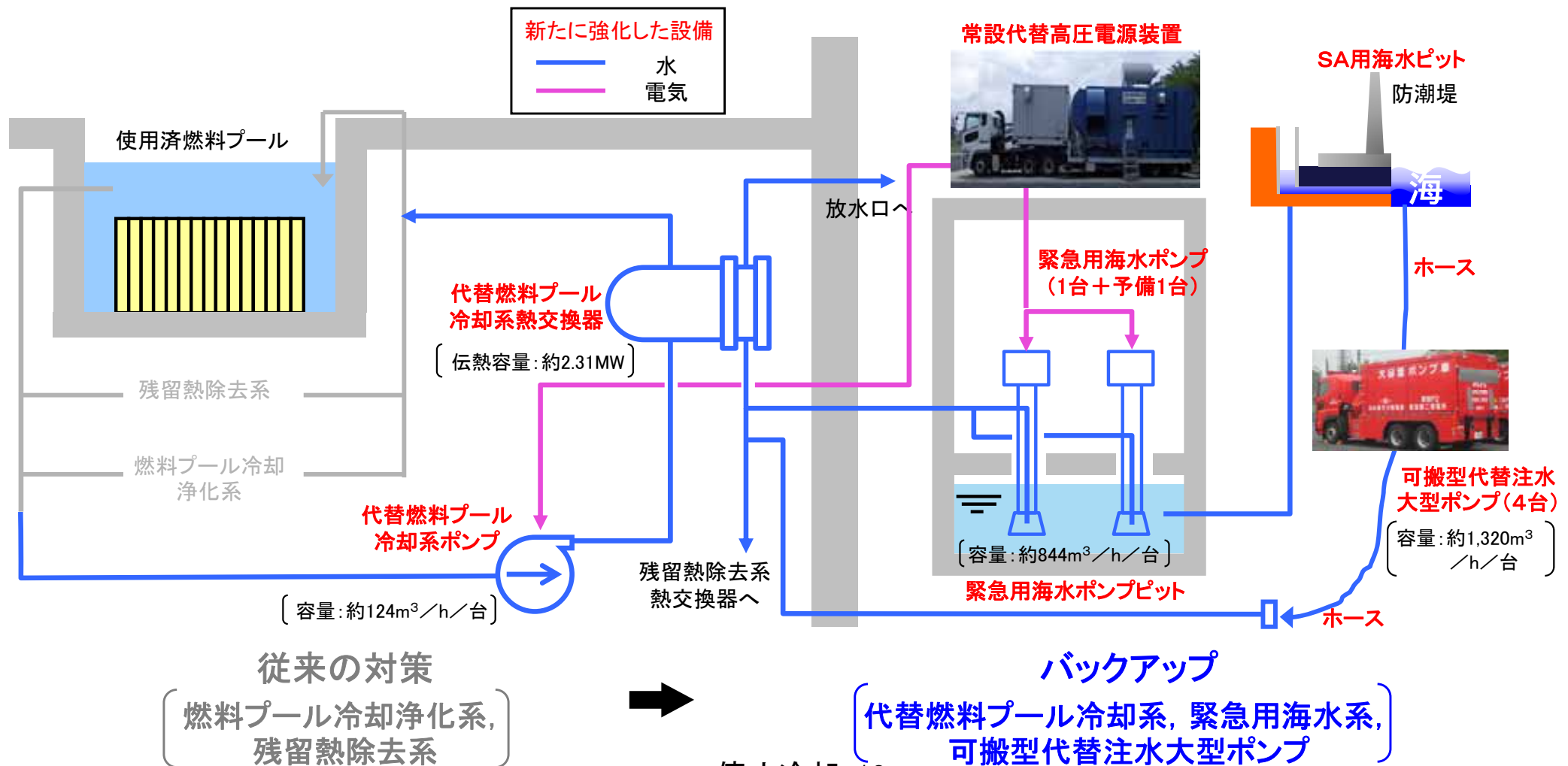
4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(1/3)



【代替燃料プール冷却系の設置】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに**燃料プールを冷却するためのシステムを設置**
- 既設の**燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能**
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水の供給が可能

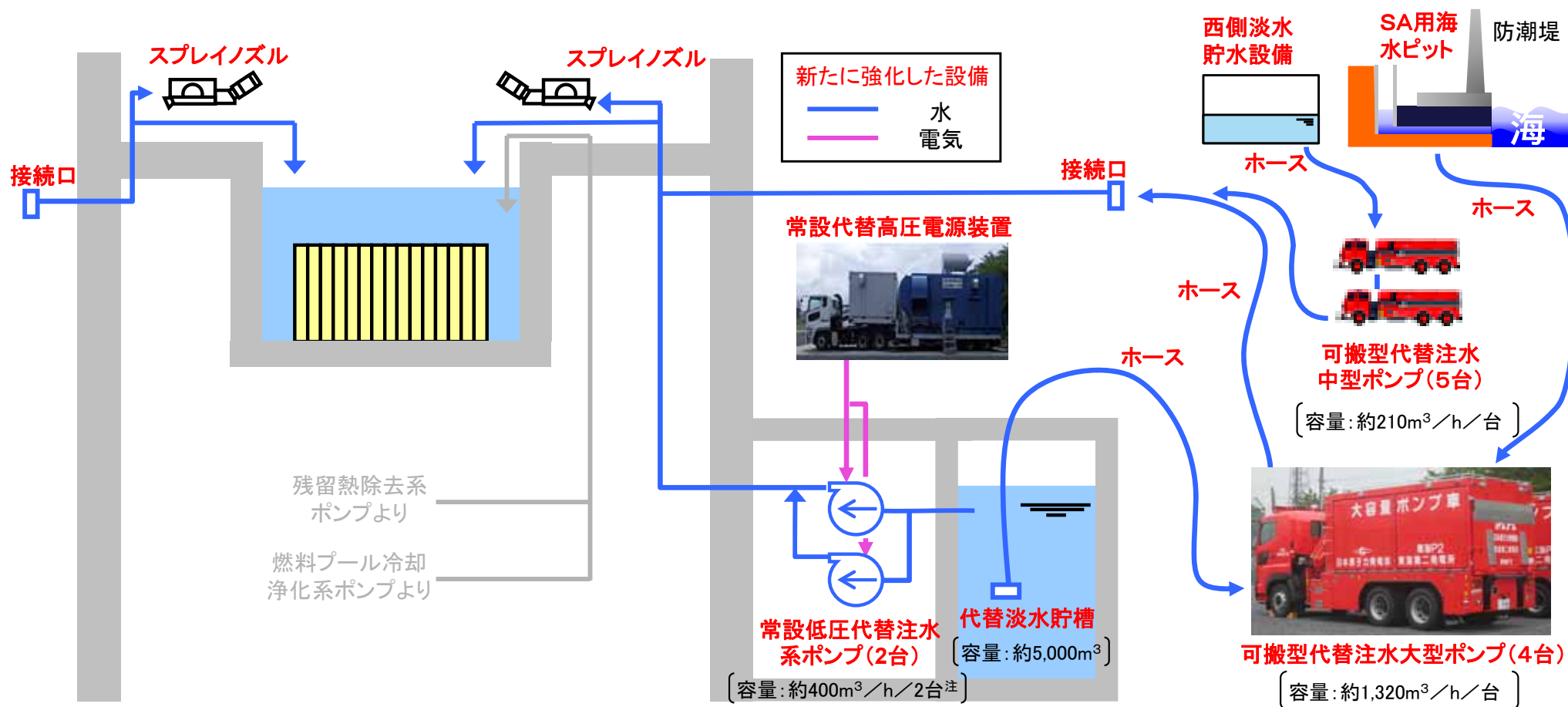


4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(2/3)

【低圧代替注水系(常設, 可搬)を設置】

- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や, 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プール水位が低下した場合に備えて, 注水手段を増強
- 常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し, 代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水が可能



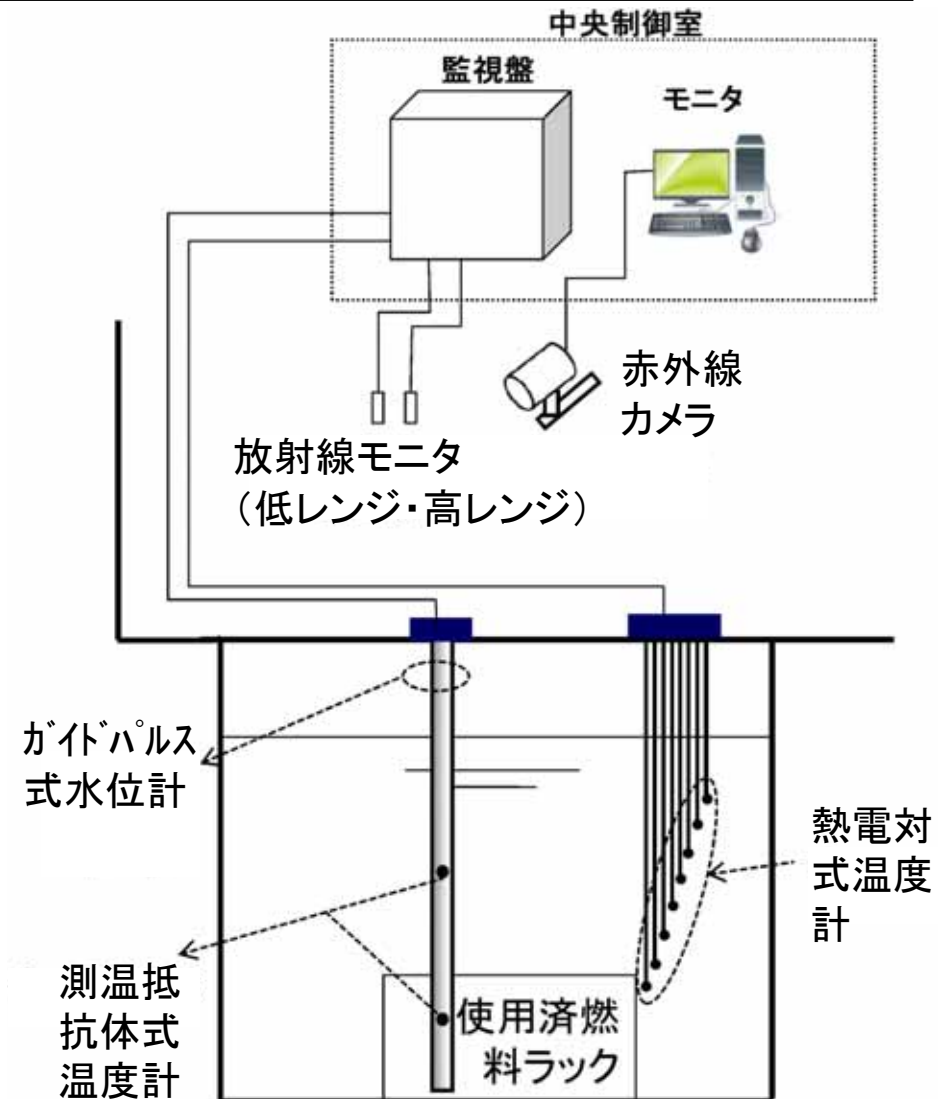
4. 事故の教訓に基づく安全対策

⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(3/3)

【使用済燃料プールの監視強化】

- 従来の設備は異常検知(通常状態からの逸脱)が目的であったが、重大事故等時の使用済燃料プールの状態把握のため、**測定箇所、測定範囲、耐環境性を向上させた監視設備を追設**

監視項目	従来設備	追加設備
水位	レベルスイッチ2台 ・通常水位近傍を監視	水位計(ガイドパルス式*)1台 ・ SFP底面近傍まで 連続測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
温度	熱電対式温度計1台 ・通常水位近傍温度を監視	熱電対式温度計1式** ・ 燃料頂部付近まで8点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・ 燃料体付近まで2点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
放射線	放射線モニタ1台 ・従事者の放射線防護の観点から10mSv/hまでを監視	放射線モニタ(低レンジ・高レンジ各1台) ・重大事故等時の監視を目的として 10⁵ Sv/h までを監視 ・ 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)
カメラ	ITV1台 ・SFP廻り監視用	赤外線カメラ1台 ・ 赤外線監視機能 により照明停電時や蒸気雰囲気においても監視可能 ・専用空冷装置により 耐環境性向上 (~100℃蒸気環境)



追加設備概要図

* :パルス信号を発信し水面からの反射波を受信するまでの時間遅れから水位を測定する。

** :福島第一原子力発電所事故後の緊急安全対策にて設置済

【まとめ】

○原子炉停止機能の信頼性向上

- ・原子炉停止機能の強化として、代替再循環ポンプ停止回路を設置

○冷却機能の信頼性向上

- ・高圧及び低圧の注水手段の強化として、高圧及び低圧の代替注水系を設置
- ・注水に必要な水源の強化として、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、SA用海水ピットを設置。また、既設の各種淡水タンクを利用
- ・減圧手段の強化として、逃がし安全弁駆動用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを設置
- ・最終ヒートシンクによる除熱手段の強化として、緊急用海水系、代替循環冷却系及びフィルタベント設備を設置
- ・使用済燃料プールの冷却手段の強化として、低圧代替注水系(常設、可搬)及び代替燃料プール冷却系を設置
- ・更なる信頼性向上として、常設の代替設備に加え、可搬型の代替設備(ポンプ車、電源車等)を配備
- ・代替水源、代替電源設備及び可搬型設備用燃料については、長期間の機能維持に必要な容量を確保

(補足説明資料 停止・冷却設備への対応について)

補足説明資料 目 次

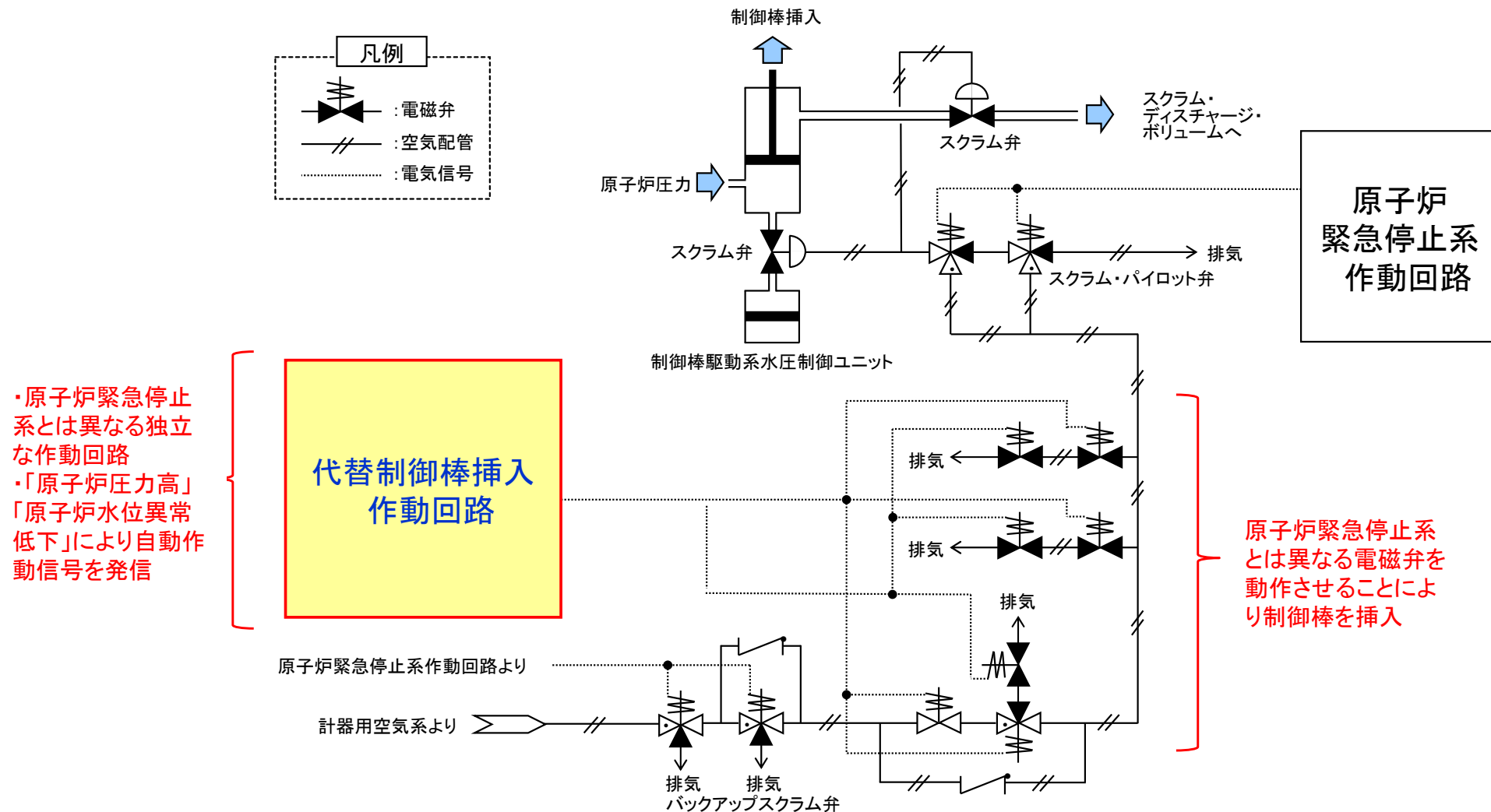
1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策	19
2. 新しく増える常設又は可搬型の設備・機器及び資機材等に関する メンテナンスの実施方針	21
3. 新規制基準対応に伴う設備・機器等の新設・追設後の 作業スペースに関する考慮	26
4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量, 流量や台数並びに 水源の容量等の考え方	31
5. 特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更について	37
6. 格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フロー	44
7. 重大事故等対処設備の重要度の区分	48
8. 格納容器ベント系配管による線量影響	57
9. 重大事故等対策における冷却系統の信頼性及び位置付け	59
10. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方	62

1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策

①原子炉の停止機能の強化

【代替制御棒挿入機能(アクシデントマネジメント対策として既設置済)】

- 原子炉緊急停止系機能喪失時でも原子炉を停止できるよう原子炉緊急停止系とは異なる手段により制御棒を挿入
 - ・原子炉緊急停止系作動回路とは異なる独立な作動回路
 - ・原子炉緊急停止系とは異なる電磁弁動作により制御棒を挿入



1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策

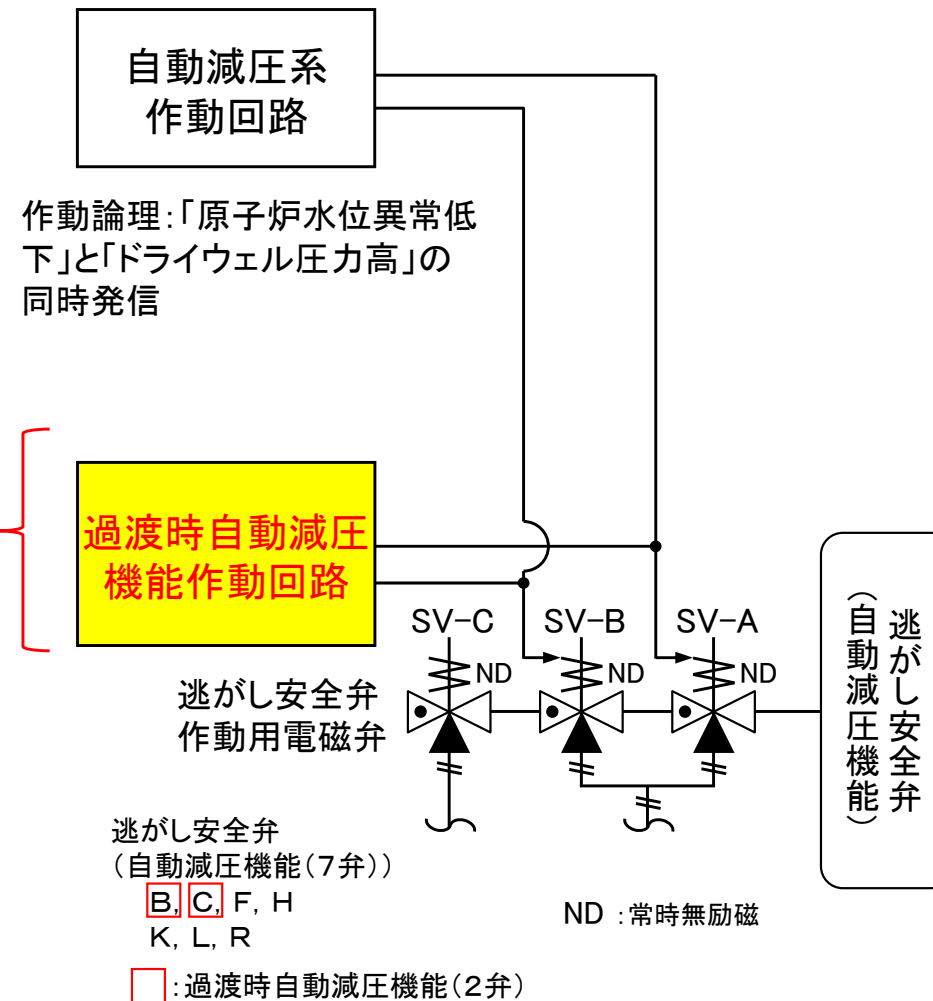
④減圧手段の強化

【過渡時自動減圧機能】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、「ドライウェル圧力高」が発生せず自動減圧系が自動作動しないため、原子炉が減圧されず低圧注水系による原子炉注水ができない。このような場合においても、原子炉の自動減圧が行われるよう「原子炉水位異常低下」のみで自動作動する回路を自動減圧系とは別に設ける。(アクシデントマネジメント対策で設置済、一部改造あり。)

「原子炉水位異常低下」のみで自動作動する。自動減圧系とは異なる論理、異なる回路の「過渡時自動減圧機能」作動回路を設ける。*

* : 既設の過渡時自動減圧機能作動回路は自動減圧系と同一盤内に設置しているが独立性を向上させるため当該回路を別盤に移設する。



○原子力発電所では、原子炉の安全確保及び発電所の安全・安定運転のため、定期的な検査等を通じて**以下の項目を適切に実施し、各設備の健全性を確認するとともに、機能の維持や信頼性の向上のための措置を図っている。**

・健全性の確認：

- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

・機能維持：

- ・消耗品を交換し、補修など劣化に対する処置を行い、異常を早期に発見して必要な処置を行う。

・信頼性の向上：

- ・他の発電所で発生した事故や故障を把握し、当該発電所での類似箇所を点検し、必要に応じて処置を施す。
- ・設備、機器に交換の必要が生じたときには新品に取り替える。



原子力発電所の定期検査の目的

出典：電気事業連合会HP「検査・点検によって安全を守る」

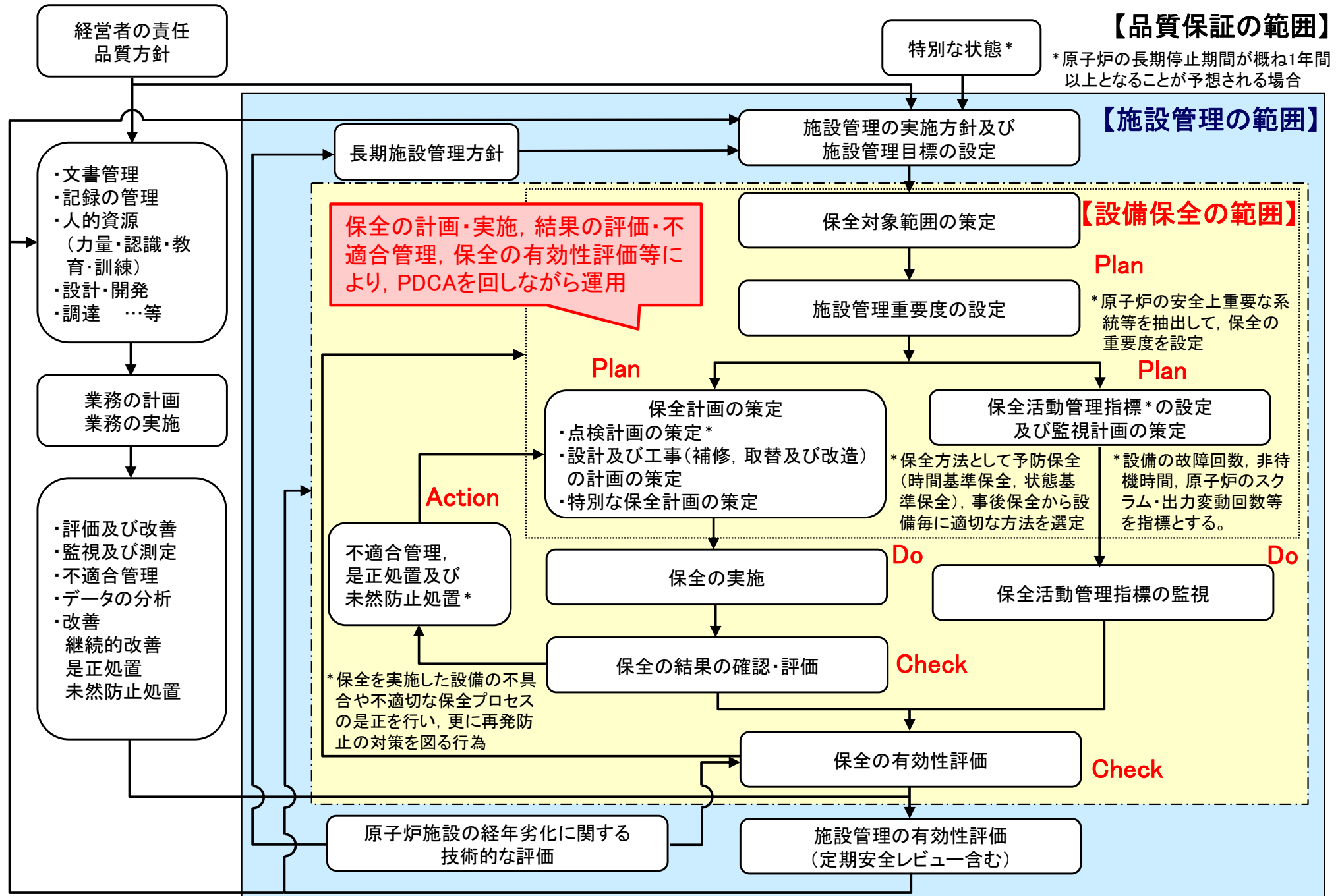
○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール***を定め、PDCAを回しながら運用している。＜別紙1参照＞

*「JEAC4209 原子力発電所の保守管理規程」等に基づく。対象としては施設の設計、工事、巡視、点検、検査、その他の施設の管理に必要な措置を含む。

○発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備(常設設備、可搬型設備)及び資機材等についても、上記のルールに則り保全の計画を定めて実施していく**ことで、設備の健全性確認、機能維持及び信頼性向上等が可能と判断している。

○また、上記で定めた保全計画の内容を満足するように、各設備に対して**定期的な動作・性能試験等を実施していく**。＜別紙2参照＞

<別紙1> 東海第二発電所の施設の管理, 設備の保全方法の概要



- 発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備（常設設備，可搬型設備）**等については，今後，当該設備に対して**定める保全計画に基づき，定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。**
- 重大事故等対処設備の動作確認・性能試験等の実施時期，頻度は，今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し，管理していく。
- また，これらの機能確認以外にも，**日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて，また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し，設備の不具合等を早期に発見するように努める。**
- 本方針による代替電源設備及び代替注水設備の機能確認等の内容，頻度について，次頁に例示する。

東海第二発電所 重大事故等対処設備の主な機能確認等の頻度（案）*1

	性能確認 （定検時等毎に行う性能確認）	動作確認 （定期的に行う動作試験）	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設の重大事故等 対処設備 （電源，ポンプ等）	定検停止毎 （定期事業者検査による 原子炉停止期間中）	1ヵ月に1回	当該設備が機能を代替する設計基準事故対処設備と同等の頻度とする。
可搬型の重大事故等 対処設備 （電源車，ポンプ車等）	定検停止毎（又は1年毎） 又は 2定検毎（又は2年毎）	3ヵ月に1回	運用管理の観点から，メーカー推奨値等に基づき保全計画で設定した定期的な運転頻度以上の頻度に設定する。

*1 試験頻度等は例示であり，内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

<別紙3> 重大事故等対処設備の機能確認の内容, 頻度(代替電源設備)



○重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について, 代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】	新たに設置する代替電源設備(案)* ¹ (重大事故等対処設備)
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 * ³	模擬信号による作動確認
原子炉 運転時等* ²		常設代替高圧電源装置
		・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器* ⁴)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認
原子炉 運転時等* ²		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)
		緊急用125V系蓄電池
		・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等* ²	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線* ⁵)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)
		代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が使用可能であることの確認)
		・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*¹ 代替電源設備の記載内容は例示であり, 性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果, 保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

*³ 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台
原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

*⁴ 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

*⁵ 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

- 重大事故等対処設備として新たに設置する代替注水設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について, 代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替注水設備(案)* ¹ (重大事故等対処設備)	
定検停止時	・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²	・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等)	・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の 確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の 確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査* ³ ・車両の走行確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*¹ 代替注水設備の試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請審査, 保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)

*³ ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施, 弁の検査は定期検査時に実施

3. 新設・追設設備の現場での手動操作，点検・保守管理等の作業スペースの確保



○東海第二発電所では，新規規制基準に対応した重大事故等対処設備等を新たに設置・配備する。
これらの設備の導入に当たっては，主に以下の要件を守るよう設計している。

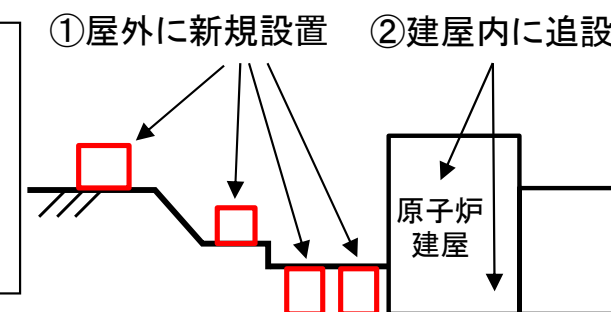
・独立性及び位置的分散の確保	: 対応する設計基準事故対処設備(既存設備)との独立性を確保
・環境条件及び荷重条件	: 地震や津波，その他の外部事象時や，重大事故等発生時の温度，放射線，荷重等の使用条件下でも機能を発揮
・操作性	: 重大事故等が発生した場合に確実に操作可能
・試験検査	: 運転中又は停止中に試験又は検査が可能
・切替えの容易性	: 本来の用途以外の用途で重大事故に対処する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切り替えが可能
・悪影響の防止	: 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの
・容量	: 重大事故等の収束に必要な容量を有する

主に中央制御室からの遠隔操作，一部設備は現場操作

外観の確認，漏えい確認，分解検査等

○上記要件のうち，設置エリアの作業スペースが関係するのは主に「操作性」及び「試験検査」となる。
新たな設備の導入に当たってはこれらを考慮して設置場所の検討を行う。

- ① 原子炉建屋の外部(屋外)に新たに設備を設ける場合：
⇒屋外に新たに施設を設ける。設備の設置エリアに加えて運転操作や試験検査等に必要なスペースを考慮した上で設計を行うため，配置上の問題は生じない。
- ② 原子炉建屋の内部(屋内)に設備を追設する場合：
⇒要件を満たしつつ作業スペースが確保できる建屋内設置エリアを選定する必要あり。



○ここで，多くの新設の設備は①屋外設置に該当し，配置上の問題は生じない。

②原子炉建屋内に追設し，かつ，ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備は，常設高压代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプが該当する。いずれの設備の設置場所についても，現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認している。＜別紙3参照＞

○東海第二発電所に新たに設置・配備する設備や既設の設備の対策として、主な重大事故等対処設備，設計基準対象施設等の配置区分を示す。多くの新規設備は，原子炉建屋外の地下又は高所等に新たに設置・配備している。

○原子炉建屋内に設置する設備で、**ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備としては、常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプ**が該当する。**いずれの設備の設置場所についても、現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認**している。

原子炉建屋内(屋内)に設置する主な設備及び屋内の設備等に対する対策

地震対策(屋内設備の耐震性向上)	溢水対策(機器補強, 浸水防止堰, 水密扉整備, 漏えい検知装置等)	火災対策(耐火壁, ケーブル取替・防火シート, 感知消火設備追設等)	緊急用125V蓄電池, 盤
常設高圧代替注水系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ・代替燃料プール冷却系熱交換器	高圧窒素ボンベ・蓄電池(逃がし安全弁作動用)
代替燃料プール注水系 常設スプレイヘッダ	格納容器ペDESTAL防護対策	格納容器頂部注水系(常設)	静的触媒式水素再結合器

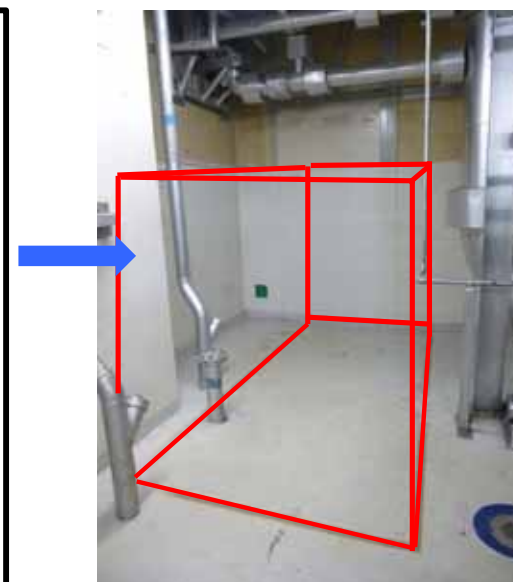
原子炉建屋外(屋外)に設置する主な設備及び屋外の設備等に対する対策

地震対策(屋外設備の耐震性向上)	津波対策(防潮堤, 貯留堰, 放水路ゲート設置, 屋外施設水密対策等)	竜巻対策(建屋外壁等補強*, 屋外設備防護, 固縛対策等)	外部火災対策(防火帯の設定, 油タンク等の火災源移設等)
火山対策(降下火災物侵入防止, 着脱式フィルタ設置等)	常設代替高圧電源装置	軽油貯蔵タンク	可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器
接続口(水系, 電気系, 窒素系)	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	ホイールローダ等
常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ・可搬型代替注水中型ポンプ	西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽
緊急用海水ポンプ	SA用海水ピット・海水引き込み管・SA用海水ピット取水塔	格納容器圧力逃がし装置	可搬型窒素供給装置(窒素供給装置及び電源車)
ブローアウトパネル閉止装置・ブローアウトパネル強制開放装置*	放水砲, 汚濁防止膜, 泡消火薬剤容器等	予備品(残留熱除去系海水系ポンプ電動機), トレーラー, クレーン	緊急時対策所建屋

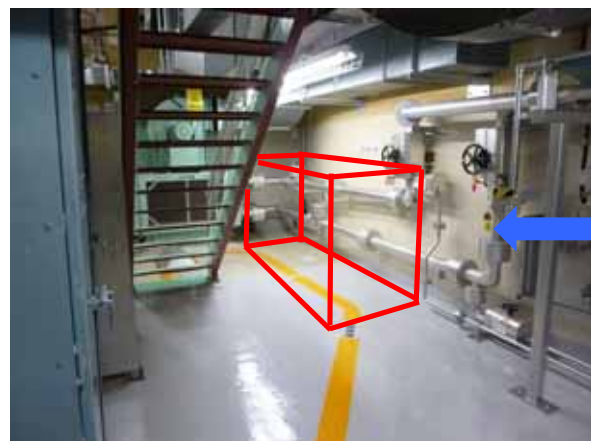
* 建屋の外壁, 外壁境界部の対策は屋外側に区分している。



代替循環冷却系ポンプ(B)
設置場所イメージ



代替循環冷却系ポンプ(A)
設置場所イメージ

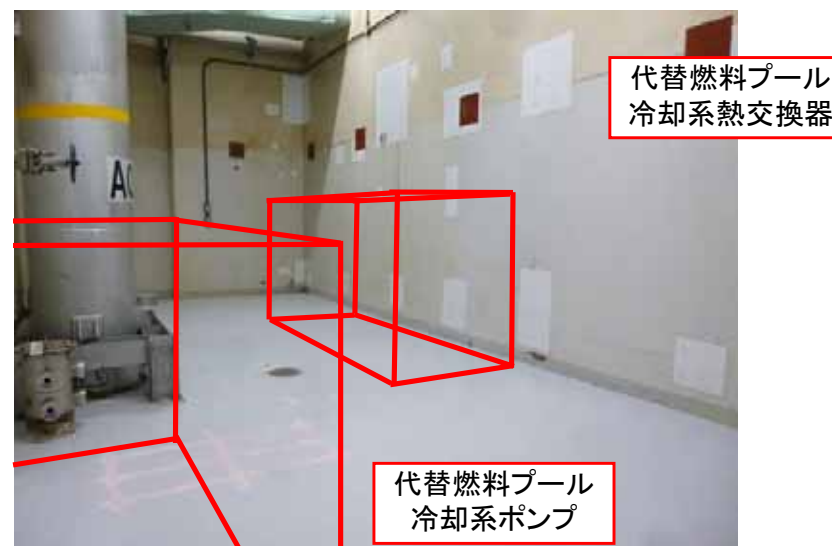
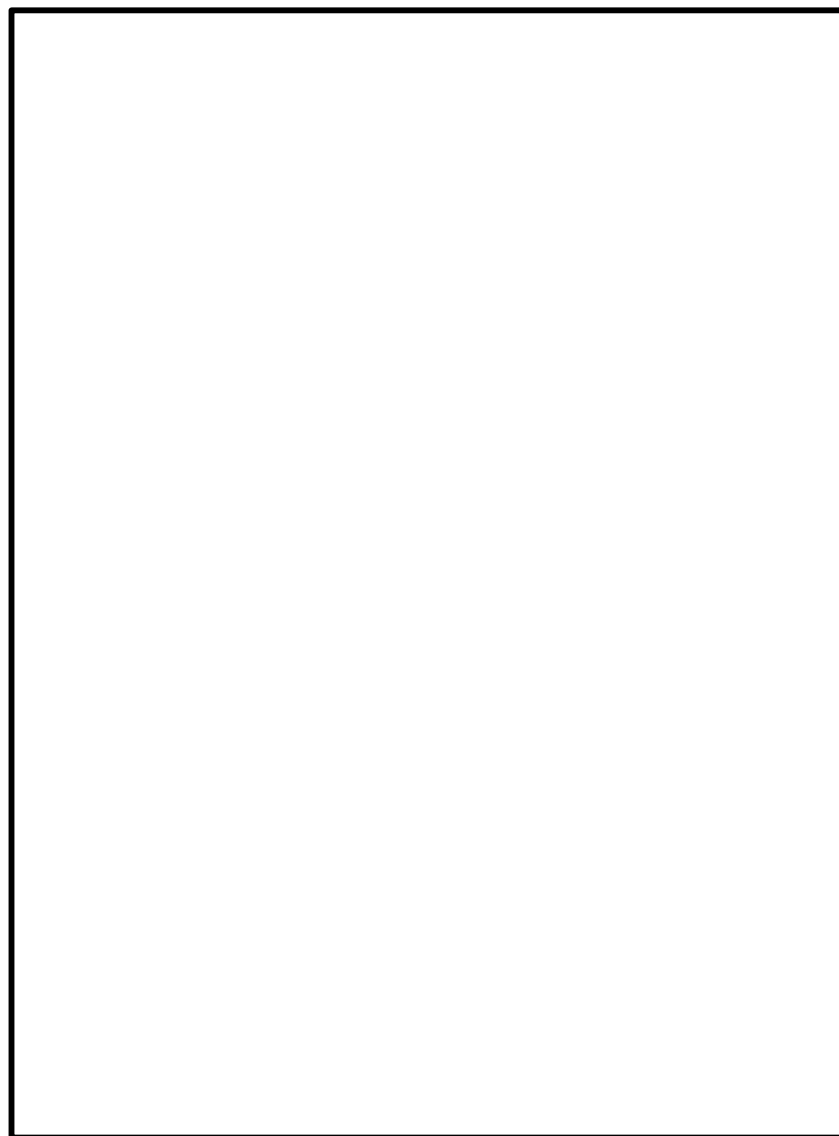


常設高圧代替注水系ポンプ
設置場所イメージ



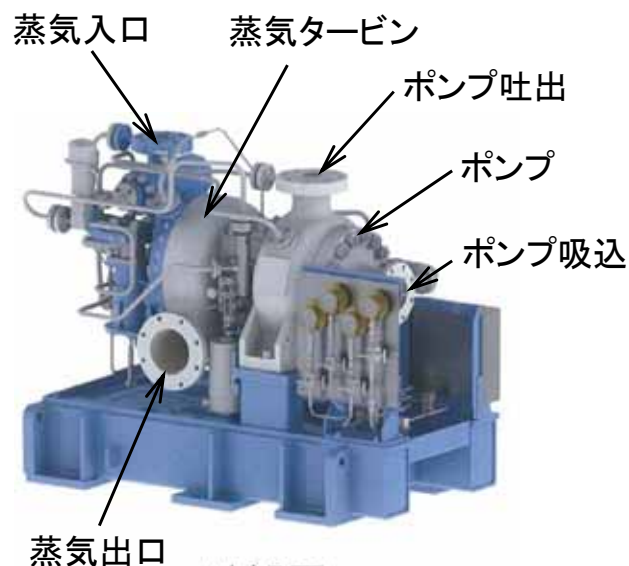
＜参考＞原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン
設置場所（既設設備の配置例）

原子炉建屋内の高圧代替注水系及び代替循環冷却系の配置場所



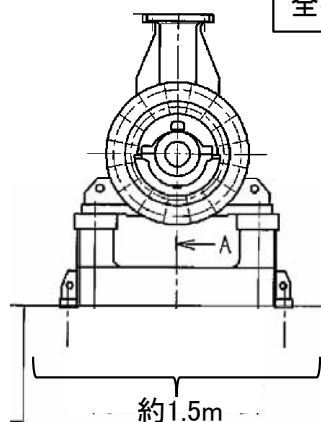
代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器
設置場所イメージ

原子炉建屋内の代替燃料プール冷却系の設置場所

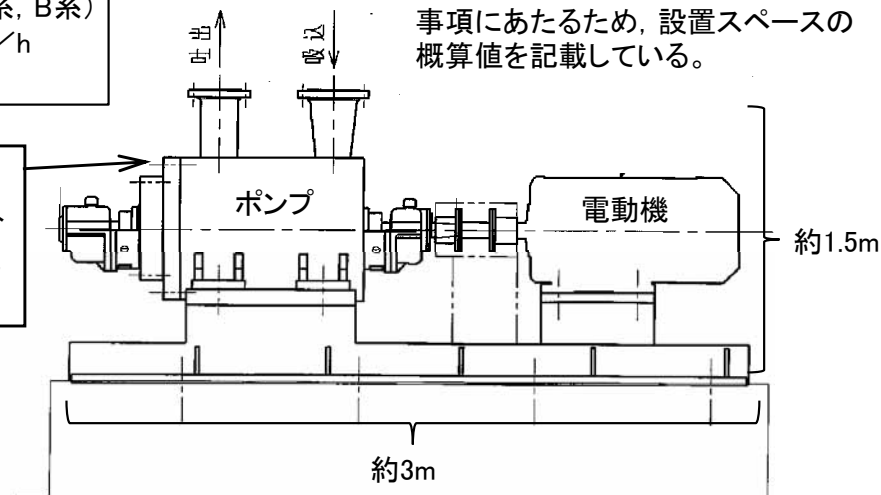


外観図

台数 : 2台 (A系, B系)
容量 : $250\text{m}^3/\text{h}$
全揚程 : 120m



ケーシングカバーを取り外すことで分解点検可能

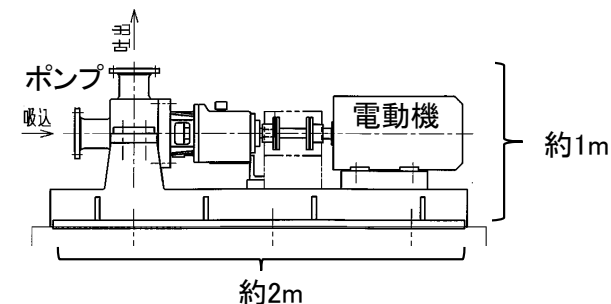
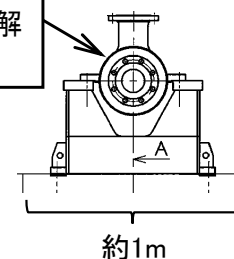


* 各設備の寸法の詳細値は営業秘密事項にあたるため、設置スペースの概算値を記載している。

代替循環冷却系ポンプ外観図及び主要仕様

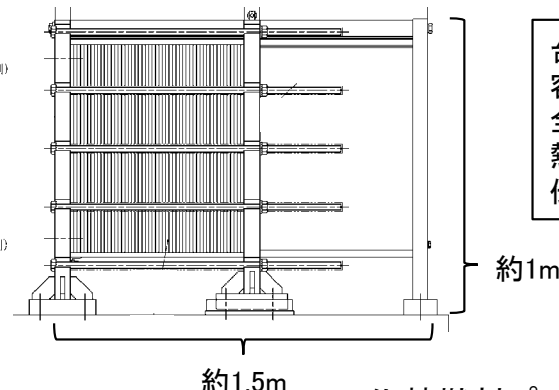
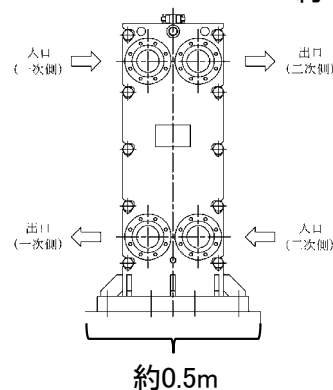
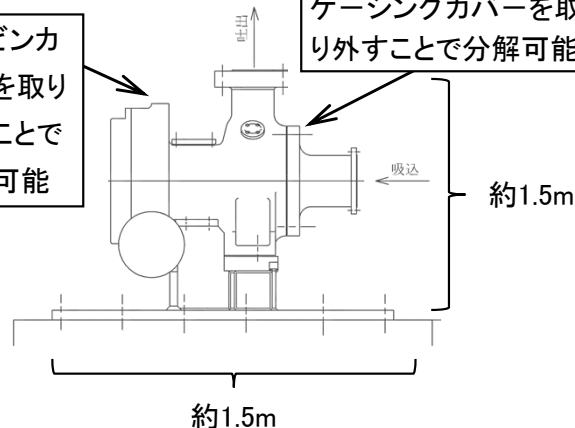
台数 : 1台
容量 : 約 $137\text{m}^3/\text{h}$
全揚程 : 約900m

ケーシングカバーを取り外すことで分解点検可能



タービンカバーを取り外すことで分解可能

ケーシングカバーを取り外すことで分解可能



台数 : 1台
容量 : 約 $124\text{m}^3/\text{h}$
全揚程 : 約40m
熱交換器容量 : 約2.31MW
伝熱面積 : 51.1m^2 以上

常設高圧代替注水系ポンプ外観図及び主要仕様

代替燃料プール冷却系ポンプ及び熱交換器外観図及び主要仕様

4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量，流量や台数並びに水源の容量等の考え方

1. 常設ポンプの容量及び台数並びに水源の容量等の考え方

○シビアアクシデントに対応して設置する常設ポンプの容量と設定根拠は以下のとおり。いずれの設備も緊急時に原子炉及び使用済燃料プール等の冷却に必要な十分な量の水を供給できるポンプ容量を備えており，更に，予備や代替手段等を確保している。

第1表 常設の冷却設備の容量，流量，台数，容量等の考え方

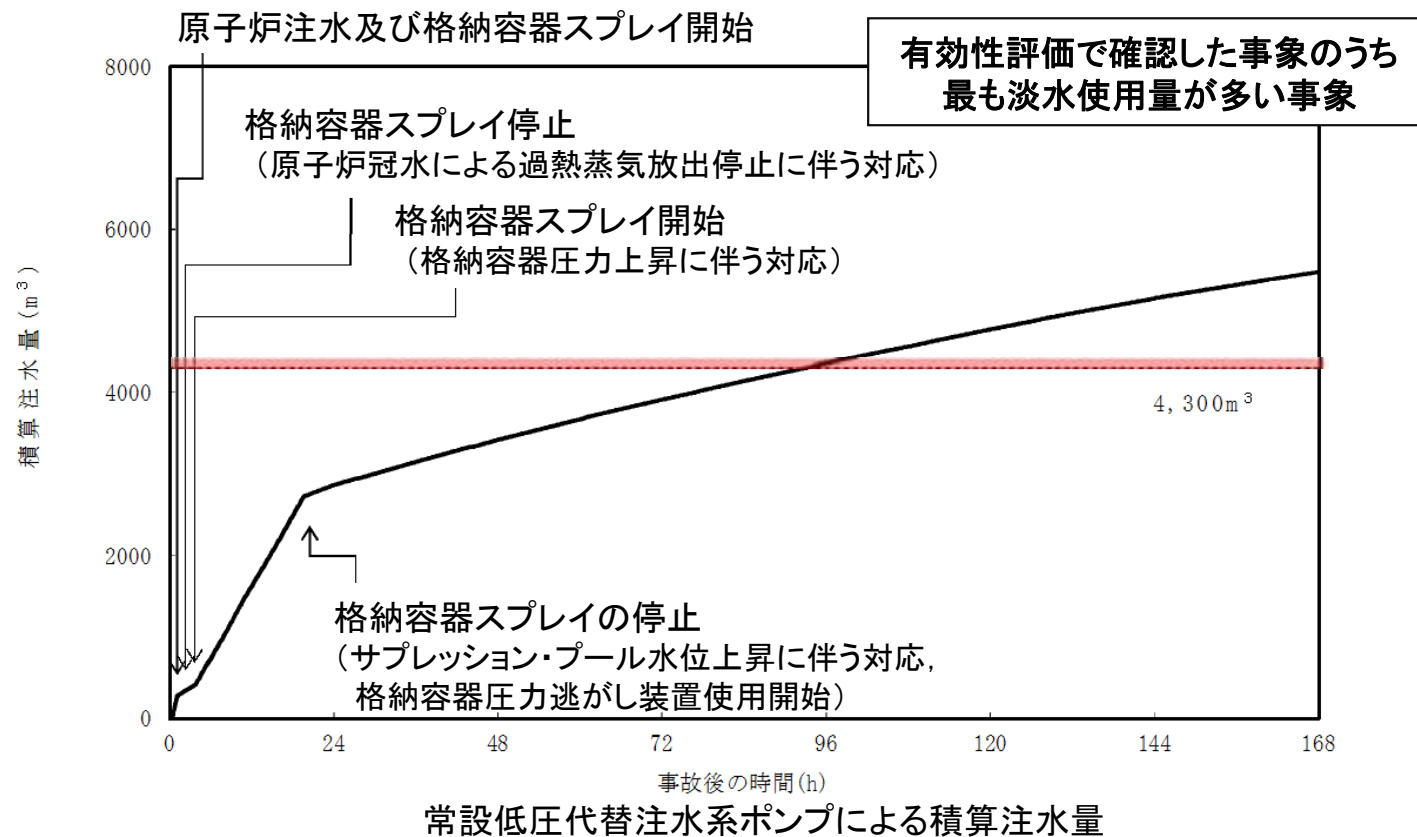
No.	設備名称	容量	台数, 予備	設定根拠
1	常設高圧代替注水系ポンプ	約136.7m ³ /h/台	1台*	原子炉停止後15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止できる流量を確保 *全交流動力電源喪失時の原子炉高圧時の注水手段としては，既存設備の原子炉隔離時冷却系(RCIC)もある。
2	常設低圧代替注水系ポンプ	約200m ³ /h/台 (約400m ³ /h/2台)	2台*	・重大事故等対策の有効性評価で，事象発生後初期の原子炉への注水流量を最大378m ³ /hとしている。ポンプ2台運転においてこれを上回る容量を確保 ・別紙に示す各注水ケースを容量が上回ることを確認 *本ポンプ故障時等のバックアップとして，可搬型のポンプを複数確保している。
3	代替循環冷却系ポンプ	約250m ³ /h/台	2台(2系統)	重大事故等対策の有効性評価で期待している流量
4	代替燃料プール冷却系ポンプ	約124m ³ /h/台	1台*	使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却するのに必要な容量(124m ³ /h)を確保 *仮に本ポンプが故障し，既存設備の残留熱除去系等も使えない場合は，注水による冷却が可能である。
5	緊急用海水ポンプ	約844m ³ /h/台	1台＋予備1台	格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な流量として834m ³ /hが必要となることから，これを上回る容量を確保

4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量，流量や台数並びに水源の容量等の考え方

- シビアアクシデントに対応して設置する**水源の容量と設定根拠**は以下のとおり。**緊急時に原子炉及び使用済燃料プール等の冷却に必要な十分な量の水を供給できる容量**を備えている。

第2表 水源の容量等の考え方

No.	設備名称	容量	台数,予備	設定根拠
6	代替淡水貯槽	約5,000m ³	1基*	代替淡水貯槽への水の補給開始(事象発生後3日以内)までに必要な淡水量 4,300m³ を上回る容量 *7日間で約 5,490m³ を使用する。
7	西側淡水貯水設備	約5,000m ³	1基	代替淡水貯槽と同様の容量を確保



2. 可搬型のポンプの容量，台数等の考え方

- シビアアクシデントに対応して設置／配備する可搬型のポンプの容量と設定根拠は以下のとおり。いずれの設備も緊急時に原子炉及び使用済燃料プールに必要な十分な量の水を供給できる容量を備えており，更に，予備等を確保している。（注水用設備は必要容量分を2セット，放水用設備は1セット）
- 事故後のプラント状態に応じて，同一のポンプを用いて複数個所への同時注水を行う場合も想定し，これらをすべて合わせた必要容量を有するポンプを2セット確保し，更に故障及び設備点検時のバックアップとして予備のポンプも確保している。＜別紙参照＞

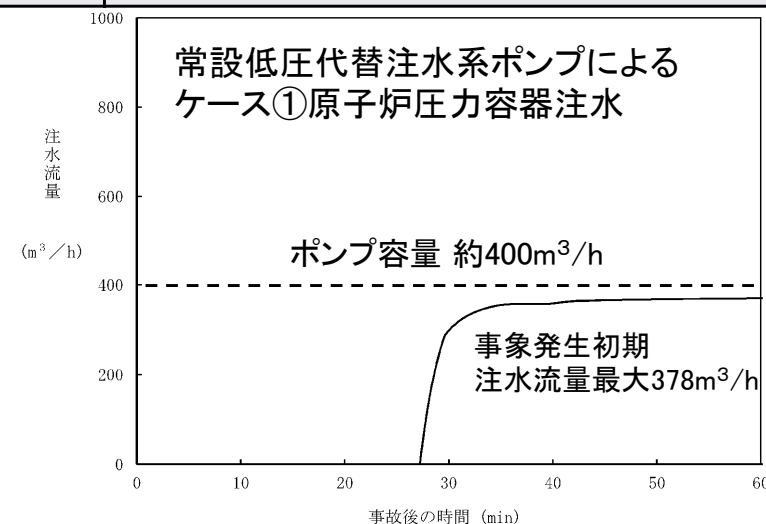
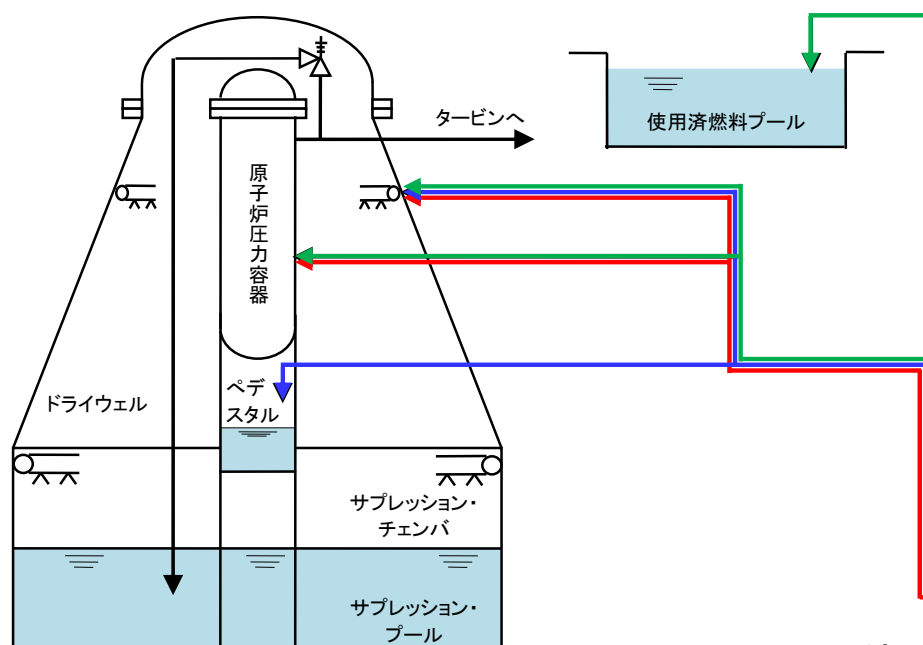
第3表 可搬型の冷却設備の容量，流量，台数等の考え方

No.	設備名称	容量	系統数, 予備	設定根拠
8	可搬型代替注水 大型ポンプ(注水用)	約1,320m ³ /h/台	2台(1台×2セット) ＋予備2台*	・最も注水量が多くなる，原子炉注水(50m³/h)，格納容器スプレイ(130m³/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m³/h)を同時に実施可能な容量を確保(<u>合計196m³/h以上</u>) ・必要容量を有する設備を2セット，故障及び点検時のバックアップとして予備2台*
9	可搬型代替注水 中型ポンプ	約210m ³ /h/台 (2台のポンプを 直列接続)	4台(2台×2セット) ＋予備1台	・最も注水量が多くなる，原子炉注水(50m³/h)，格納容器スプレイ(130m³/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m³/h)を同時に実施可能な容量を確保(<u>合計196m³/h以上</u>) ・必要容量を有する設備を2セット，故障及び点検時のバックアップとして予備1台
10	可搬型代替注水 大型ポンプ(放水用)	約1,380m ³ /h/台	1台＋予備1台*	原子炉建屋原子炉棟の屋上へ網羅的に放水するために必要となる容量を確保(<u>1,338m³/h以上</u>)

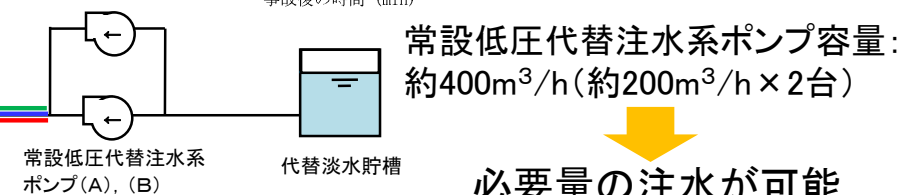
*注水用も放水用も大型ポンプの型式は同じであり，予備を共用している。（予備は注水用と放水用で合わせて2台）

有効性評価における常設低圧代替注水系ポンプを用いた注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペデス タル	使用済 燃料プール	備考
①	378m ³ /h	—	—	—	事象発生初期の注水段階の流量(最大378m ³ /h)
②	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	原子炉水位の回復, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制(合計360m ³ /h)
③	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ, ペデスタルの溶融炉心冷却(合計380m ³ /h)
④	50m ³ /h	130m ³ /h	—	114m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水(合計294m ³ /h)

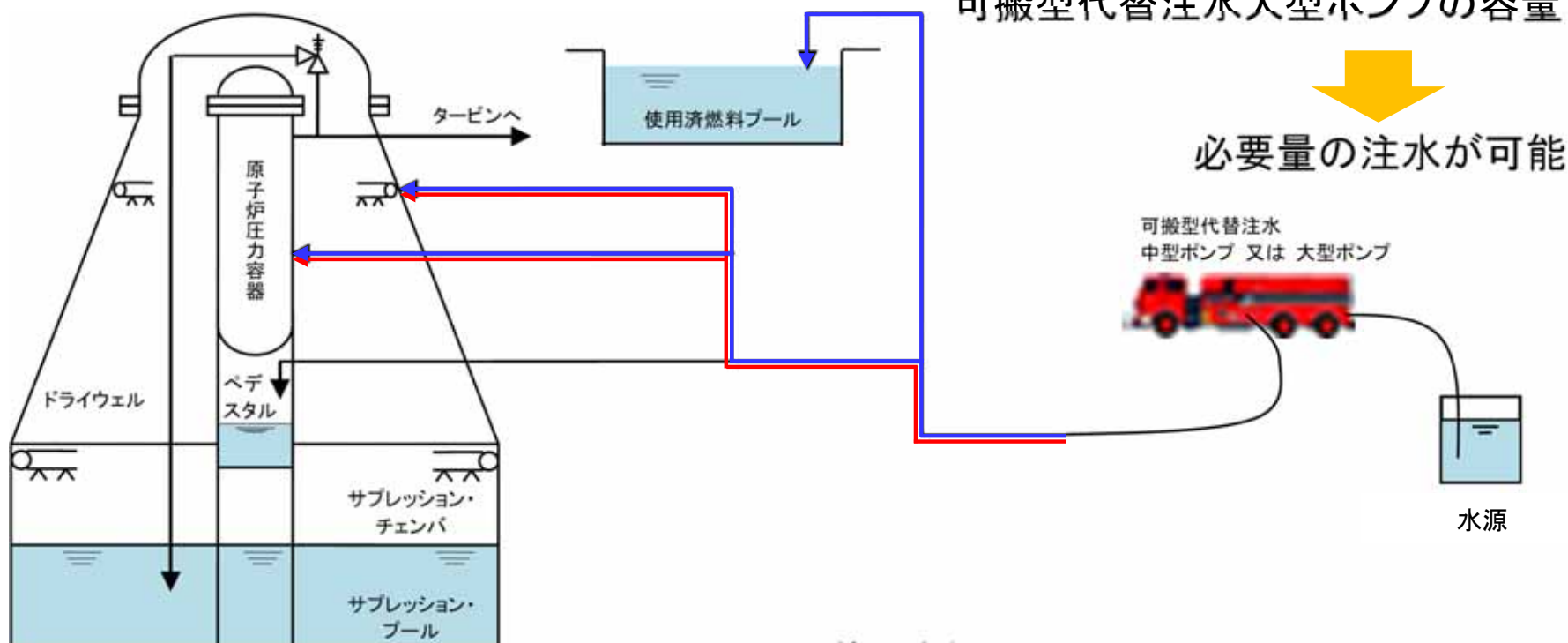


停止冷却-34



有効性評価における可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプを用いた同時注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペDESTAL	使用済 燃料プール	備考
①	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制 (合計180m ³ /h)
②	50m ³ /h	130m ³ /h	—	16m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水 (合計196m ³ /h)



接続口		可搬型設備により供給できる手段											
		注 水					冷 却		電 源		窒 素		
設置高さ	設置場所	低圧代替注水	代替格納容器スプレイ冷却	代替燃料プール注水系	格納容器下部注水系	格納容器頂部注水	代替燃料プール冷却系(海水系)	代替残留熱除去系海水系	可搬型代替低圧電源車	可搬型整流器	格納容器窒素ガス供給系(D/W)	格納容器窒素ガス供給系(S/C)	格納容器窒素ガス供給系(FCVS)
11m盤	高所東側接続口	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
	高所西側接続口	○	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—
8m盤	原子炉建屋東側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—
	原子炉建屋西側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
可搬型設備		可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ					可搬型代替注水大型ポンプ		可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器		可搬型窒素供給装置		

【高所接続口(11m盤)の設置】

- 全交流電源喪失時の事象進展緩和のためには、可搬型設備を活用した速やかな原子炉注水や、格納容器冷却及び使用済燃料プールへの注水等が必要。
高所接続口を活用することで、可搬型設備による迅速な注水対応が可能。
- 高所接続口は敷地遡上津波の浸水範囲外にあり、津波襲来中でも可搬型設備の移動及び接続に支障はない。

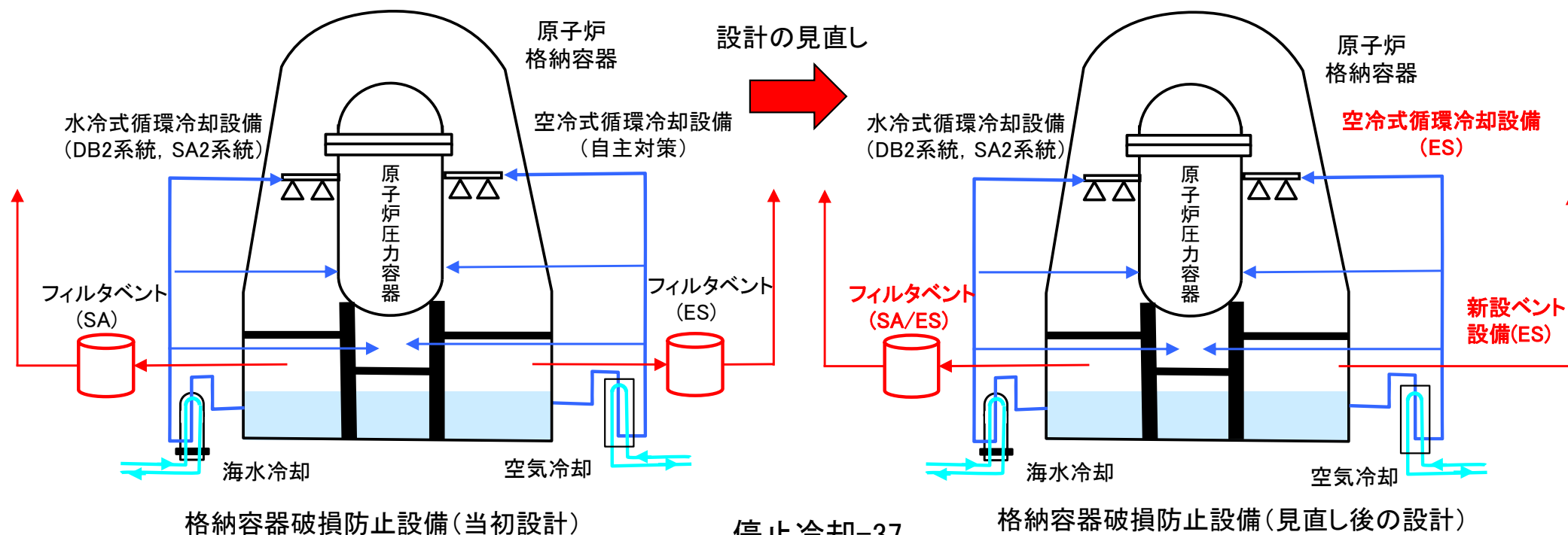
【原子炉建屋接続口(8m盤)の設置】

- 原子炉建屋側の接続口は、上記の注水手段等に加えて、冷却用海水送水、電源供給及び窒素ガス供給手段を設置。これらは事象発生後、比較的時間余裕がある対応として必要となるもの。
- 敷地遡上津波時等に使用する場合、敷地浸水が排水後、ホイールローダにより障害物を除去し、接続口にアクセスする。(高所接続口を優先的に使用するため事故対応上支障はない)

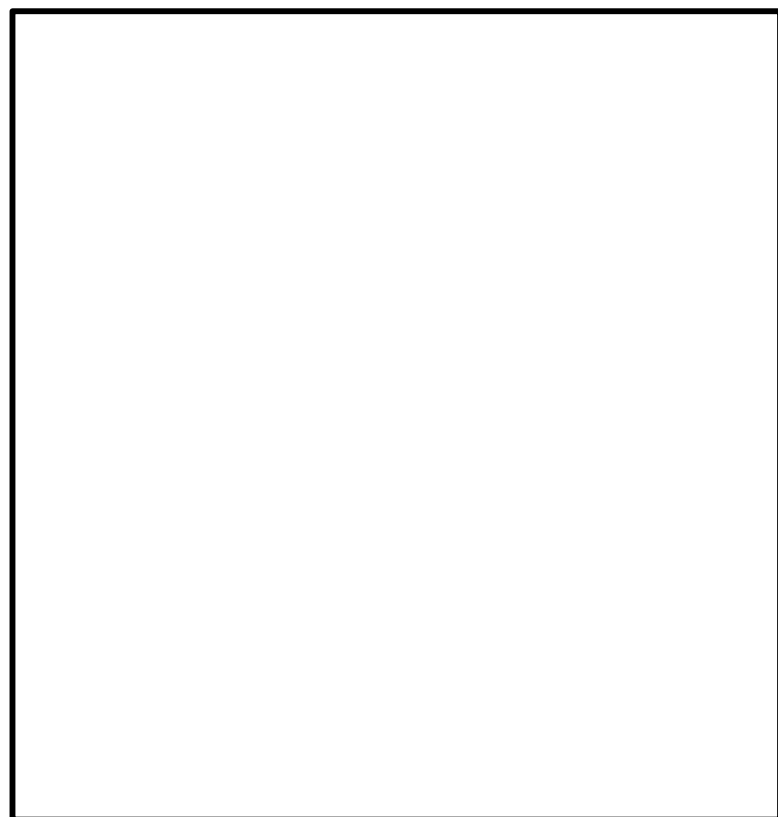
5. 特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更について

- 東海第二発電所においては、原子炉格納容器を守るための設備として、従来より循環冷却設備を設けている。これは、格納容器下部に貯められている水を原子炉圧力容器や格納容器上部へ流すことで事故時に燃料から発する熱を冷却することで、圧力上昇を抑制する設備であり、除去した熱は熱交換器を経て海へ逃がす設計である。
- 東海第二発電所では、重大事故によるSA事象時に使用する水冷式循環冷却設備とフィルタベントに加え、ES事象*時に使用するフィルタベントを設置する計画としていたが、国の審査を経て、熱を大気へ逃がす空冷式循環冷却設備を自主対策設備からES設備へ格上げし、併せてフィルタベントとは位置的分散を図ったES用新設ベント設備を新設することとした。
- 以上の設備を追加し、格納容器を守る機能を強化したことにより、従来のフィルタベントをSA/ESで兼用化することとした。兼用は東海第二発電所独特の設計となるが、同じ設備を2個設置するよりも、同じ機能を持つ別のシステムを設置することで、共通要因による故障を回避できるよう、多様性を持たせた方が有利と判断したためである。

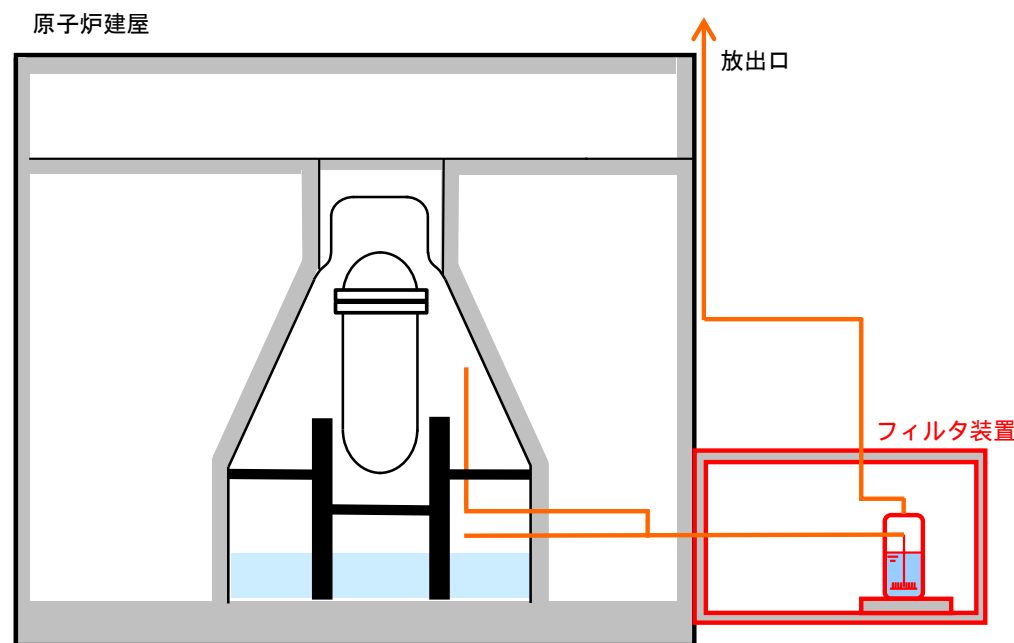
*ES事象：大型航空機の衝突等、特定重大事故等対処施設で対処すべき事象



- 東海第二発電所では、万一原子炉が破損した場合においても、原子炉格納容器を守ることによって周辺環境への影響を最小化し、長期的な住民避難を伴う事故を防ぐために「格納容器圧力逃がし装置(フィルタ装置)」を用いたフィルタベントを設けることとしている。
- フィルタベントは、原子炉格納容器内から放射性物質を含む蒸気を配管で導いて内部に通気することで、エアロゾル状の放射性物質やよう素の多くを装置で除去した上で、蒸気を大気に出すことで、原子炉格納容器の破損を防止するものである。
- フィルタ装置は、原子炉格納容器で発生した水蒸気の圧力のみで使用できるため、電源が不要であり、ポンプのような可動部もなく、信頼性が極めて高いことが特徴である。



フィルタ装置概要



東海第二発電所 フィルタベント系統図

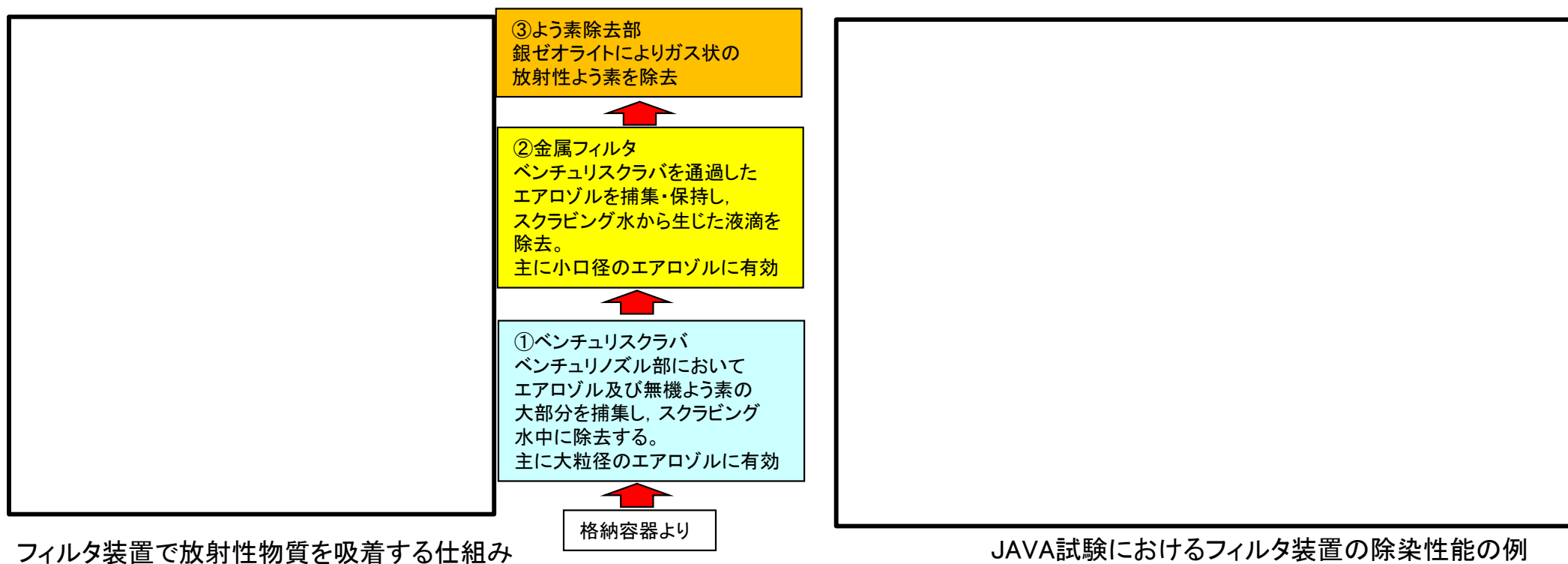
○フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成されており、**大気へ放出されるセシウム137の量を1/1000に減少させることができる。**

- ①ベンチュリスクラバ : 薬液にてエアロゾル(ほこり状の放射性物質)やよう素を除去する
- ②金属フィルタ : ①で除去しきれなかったエアロゾルをフィルタで除去する
- ③よう素除去部 : ①で除去しきれなかったよう素を銀ゼオライトに吸着させる

○フィルタ装置の除染性能については、ドイツのカールシュタインにある試験施設(JAVA)にて、電力会社・ドイツ原子力安全委員会・その他第三者機関立会いの下、性能試験を行っている。

東海第二発電所で採用するフィルタ装置は、上記の試験結果に基づき設計したものを採用する。

○なお、フィルタベントは、ドイツ・フランス・フィンランドなど諸外国においても採用されている。



- フィルタ装置自体に動力は不要であるが、フィルタ装置へ水蒸気を導くための弁を開ける必要がある。そのため、系統中の弁は外部電源や非常用発電機が使用できない場合においても発電が可能であるSA用電源装置及びES用電源装置からの給電で動作する**電動弁を採用し**、万一弁が動作しなかった場合のために**バイパス弁を設置し、多重化する**。加えて、電動での操作が出来ない場合においても遮蔽を通して人力で弁を開けられるよう、**遠隔人力操作機構も設置する**。また、**取出口は2箇所設置する**。
- フィルタベントは既設の不活性ガス系との接続があるが、**仕切り弁は多重化されており、ベント前に隔離確認をする手順を設ける**。また、**非常用ガス処理系・耐圧強化ベント系とは独立した系統としている**。
- フィルタベント使用中は、フィルタ装置の薬液が蒸発し、水位が減少する。このため、ベントから**7日間**は**補給が不要となる水量を確保**し、その後は薬液を補充することができる**補給水ラインを設ける**。
- ES兼用化により、これらの配管・弁においては、基準地震動が発生した場合においても、より裕度を持って耐えられる。

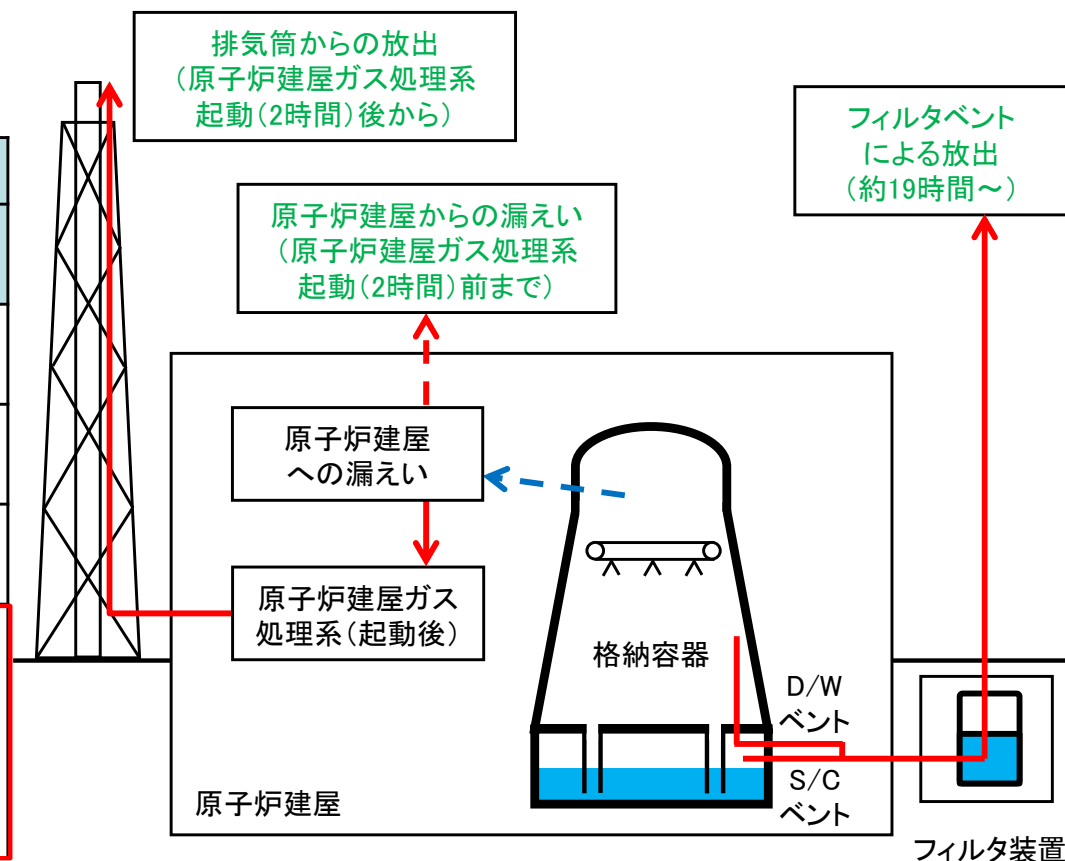
○重大事故等が発生した場合においても、Cs-137の総放出量は**100TBq以下**に抑えることが新規規制基準にて要求されているため、フィルタベントを行った場合の環境への放出量を評価している。

○大気への放出経路としては、「原子炉建屋からの漏えい(事象発生2時間後からは原子炉建屋ガス処理系を通した排気筒からの放出)」「フィルタベントによる放出」があり、**事象発生から100日後においても総放出量は100TBqを十分下回ることを確認している。**

フィルタベント時のCs-137評価結果

	評価結果		
	事象発生 7日間	事象発生 30日間	事象発生 100日間
建屋漏えい	約14.3TBq	約14.4TBq	約15.5TBq
フィルタベント 放出量(S/C)	約0.00012TBq	約0.00013TBq	約0.00015TBq
フィルタベント 放出量(D/W)	約0.73TBq	約0.94TBq	約0.98TBq
環境への 総放出量 (建屋漏えい + フィルタベント 放出量)	約16TBq (約15TBq)※	約16TBq (約15TBq)※	約17TBq (約16TBq)※

※()はフィルタベント放出量(S/C)時の値を示す



○フィルタベントの放出経路は、従来から設置されている耐圧強化ベント系とは異なり、**排気筒(スタック)からの放出ではなく、独立した排気口を新たに設ける。**

- ・重大事故によるSA事象時に使用する排気口：原子炉建屋屋上付近に設置
- ・ES事象時に使用する排気口：大型航空機の衝突その他のテロリズムへの耐性を有する場所に設置

○フィルタベントの放出経路には、大気へ放出する放射性物質濃度を監視するため、排気中の放射性物質からの γ 線強度を測定する**放射線モニタが設けられている**。この放射線モニタの指示値上昇を確認することで、フィルタベントが成功した事が確認できる。



○放射線モニタは格納容器内にも設置されており、線量率を監視しているが、核種の特定まではできないため、通常運転中は定期的にサンプリングすることで核種の分析を行い、燃料破損等の事故の予兆を確認する。

○事故時にフィルタベントにて**大気に放出される核種は、フィルタ装置で除去しきれない希ガス及びよう素**となる。これらの線量率を評価した結果、**希ガスの量が支配的**であるため、ベント時に放出される**主な希ガスの核種としてKr,Xeを想定**する。

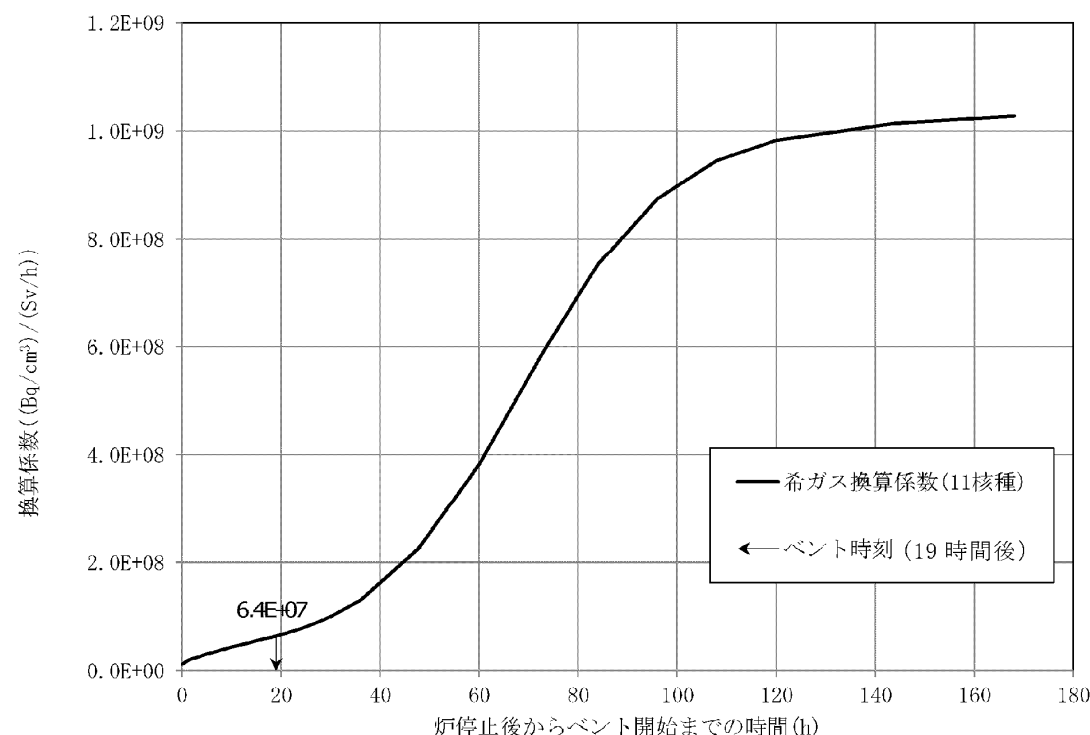
○フィルタベントの排出経路に設ける**放射線モニタで測定された線量率(Sv/h)**は、換算係数を用いることで**放出放射エネルギー(Bq)**を求めることができる。換算係数は、解析で求めた希ガス総量や、時間経過による核種の減衰量などで決まるため、あらかじめグラフを準備しておくことで、**放射線モニタの線量率から放出される放射エネルギーを把握**することができる。

ベントガスに含まれる核種

評価対象核種	希ガス類:Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138
	よう素:I-131, I-132, I-133, I-134, I-135

ベントガスに含まれる希ガスとよう素の割合

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19時間後	1.5×10^1	1.5×10^{-1}	1.0×10^2



換算係数グラフ

6. 格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フロー



- 格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、実施判断基準に到達した場合に実施する。
- ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷^{※1}の有無に関わらず、**サプレッション・プール通常水位+5.0m到達^{※2}**により**ベント準備操作**を開始する。

ベント実施判断基準		
炉心の状態	目的	実施判断基準
炉心損傷 ^{※1} なし	過圧破壊防止	格納容器圧力310kPa[gage] (最高使用圧力)到達
炉心損傷 ^{※1} を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+6.5m到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%到達

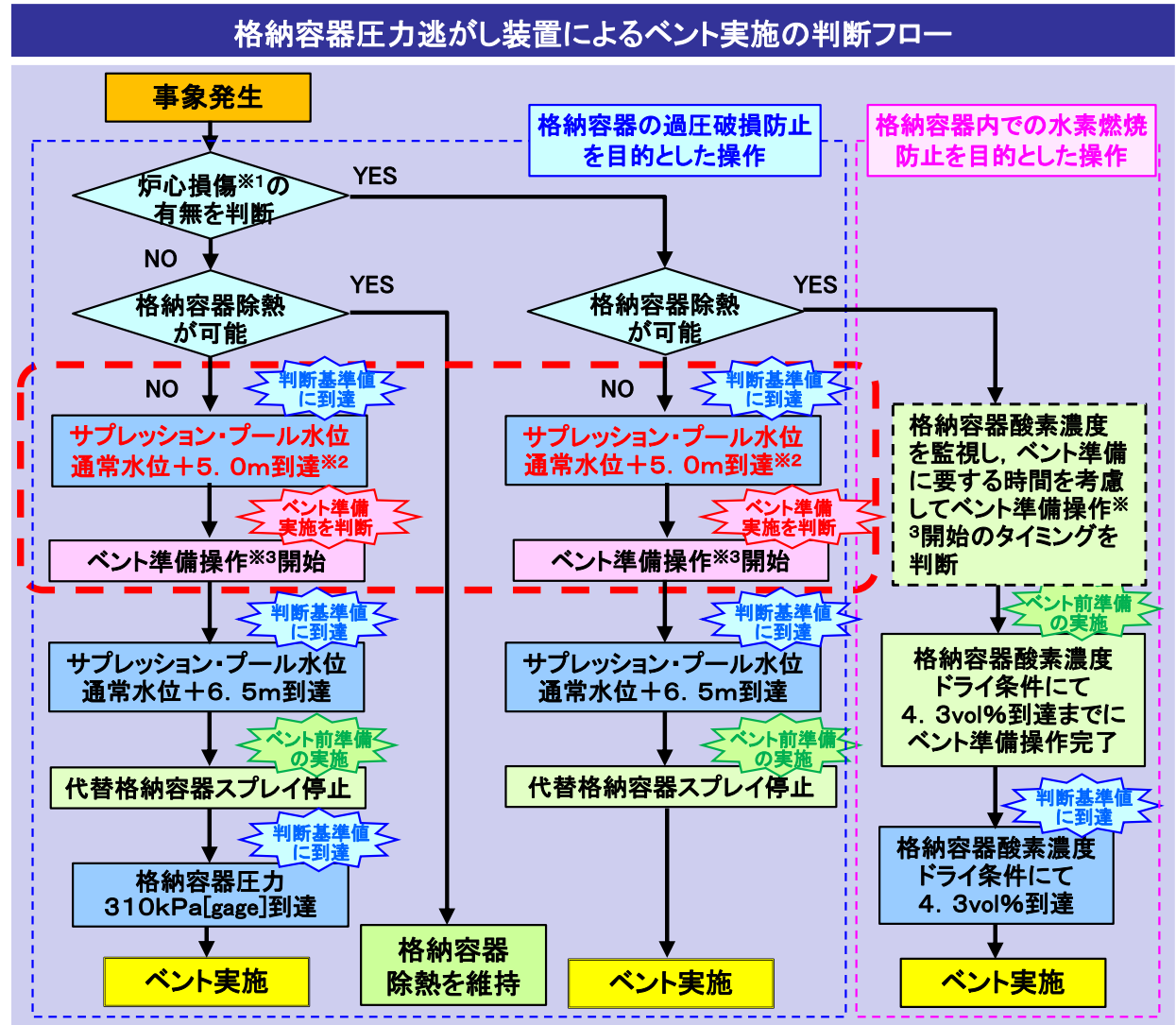
※1 【炉心損傷の判断】

格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2 格納容器ベント取り出し口(ベントライン下端:サプレッション・プール通常水位+8.143m)の水没防止のため、外部水源制限水位として定めたサプレッション・プール通常水位+6.5m到達までの余裕を考慮し、サプレッション・プール通常水位+5.0mでベント準備操作を開始する。

※3 ベント実施時の排出経路を構成するため、ベント準備操作としてFV装置入口第一弁を「開」する。

FV装置入口第一弁は、中央制御室から遠隔操作で「開」操作を行うが、遠隔操作が不可の場合は原子炉建屋内で手動で「開」操作を行うことから、現場での手動操作時間(130分)を考慮し、操作を開始する。



○【炉心損傷していない場合】過圧破損防止のためベント操作手順

- 格納容器除熱ができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。このため、**格納容器圧力310kPa[gage]^{※1}に到達した時点で格納容器ベントを実施**する。

※1 格納容器最高使用圧力310kPa[gage]: 格納容器限界圧力(620kPa[gage])までの余裕を考慮し、格納容器ベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ

【STEP①】炉心損傷が発生していない場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合

【STEP②】内部水源となるサプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施。サプレッション・プール水位が上昇

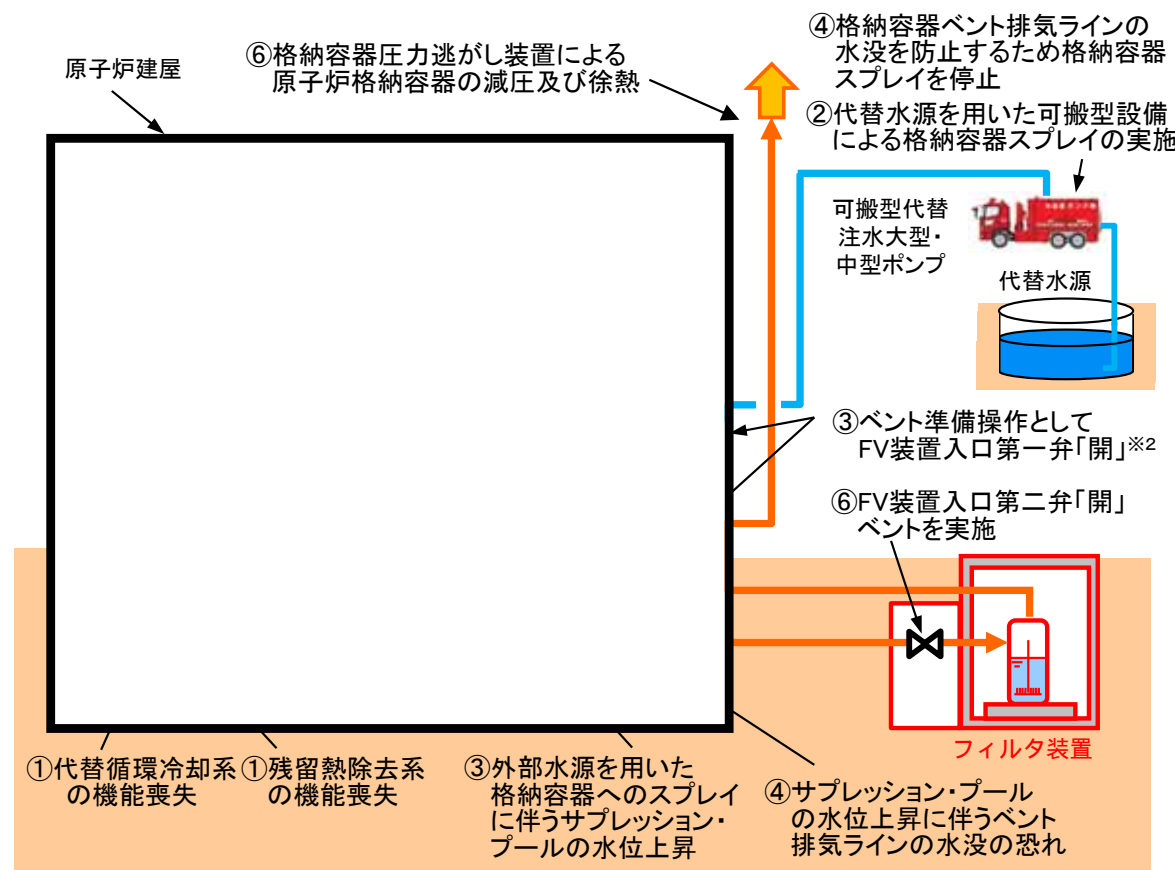
【STEP③】サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.0mに到達した場合は、ベント準備に要する時間を考慮し、ベント準備操作を開始

【STEP④】サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合は、格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを停止

【STEP⑤】格納容器圧力310kPa[gage]到達

【STEP⑥】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び徐熱を実施

原子炉格納容器の過圧破損を防止



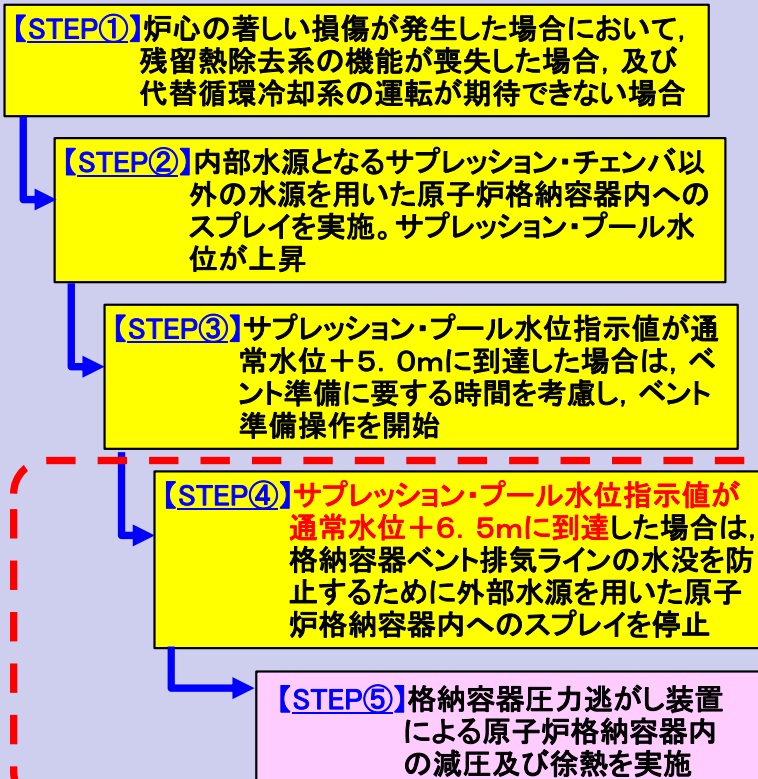
※2 放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾルの低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○【炉心損傷している場合 & 格納容器除熱ができない場合】過圧破損防止のためのベント操作手順

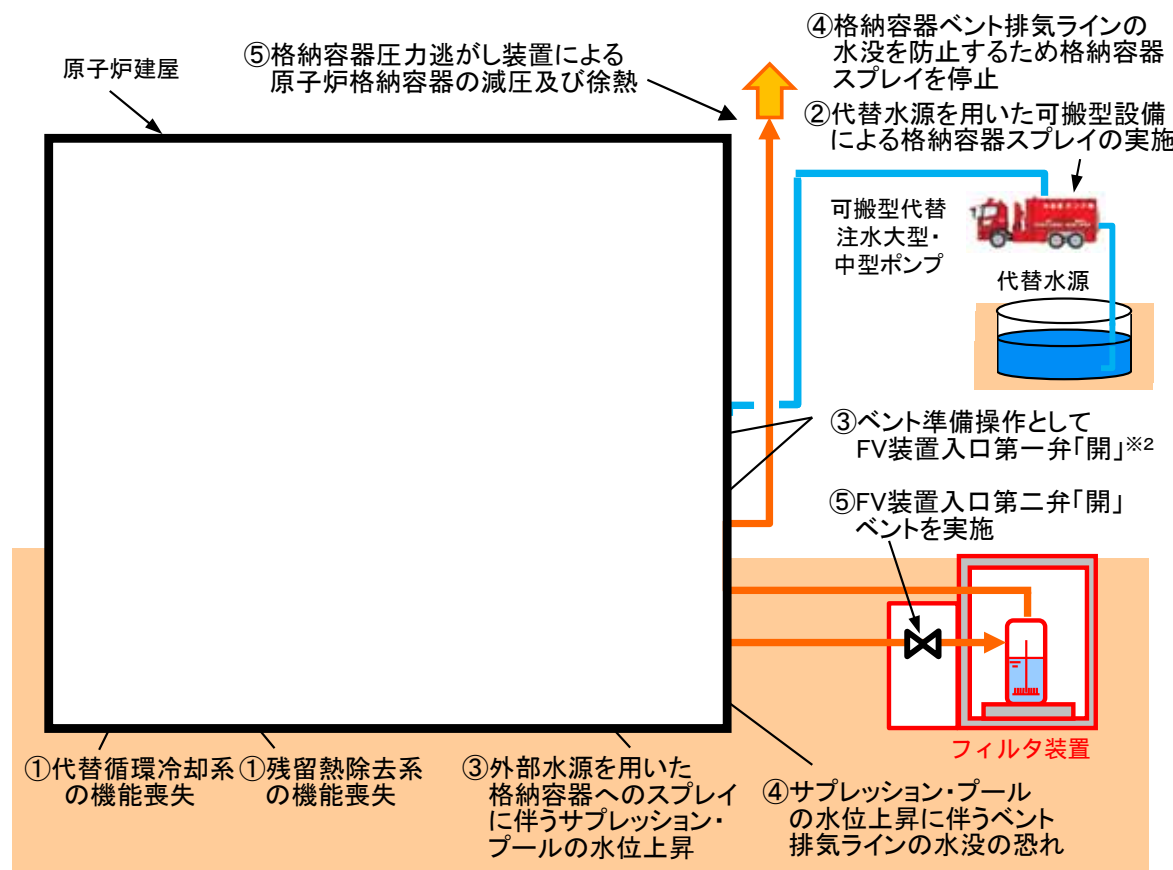
➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器除熱ができない場合、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。このため、**サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m^{※1}に到達した時点で格納容器ベントを実施**する。

※1 炉心損傷後の外部水源によるスプレイ時、格納容器圧力は最高使用圧力を上回る範囲で維持される。スプレイ停止後は、格納容器限界圧力までの余裕を考慮して速やかにベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ



原子炉格納容器の過圧破損を防止



※2 放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○【炉心損傷している場合 & 格納容器除熱ができる場合】水素燃焼防止のためのベント操作手順

➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器除熱が可能な場合、格納容器圧力の上昇は抑制されるが、ジルコニウム-水反応により発生した水素及び水の放射線分解により発生した酸素により、格納容器内で水素燃焼が発生する恐れがある。このため、**格納容器内酸素濃度が4.3vol%^{※1}に到達した時点で格納容器ベントを実施する。**

※1 4.3vol%(ドライ条件): 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮して設定

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ

【STEP①】炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系による格納容器の除熱が可能な場合

【STEP②】炉心損傷の場合、ジルコニウム-水反応により水素が発生。格納容器内の水素濃度が可燃限界の4Vol%を超過

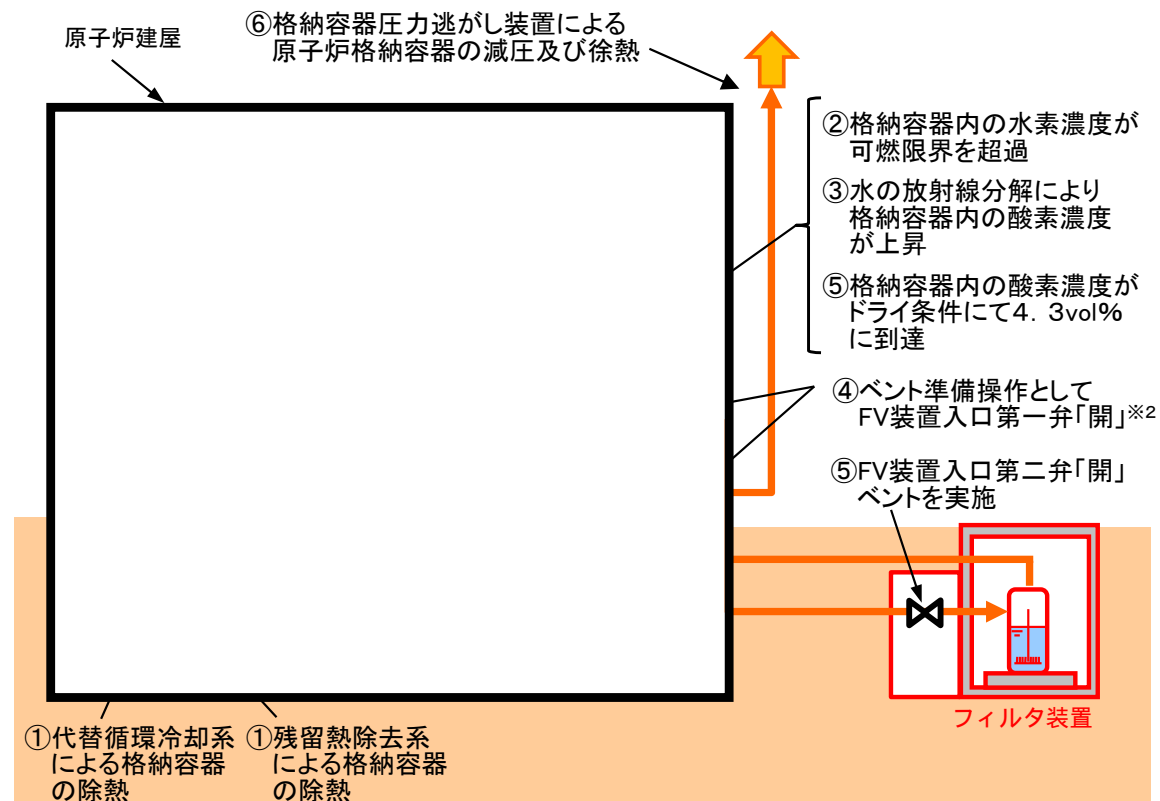
【STEP③】その後、水の放射線分解により格納容器内酸素濃度が上昇
(格納容器内水素濃度・酸素濃度が可燃限界に到達し、格納容器内で水素燃焼が発生する恐れ)

【STEP④】ベント準備に要する時間を考慮し、ベント準備操作を開始

【STEP⑤】格納容器内酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%に到達

【STEP⑥】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素・酸素の排出を実施

原子炉格納容器内での水素燃焼を防止



※2 放出系統として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の区分

➤SA設備の材料及び構造等の区分

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)の解釈では、規定に適合する**材料及び構造は、JSME※の規定・要件による**こととしている。〈表1参照〉

注)施設時にJSMEが適用されていない設備については、施設時に適用された規格

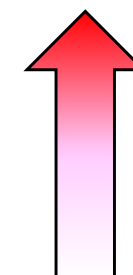
(「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」等)による。

※日本機械学会の『発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005等』

表1. 材料及び構造による重大事故等クラスの区分 〈DB設備の区分は別紙1参照〉

材料及び構造によるSA設備クラス	技術基準規則によるSA設備クラス区分の定義	設計条件等	JSMEクラス
重大事故等クラス1	重大事故等対処設備のうち 特定重大事故等対処施設 に属する容器、管、ポンプ又は弁	特重時の環境条件(大型航空機の衝突その他テロリズム等含む)及び一定程度の裕度を確保	クラス2 (クラス1)
重大事故等クラス2	重大事故等対処設備のうち 常設のもの に属する容器、管、ポンプ又は弁(特定重大事故等対処施設を除く)	SA事象時の環境条件(温度、放射線、荷重)	
重大事故等クラス3	可搬型重大事故等対処設備 に属する容器、管、ポンプ又は弁	SA事象時の環境条件にて、JSMEによる評価または完成品においては一般産業品の規格及び基準が妥当と確認されたもので評価	クラス3

強度要求及び設計条件大



- ・SA設備は、材料及び構造による既設時からの**区分のクラスアップ※1**、**条件アップ※2**及び**耐震重要度分類Sクラス※3**としての評価により、SA時においても、**必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行っている。**

※1 既設時の区分が同じまたは上位は除く

※2 SA事象時の条件が設計基準事故時の条件に包絡されていない場合

※3 全体的な変形を弾性域に抑え、延性破断や座屈を生じない設計 〈耐震上の区分は別紙2参照〉

- ・保安規定にて保全プログラム(保全計画)を策定し**保全及び有効性評価等を行う**こととしている。

〈保全計画の詳細は別紙3参照〉

○技術基準規則の解釈におけるDB設備の機器クラスとJSMEにおける機器クラスの比較

材料及び構造区分	技術基準 第二条 DB設備のクラス区分定義	JSMEにおける定義
クラス1	・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をいう。	・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。
クラス2	・イ 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトにあっては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。) ・ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水をいう。)が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器(クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。)の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの ・ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの	・a) 原子炉を安全に停止するために必要な設備または非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理設備に属するダクトにあっては原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る) ・b) タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの ・c) a)およびb)に掲げる機器以外の機器であって原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁または外側隔離弁までのもの
クラス3	・それぞれクラス1機器、クラス2機器(クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。)、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクト以外の設計基準対象施設に属する容器又は管(内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあっては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル)以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。)をいう。	・a) クラス1機器、クラスMC容器※、クラス2機器および放射線管理設備に属するダクト以外の容器および管(内包する流体の放射性物質の濃度37 mBq/cm³(流体が液体の場合にあっては、37 kBq/cm³)以上の管または最高使用圧力0 MPaを超える管に限る。)*クラスMCの該当は原子炉格納容器のみため記載省略 ・b) 原子炉を安全に停止するためまたは非常時に安全を確保するために必要な設備を二次的に冷却するために設けられているポンプ及び弁、またはこれに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁 ・c) b)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、使用済み燃料貯蔵設備を冷却するために設けられているポンプおよび弁、またはこれに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁 ・d) b)およびc)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する系統のうち、2つの弁(通常時閉あるいは自動閉可能)により原子炉冷却材圧力バウンダリから隔離できる範囲に属するポンプおよび弁(なお、この場合において、上位のクラスに属するものおよび第3の弁により隔離可能な範囲に属するものは除く)
クラス4	・放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトであって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの(クラス2管に属する部分を除く。)をいう。	・放射線管理施設に属するダクトであって内包する流体の放射性物質の濃度が37 mBq/cm³以上のもの(クラス2配管に属する部分を除く)

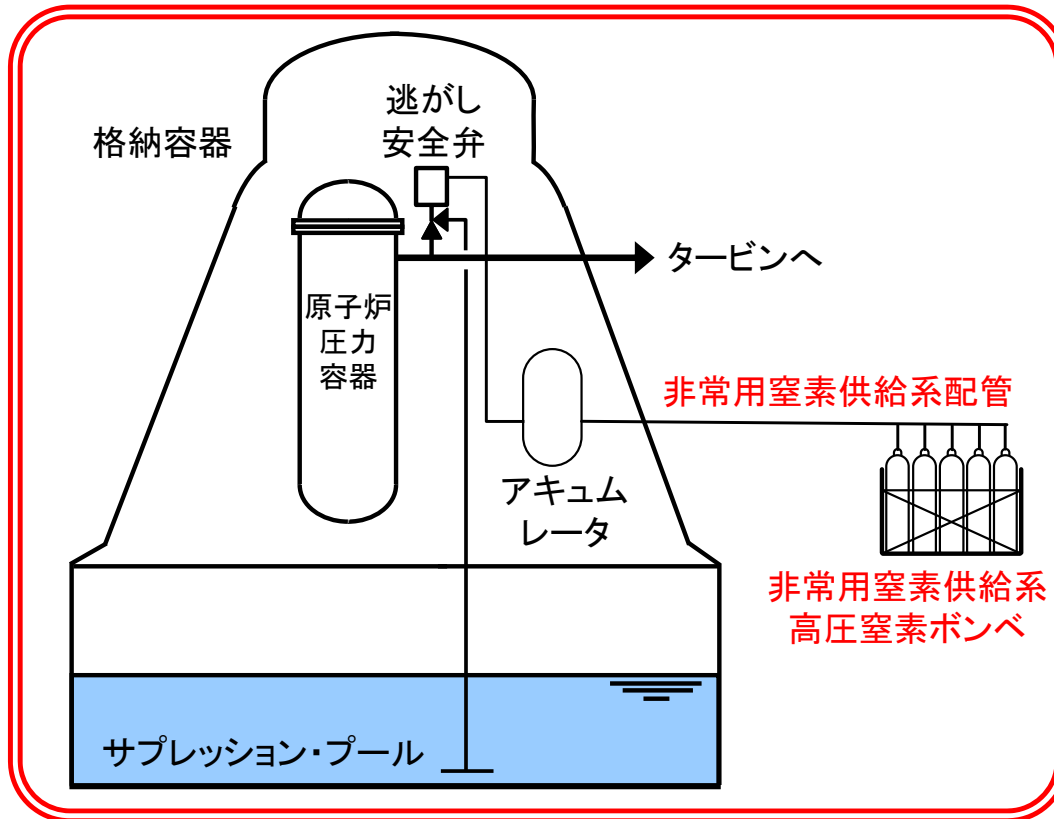
➤ 上記比較より、DB設備における技術基準とJSMEの機器クラスは同等である。

○重大事故等対処設備は、要求される機能に応じて、**重大事故等の発生を防止する機能を有する設備**（重大事故防止設備）、又は**事故の拡大を防止したその影響を緩和するための設備**（重大事故緩和設備）に区分し、さらに設置方法により**常設、可搬**に区分される。

○これら設備区分に応じ耐震評価に適用する設計用地震力は下表のとおりとなる。

設備区分		該当する施設 (設備、機能の例)	設計用地震力
重大事故 防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 常設 のものであって、重大事故等時において 耐震Sクラス に属する設備の機能を代替するもの (代替制御棒挿入機能、高圧代替注水系による原子炉注水)	基準地震動Ssによる地震力
	常設耐震重要重大事故防止施設以外の 常設 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 常設 のものであって、重大事故等時において 耐震Bクラス及び耐震Cクラス に属する設備の機能を代替するもの (使用済燃料プール水位・温度監視設備(主要監視設備の代替機能))	代替する設備の耐震クラス(Bクラス又はCクラス)に対する地震力 ・Bクラスを代替する設備:2.4Ci* ・Cクラスを代替する設備:1.2Ci *:共振する可能性がある設備:Sd × 1/2
	可搬型 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 可搬型 のもの (可搬型代替注水中型/大型ポンプ、可搬型代替低圧電源装置)	基準地震動Ssによる地震力
	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される 重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される 建物・構築物及び土木構造物 (原子炉建屋)	基準地震動Ssによる地震力
重大事故 緩和設備	常設 重大事故緩和設備	重大事故緩和設備のうち 常設 のもの (格納容器圧力逃がし装置)	基準地震動Ssによる地震力
	可搬型 重大事故緩和設備	重大事故緩和設備のうち 可搬型 のもの	基準地震動Ssによる地震力
	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される 重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される 建物・構築物及び土木構造物	基準地震動Ssによる地震力

原子炉建屋



- 非常用窒素供給設備*のうち、**非常用窒素供給系配管**は「常設耐震重要重大事故防止設備」に、**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ**は「可搬型重大事故防止設備」に該当するため、いずれも基準地震動Ssによる地震力を用いた評価を行い、**発生値が許容値に収まることを確認**している。
- また、これら設備が設置される**原子炉建屋**についても、「常設耐震重要重大事故防止設備等」が設置される建物として基準地震動による地震力により**発生値が許容値に収まることを確認**している。

* 減圧手段の強化の一つとして、逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、逃がし安全弁に窒素を供給することで、逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。

評価対象設備 (設備区分)	設計用 地震力	評価項目	評価部位	応力分類	発生値	許容値
非常用窒素供給系配管 (常設耐震重要 重大事故防止設備)	Ss	構造強度	配管本体	一次応力	144 MPa	371 MPa
非常用窒素供給系高圧窒素 ポンベ (可搬型 重大事故防止設備)	Ss	構造強度	アンカプレート	せん断	13 MPa	70MPa
原子炉建屋 (常設耐震重要重大事故防止設備等が 設置される 重大事故等対処施設)	Ss	構造強度	耐震壁	せん断ひずみ	0.60×10^{-3}	2.0×10^{-3}

- 発電所で新たに導入するSA設備（常設設備，可搬型設備）等については，今後，当該設備に対して定める保全計画に基づき，定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。
- SA設備の動作確認・性能試験等の実施時期，頻度は，今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し，管理していく。
- また，これらの機能確認以外にも，日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて，また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し，設備の不具合等を早期に発見するように努める。
- 本方針による代替電源設備及び代替注水設備の機能確認等の内容，頻度について，次頁に例示する。

東海第二発電所 SA設備の主な機能確認等の頻度（案）*1

	性能確認 （定検時等毎に行う性能確認）	動作確認 （定期的に行う動作試験）	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設のSA設備 （電源，ポンプ等）	定検停止毎 （定期事業者検査による 原子炉停止期間中）	1ヵ月に1回	当該設備が機能を代替する 設計基準事故対処設備と 同等の頻度とする。
可搬型のSA設備 （電源車，ポンプ車等）	定検停止毎（又は1年毎） 又は 2定検毎（又は2年毎）	3ヵ月に1回	運用管理の観点から，メー カー推奨値等に基づき保全 計画で設定した定期的な運 転頻度以上の頻度に設定 する。

*1 試験頻度等は例示であり，内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

- SA設備として新たに設置する代替電源設備は、当該設備に対して定めた保全計画に基づき、定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について、代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(DB設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)* ¹ (SA設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 * ³	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
原子炉 運転時等* ²		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度: 1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度: 3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器* ⁴)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等* ²		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)		
原子炉 運転時等* ²	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線* ⁵)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*¹ 代替電源設備の記載内容は例示であり、性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果、保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

*³ 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台

原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

*⁴ 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

*⁵ 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

○SA設備として新たに設置する代替注水設備は、当該設備に対して定めた保全計画に基づき、定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について、代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(DB設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替注水設備(案)* ¹ (SA設備)	
定検停止時	・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等)	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	・ポンプの運転性能、漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		・ポンプの作動、吐出圧力・ 流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)		・ポンプの運転性能、漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	・ポンプの運転性能、漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		・ポンプの作動、吐出圧力・ 流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)		・ポンプの運転性能、漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	・ポンプの運転性能、漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査* ³ ・車両の走行確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)

*¹ 代替注水設備の試験頻度等は例示であり、内容は今後の保安規定変更認可申請審査、保全計画策定により決定する。

*² 原子炉運転時(運転、起動及び高温停止)

*³ ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施、弁の検査は定期検査時に実施

➤ SA設備の安全機能に関する重要度分類との関係

- ・原子力発電所が従来より備える**設計基準対象施設(DB設備)**については、施設の安全性を確保するために必要な安全機能について、**安全上の見地から相対的な重要度を定めている**※。

※ 原子力安全委員会『発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針』

- ・一方、**SA設備**は、いずれの設備も、DB設備の機能が失われた場合又はDB設備で対処しきれない、重大事故等に対処するための設備であり、**安全機能について直接的な分類はなされていない**。

発電用軽水型原子炉施設の安全上の機能別重要度分類とSA設備の対応

設 備	重要度による分類	設備の例	設計上の基本的目標
設計基準対象施設 (DB設備)	クラス 1	・非常用ディーゼル発電機 ・非常用炉心冷却系	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 2	・使用済燃料プール冷却系	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 3	・タービン、主発電機	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
重大事故等対処設備 (SA設備)	安全機能の直接的な 分類なし	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系	重大事故等が発生した場合に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

○また、「技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。」との記載もあるため、ここでは東海第二における対応を記載する。

DB設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
クラス1	・施設時:昭和45年告示第501号 ⇒ JSME or 昭和45年告示第501号(安全側) ・施設時:平成6年告示第501号 ⇒ JSME※ ・その他:JSME
クラス2	・JSME
クラス3	・火災防護設備用水源タンク(原水タンクを除く):JIS B 8501(1995)「鋼製石油貯槽の構造(全溶接製)」 ・消火設備用ポンベ及び消火器:高圧ガス保安法及び消防法 ・その他:JSME
クラス4	・JSME

【凡例】・昭和45年告示第501号：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和45年9月3日，昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)
・平成6年告示第501号：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(平成6年7月21日 通商産業省告示第501号)
・JSME：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)等

SA設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
重大事故等クラス1 (特重)	・JSME
重大事故等クラス2 (常設SA設備)	・施設時: 告示第501号 ⇒ JSME or 告示第501号(安全側) ・非常用炉心冷却設備に係るろ過装置(ストレーナ): 「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)) 要求 ・その他: JSME または 規定によらない評価(例: 長方形板の大たわみ式, ねじ山のせん断破壊式, クラス1容器準用等)
重大事故等クラス3 (可搬型SA設備)	・JSME (完成品は一般産業品の規格及び基準)

8. 格納容器ベント系配管による線量影響(1/2)

ベント実施に伴う作業において、線源となるフィルタ装置及び配管に最も接近する作業場所は、第1図及び第2図に示すとおりであり、フィルタ装置及び配管と作業場所の間には十分な厚さの遮蔽壁が設置されており、フィルタ装置及び配管の線量が最大となる**ベント実施直後でも作業場所の作業員の被ばく線量率は1mSv/h以下**である。

また、一般公衆においては、遮蔽壁の線量低減効果に加え、第3図のとおり、フィルタ装置及び配管から周辺監視区域境界までの最短距離は400m以上あり、離隔距離による線量低減効果(1/10000以下)にも期待できることから、**フィルタ装置及び配管からの線量影響は十分に小さくなる**。

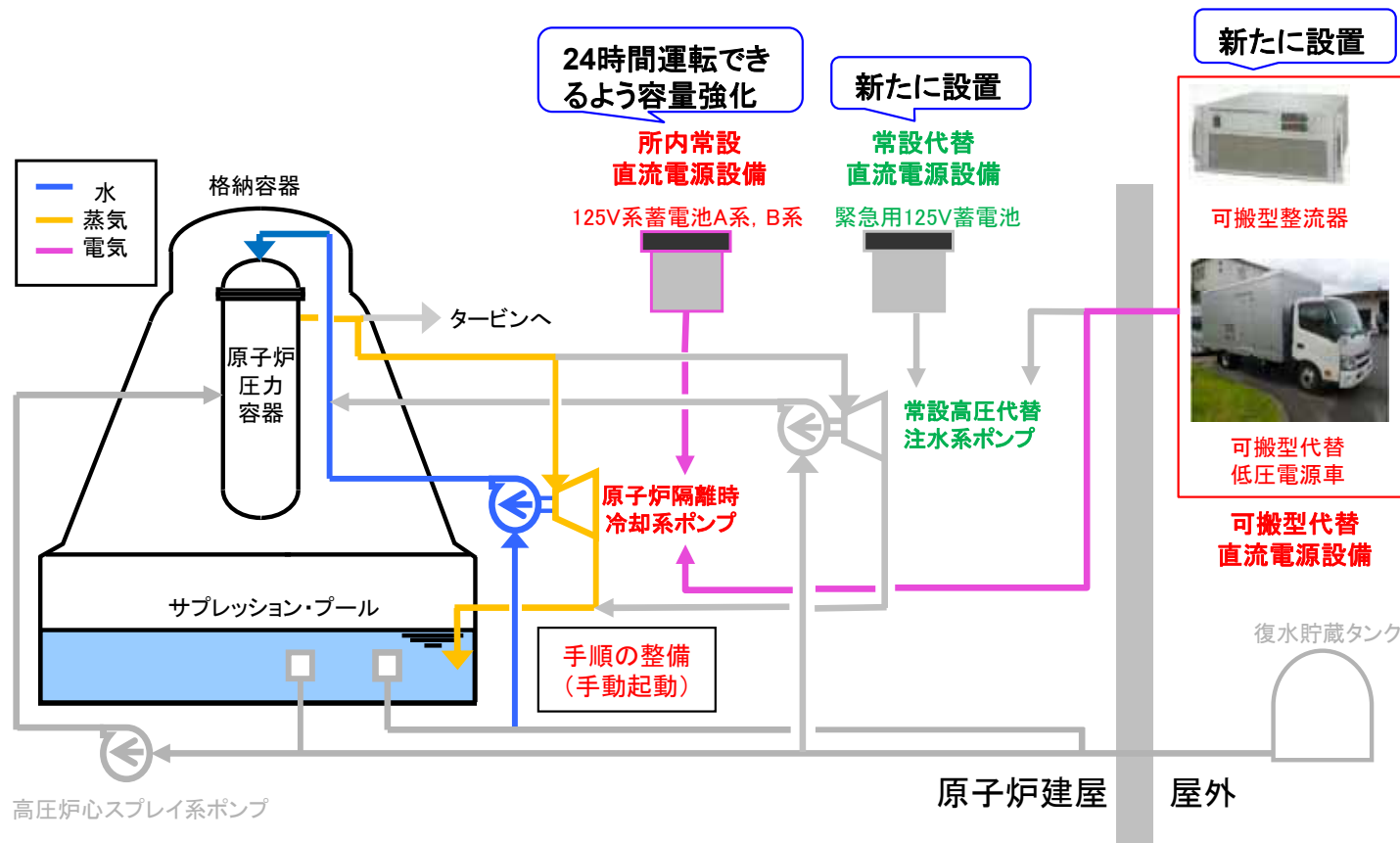
第1表 フィルタ装置入口配管からの線量率評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	被ばく評価上厳しくなる大破断LOCA時において格納容器ベントに至る事象を選定
放出開始時間	格納容器ベント: 事象発生から約19時間後	シビアアクシデント解析コード(MAAP)による解析結果
線源	フィルタ装置に捕集された放射性物質 配管に付着した放射性物質	保守的に付着後の放射性物質の減衰は考慮しない。
遮蔽設備		フィルタ装置及び配管を取り囲むように設置
フィルタ装置除去効果	有機よう素: 1/50 無機よう素: 1/100 粒子状物質: 1/1000	設計値に基づく

8. 格納容器ベント系配管による線量影響(2/2)

9. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却

- ・RCICは、**直流電源のみで作動可能であり、直流電源喪失時にも現場で手動起動できる手順を整備している。**
- ・また、RCICの作動に必要な所内常設直流電源設備は容量を強化しており、全交流動力電源喪失時には不要負荷の切り離しにより、**事象発生から24時間は枯渇しない設計**としている。
- ・所内常設直流電源の蓄電池が枯渇する前に可搬型代替直流設備によりRCICの運転継続に必要な直流電源を確保できる設計としている。
- ・なお、RCICと同様の機能（蒸気駆動であり、全交流動力電源喪失時にも使用可能）を有する高圧代替注水系を新たに設置する。



	所内常設直流電源設備	常設代替直流電源設備
組数	2	1
電圧 [V]	125	125
容量 [Ah/組]	6,000	6,000

	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
容量 [m ³ /h]	142	136.7
全揚程 [m]	869～186	900

従来の対策（原子炉隔離時冷却系，所内常設直流電源設備） → バックアップ（高圧代替注水系，常設代替直流電源設備） → 更なるバックアップ（可搬型代替直流電源設備，手順の整備）

9. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 原子炉隔離時冷却系の位置づけ



- RCICは、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に位置付けており、炉心損傷に至るおそれがある事象の発生時に炉心を冷却する機能を有する。

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果 (2/4)

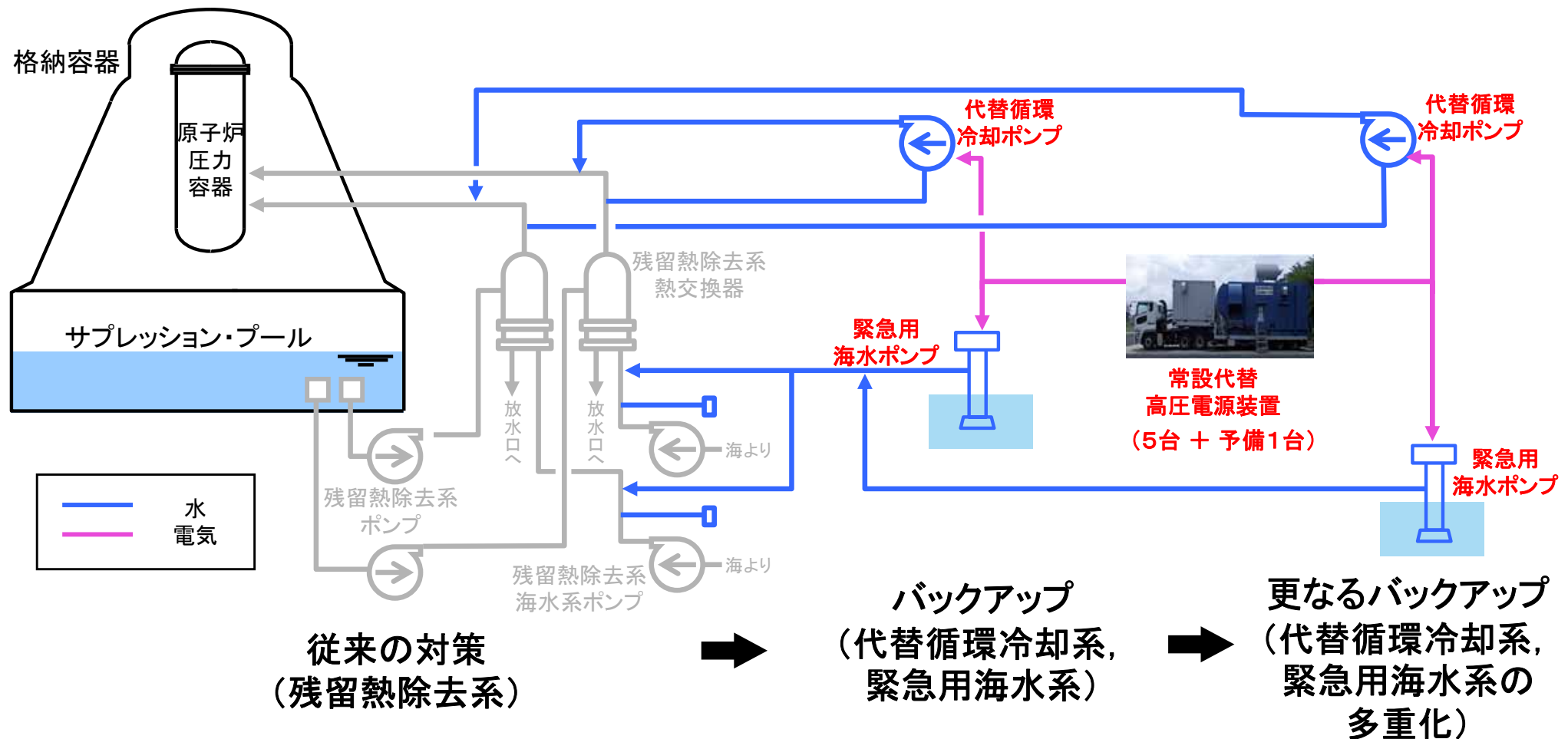
設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
・ 原子炉冷却材流量の喪失 ・ 原子炉冷却材ポンプの軸固着	・ 制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS - 1
	・ 逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	原子炉停止後の除熱機能	
	・ 原子炉隔離時冷却系		
	・ 逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・ 自動減圧系（手動逃がし機能）		
	・ 原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気止め弁閉）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・ 非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	

45 条 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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
高圧代替注水系による原子炉注水	常設高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	高圧代替注水系タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）				
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	(高圧炉心スプレイ系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	原子炉隔離時冷却系	S		56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）	
ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水貯蔵タンク [水源]	56条に記載（常設重大事故緩和設備）				
原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	逃がし安全弁（安全弁機能）	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

9. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 代替循環冷却系の多重化

- ・代替循環冷却系の駆動源となる常設代替高圧電源装置は複数台配備されている。
- ・多重化した代替循環冷却系それぞれに独立した制御回路を有しており、手動でポンプの起動停止等を行う設計としている。

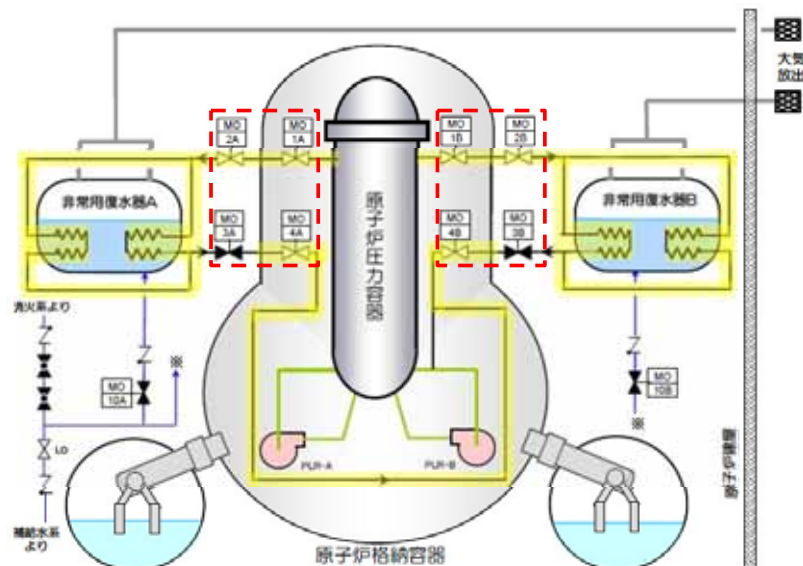


10. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 格納容器内閉じ込め対策の考え方について

●「冷やす」機能と「閉じ込める」機能の優先順位について

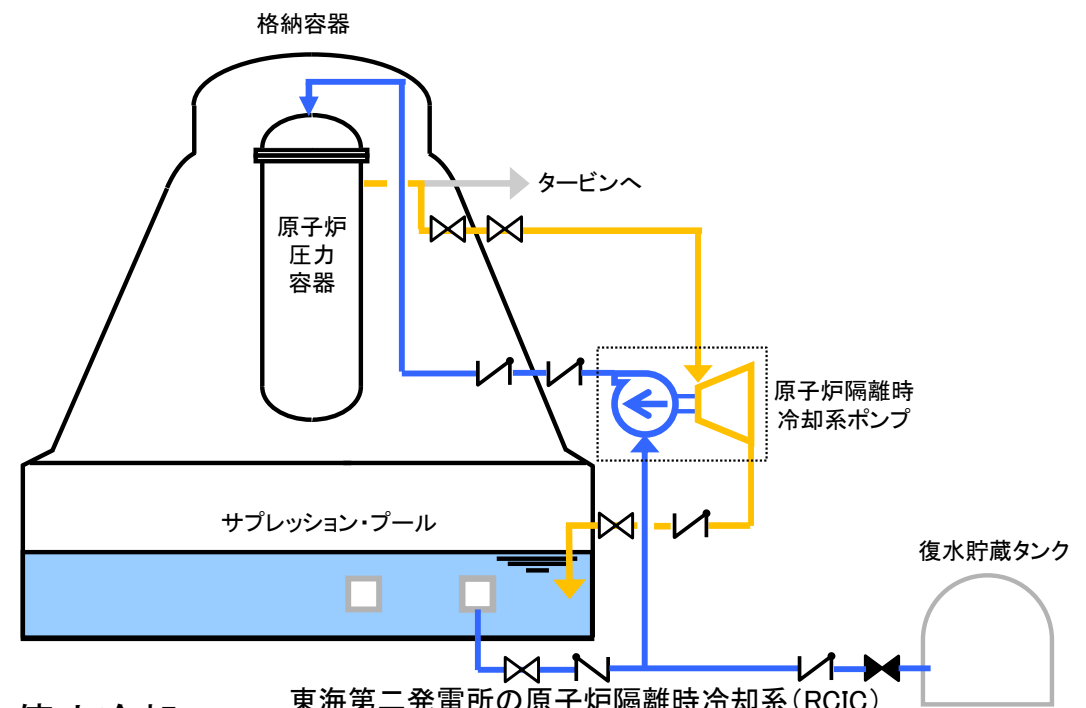
- ・格納容器隔離弁は、**プラントの異常**(原子炉水位の低下等)を検知した場合に、**原則として、自動的に閉状態**となる設計としている(「閉じ込める」機能)。
- ・ただし、**原子炉への注水機能を有する非常用炉心冷却系等の系統については、「閉じ込める」機能よりも「冷やす」機能を優先した設計**としている。
- ・なお、**福島第一原子力発電所1号機の非常用復水器(IC)**(原子炉への注水機能なし)は、制御用電源が喪失した場合に格納容器隔離信号が発信する設計のため、「閉じ込める」機能が優先され自動隔離されたが、**2号機及び3号機の原子炉隔離時冷却系(RCIC)**(原子炉への注水機能あり)は「冷やす」機能が優先され、自動隔離されず、**原子炉への注水が継続**された。

福島第一原子力発電所1号機の**非常用復水器(IC)**は、原子炉への注水機能がないため、制御用電源喪失により隔離信号が発信し、自動隔離された。



福島第一原子力発電所1号炉の非常用復水器(待機状態)
(出典:東京電力 福島原子力事故調査報告書)

東海第二発電所の**RCIC**(福島第一原子力発電所2, 3号機と同じ)は、原子炉への注水機能があるため、「閉じ込める」機能よりも「冷やす」機能が優先される設計であり、制御用電源喪失により隔離信号が発信した場合でも自動隔離されず、**原子炉への注水が継続**される。



10. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 フィルタベント設備の系統構成及び操作の信頼性



●フィルタベント設備の系統

- ・フィルタベント設備は、下表の判断基準に基づき**中央制御室又は現場で2つの電動弁を開**操作すると、崩壊熱が大気中へ放出される(格納容器除熱が行われる)ものとなっている。
- ・**電動弁の下流には、圧力開放板(開放圧力80kPa[gage])が設置されている**が、下表のとおり、圧力開放板はフィルタベント実施の妨げにならない。

【手順におけるフィルタベントの実施判断基準】

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力310kPa[gage]到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール通常水位＋6.5m到達※
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%到達※

重大事故等対策の有効性評価においては、これらの基準に到達して格納容器ベントを実施しており、そのときの格納容器圧力は、圧力開放板の開放圧力より十分高い状態である

東海第二発電所

重大事故等に対する安全対策の手順及び 有効性評価について(改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等対策の手順の概要	4
2. 重大事故等対策の有効性評価	7
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出	8
4. 事故シーケンスの選定	9
5. 有効性評価の具体例	14
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価	58
7. まとめ	60

補足説明資料 重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について

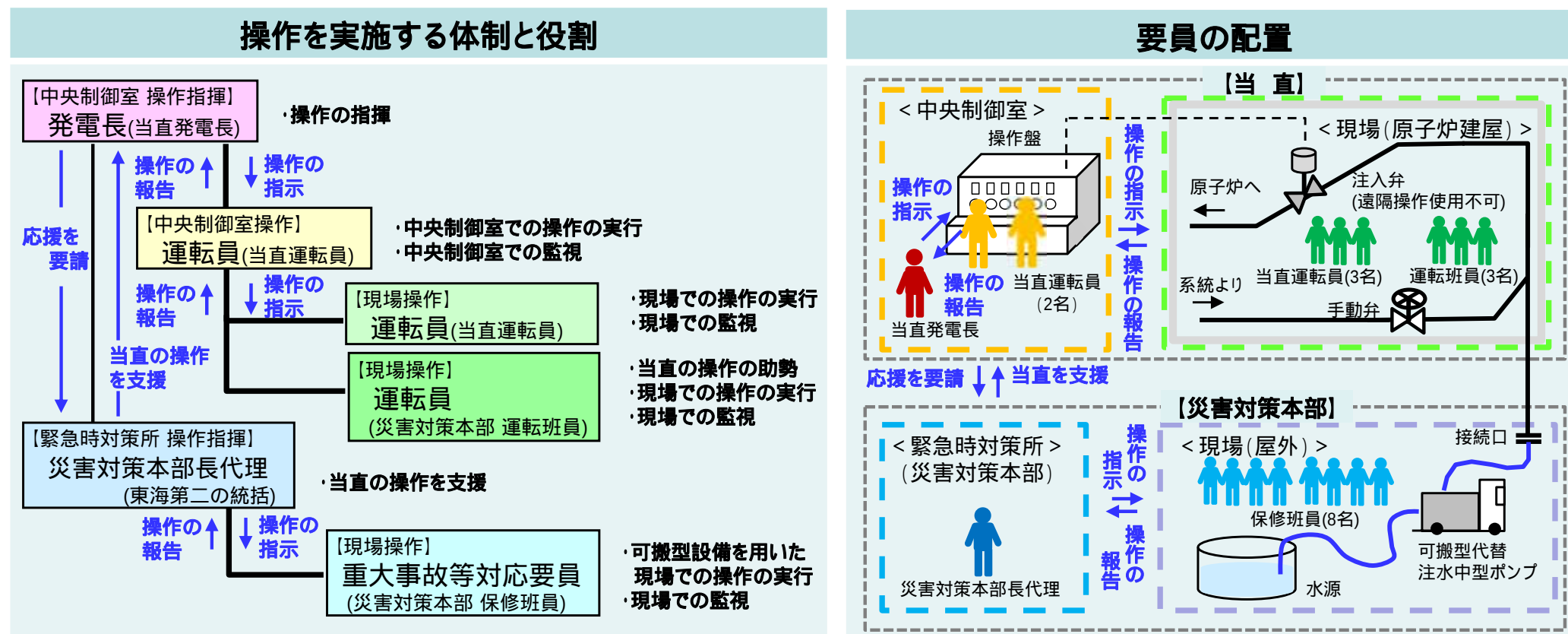
1. 重大事故等対策の手順の概要
2. 重大事故等対策の有効性評価
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出
4. 事故シーケンスの選定
5. 有効性評価の具体例
 - (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)
 - (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失
 - (3) 使用済燃料プール水の漏えい
 - (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による静的負荷
 - (5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱
 - (6) 大気中へのCs-137放出量評価
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価

* 設計変更, 設計進捗等に伴う, 設備設計, 評価内容の見直しを今後適宜反映する。

1. 重大事故等対策の手順の概要(1 / 3)

- 重大事故等対処設備を運転するために必要な判断基準, 操作手順を整備する。
- 発電長及び運転員並びに災害対策要員(重大事故等対応要員)は, 定められた手順に基づき, 事故収束に係る対応を行う。

【操作の一例】 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水(全交流動力電源が喪失している場合)



- 手順の操作にあたっては, 教育・訓練等を通じて実効性が備わっていることが確認された力量を有する要員にて**体制を構築**する。
- 各操作場所に**必要な要員を配置**して操作を実施する。

体制の構築に係る要員配置補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細については補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

1. 重大事故等対策の手順の概要 (2 / 3)



【操作の一例】低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水(全交流動力電源が喪失している場合)

操作の流れ(タイムチャート)

要員	人数	経過時間
発電長	1	操作の着手を判断 運転操作指揮, 中央制御室監視
運転員(中操)	2	運転操作, 中央制御室監視
運転員(現場)	3	6 準備, 系統構成
運転員等	3	
重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動, ホース荷卸し 水槽蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作
災害対策本 部長代理	1	重大事故等対応要員に操作を指示

- 操作は、**発電長の指揮のもとに実施**する。なお、**重大事故等対応要員が行う可搬型設備に係る操作等は、災害対策本部長代理の指揮のもとに実施**する。
- 作業環境を考慮し、アクセス性、操作性、連絡手段を確保することで、**操作の成立性を確保**する。

指揮命令, 対応手順

発電長 災害対策本部長代理: **依頼** (応援の要請)
 (判断基準に基づき) 『低圧代替注水系の接続口への低圧代替注水系(可搬型)の**接続**』
 (別途, 災害対策本部長代理の指示の下, 重大事故等対応要員による可搬型代替注水中型ポンプの接続作業の手順が進行)

発電長 運転員等: **指示**
 『低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への**注水準備開始**』

運転員等 発電長: **報告**
 『原子炉への注水の監視に必要な計器の**電源の確保を確認**』の後, 『**監視可能であること**』

発電長 運転員等: **指示**
 『原子炉圧力が下がっていることを確認』の後, 『低圧代替注水系(可搬型)による注水の**系統構成**』

運転員等 発電長: **報告**
 原子炉建屋にて『原子炉への注水に必要な**系統構成を実施**』した後, 『**系統構成が完了したこと**』

発電長 災害対策本部長代理: **報告** (連絡)
 『原子炉へ注水するための**系統構成(原子炉建屋内)**が完了したこと』

災害対策本部長代理 発電長: **報告** (支援活動)
 『可搬型代替注水中型ポンプによる**送水を開始すること**』

災害対策本部長代理 重大事故等対応要員: **指示**
 『可搬型代替注水中型ポンプの**起動**』

重大事故等対応要員 災害対策本部長代理: **報告**
 『可搬型代替注水中型ポンプを起動及び弁の開放を実施』した後, 『**送水を開始したこと**』

発電長 運転員等: **指示**
 『原子炉への**注水の確認**』

運転員等 発電長: **報告**
 中央制御室にて『注水開始及び**原子炉水位上昇を確認**』した後, 『原子炉への**注水が開始されたこと**』

発電長 災害対策本部長代理: **報告** (連絡) (支援活動)
 『原子炉への**注水が開始されたこと**』

1. 重大事故等対策の手順の概要 (3 / 3)



●整備した手順は有効性評価において考慮

●炉心損傷や格納容器破損等の防止に対して有効なものであることを確認。

【有効性評価と手順等の関係】

手順等 評価事項	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手順等	2 原子炉冷却材圧力バウンタリ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	3 原子炉冷却材圧力バウンタリを 減圧するための手順等	4 原子炉冷却材圧力バウンタリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	5 最終ヒートシンクへ 熱を輸送するための手順等	6 原子炉格納容器内の 冷却等のための手順等	7 原子炉格納容器の 過圧破損を防止するための手順等	8 原子炉格納容器下部の 溶融炉心を冷却するための手順等	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手順等	10 水素爆発による原子炉建屋等の 損傷を防止するための手順等 5	11 使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための手順等	12 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 5	13 重大事故等の収束に必要なとなる 水の供給手順等	14 電源の確保に関する手順等	15 事故時の計装に関する手順等	16 原子炉制御室の 居住性等に関する手順等	17 監視測定等に関する手順等 5	18 緊急時対策所 居住性等に関する手順等 5	19 通信連絡に関する手順等 5
炉心損傷防止 ¹	●	●	●	●	●	●							●	●	●				
格納容器破損 防止 ²			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●			
SFP燃料損傷 防止 ³											●		●	●					
停止中の 燃料損傷防止 ⁴			●	●	●								●	●	●				

- 1 炉心損傷防止(事故シーケンス:11ケース) : 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生後、注水機能・減圧機能が喪失する事故及び全交流電源が喪失する事故等
- 2 格納容器破損防止(事故シーケンス:6ケース) : 原子炉冷却材の喪失が発生した際の高圧・低圧の注水機能が喪失した事故及び原子炉出力運転中の過渡事象の発生と注水機能が全喪失する事故等
- 3 SFP燃料損傷防止(事故シーケンス:2ケース) : プールの冷却機能又は注水機能が喪失による水温の上昇、蒸発により水位の低下する事故及びプール内の水の小規模な漏えいにより水位の低下する事故
- 4 停止中の燃料損傷防止(事故シーケンス:4ケース) : 運転停止中の残留熱除去系の故障及び全交流電源の喪失による崩壊熱除去機能が喪失する事故等
- 5 これらの手順等は、各事故シーケンスグループの有効性評価とは直接関わらない手順等である。事故状況に応じ、整備した手順を用いて対応していく。

事故シーケンスグループと手順との関連については
補足説明資料(1. 手順の構成)を参照

【有効性評価の目的】

- 新たな安全対策として整備する設備・手順・体制が重大事故等の対策として有効であり、炉心損傷や格納容器破損等を防止することで周辺環境・公衆への影響を抑制できることを、計算シミュレーション等により確認

【有効性評価の方法】

- 発電所で起こり得るシビアアクシデントに至る恐れのある事象を網羅的に想定し、評価の代表となる事象を選定
- 選定した事象に対して、整備する設備・手順・体制を考慮した計算シミュレーション等を行い、以下の評価ポイントを確認

評価ポイント

計算結果が、炉心・格納容器・燃料体等が健全であると判断される基準を満足していること

例) 炉心損傷防止 : 燃料被覆管の最高温度 1200 ,
格納容器破損防止 : 格納容器圧力 < 0.62MPa[gage] , 等

設備容量・手順が、事象緩和に対して有効なものであること

水源・燃料油・電源の容量が、事象緩和に必要な量確保されていること

要員・体制が、事象緩和対策を行う上で有効に構成されていること

重大事故等対策
の有効性や実現
可能性を、総合
的に評価

判断基準の詳細については、補足説明資料(5. 有効性評価における判断基準)を参照

3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出

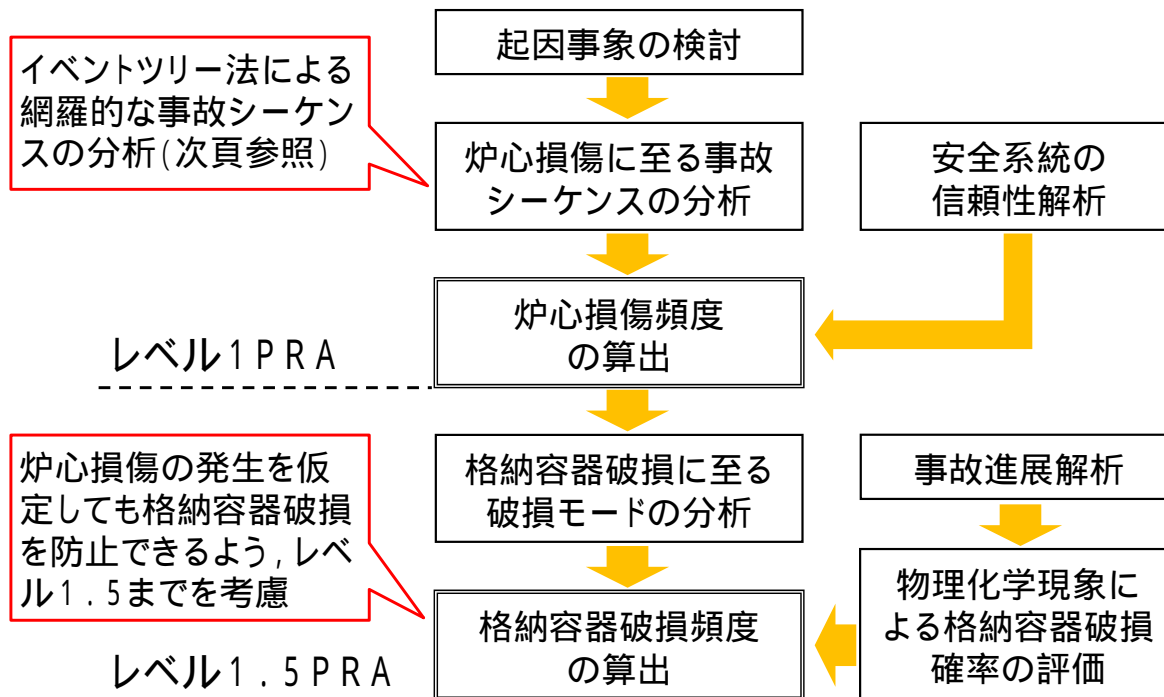
【事故シーケンス選定の考え方】

- **確率論的リスク評価(PRA)の手法**を用いて、炉心損傷に至る**事故シーケンスの分析やグループ化を体系的・網羅的に実施**し、重要な事故シーケンスを抽出
- 起因事象 とそれに対する安全系統の成否の組み合わせにより、炉心損傷に至るパターン(事故シーケンス)は多数存在
起因事象: 重大事故等に至る可能性のある、事故の発端となる事象(過渡事象, 外部電源喪失, LOCA, 等)
- 異常事象の特徴, 喪失する安全系統等に着目し, 同様の事象進展となる事故シーケンスをグループ化(事故シーケンスグループ)
- 各グループに含まれる事故シーケンスは, 基本的に同様の安全機能が喪失していることから, その喪失機能を代替する対策を講じることで, 同じグループ内の複数の事故シーケンスに対して**網羅的な事故対策**を講じることが可能

【PRA手法の活用】

PRAでは, 下記の方法により重大事故等の発生頻度や発電所全体のリスクを推定

- 起因事象の発生頻度を統計データから推定
- 安全系統の成否とその組み合わせによる事故進展結果(炉心損傷防止の成否等)を樹形図で整理(イベントツリー法)
- 発電所を構成する系統を機器レベルまで分解し, 統計データ(故障確率等)に基づき系統の信頼性を評価(安全系統の信頼性解析)
- 重大事故等に至る故障の組み合わせを考慮し, その発生頻度を定量的に評価



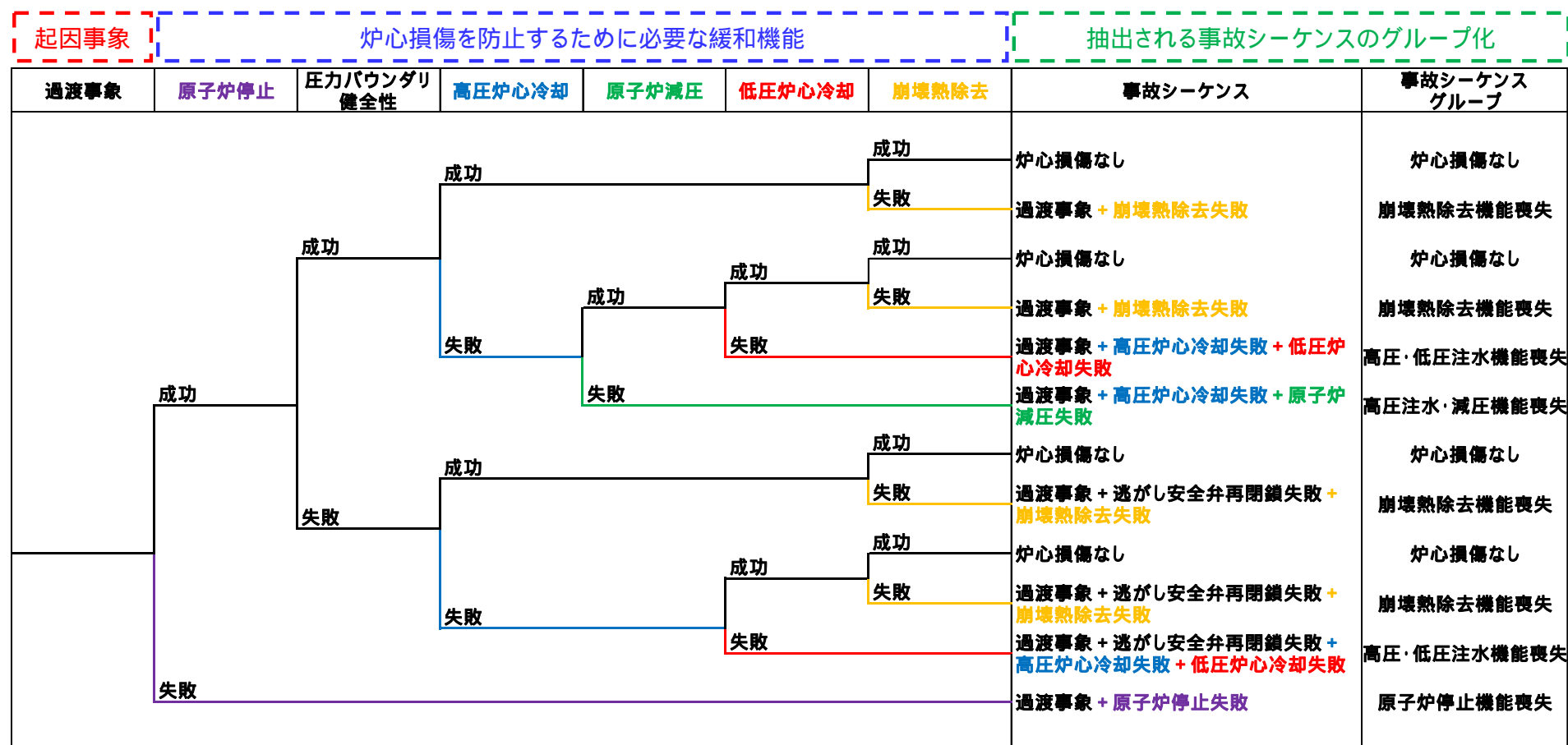
4. 事故シーケンスの選定 (1 / 5)

- 有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

【PRA¹の手法を用いた事故シーケンスの分析, 事故シーケンスグループの抽出】

- ・ 起因事象ごとにイベントツリー²を展開し, **炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出**
- ・ 抽出される事故シーケンスを, 各緩和機能の成否等, 事故の特徴に着目した**事故シーケンスグループ**に分類

【炉心損傷イベントツリー (起因事象が過渡事象の場合の例)】



1 プラント内部で起きる機器故障や人的ミスなどを起因とする**内部事象**及び**地震, 津波を起因とする外部事象**のPRA手法を考慮

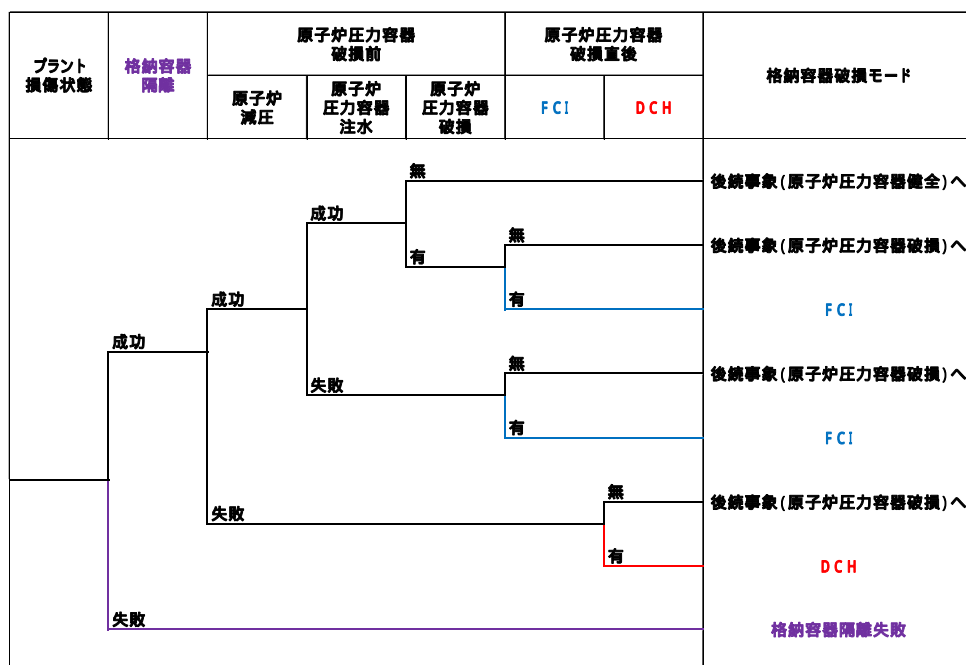
2 イベントツリー法は, 炉心損傷を防止するために必要な緩和機能の成否を分岐として設定し, 炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための手法

4. 事故シーケンスの選定 (2 / 5)

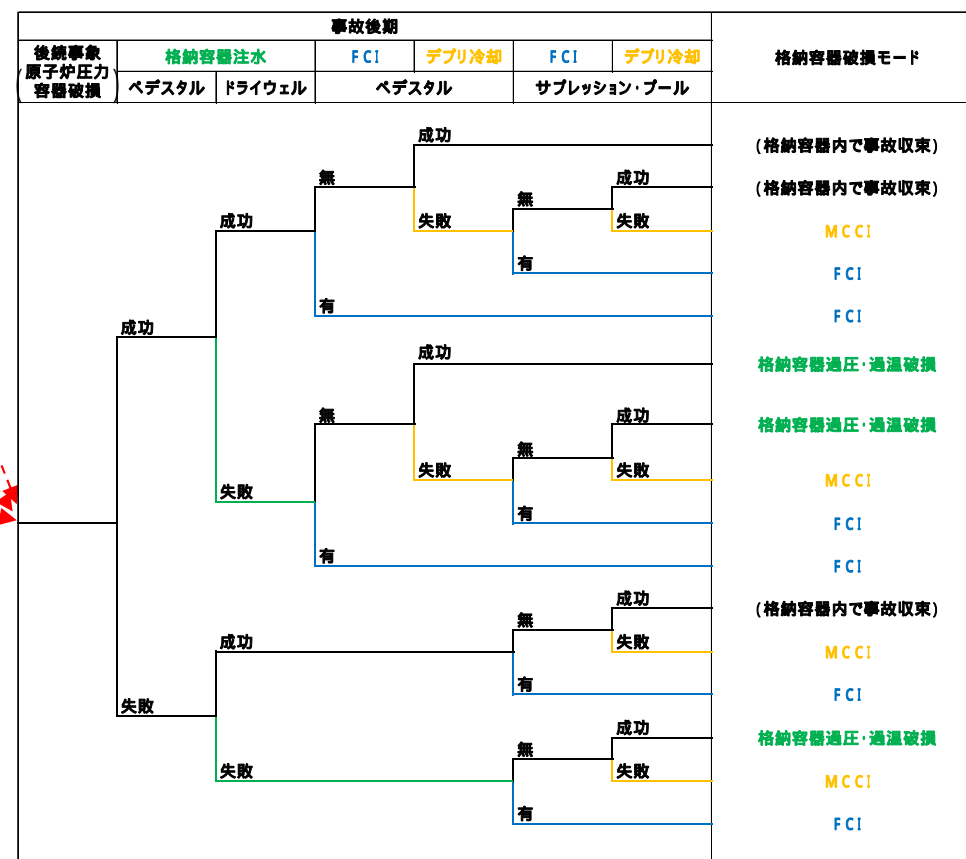
【格納容器破損イベントツリー】

- 事故シーケンスグループを炉心損傷の時期，原子炉の圧力状態等をもとに**プラント損傷状態**として分類
- 分類したプラント損傷状態ごとに格納容器イベントツリーを展開し，**格納容器破損に至る破損モード**を抽出
- 原子炉圧力容器破損前及び破損後，並びに事故後期に**生じ得る物理現象等**をもとにイベントツリーを作成

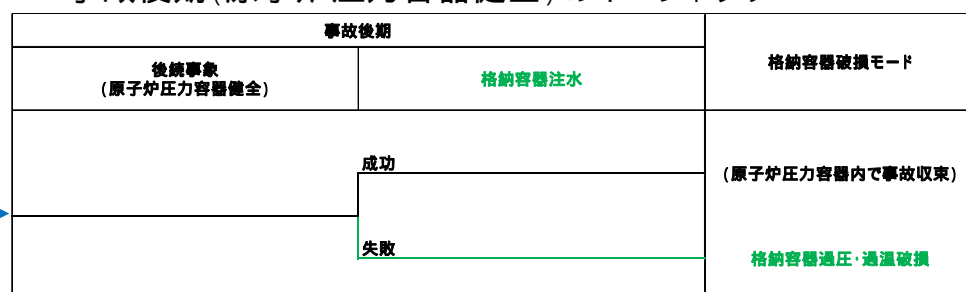
< 原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー >



< 事故後期 (原子炉圧力容器破損) のイベントツリー >



< 事故後期 (原子炉圧力容器健全) のイベントツリー >



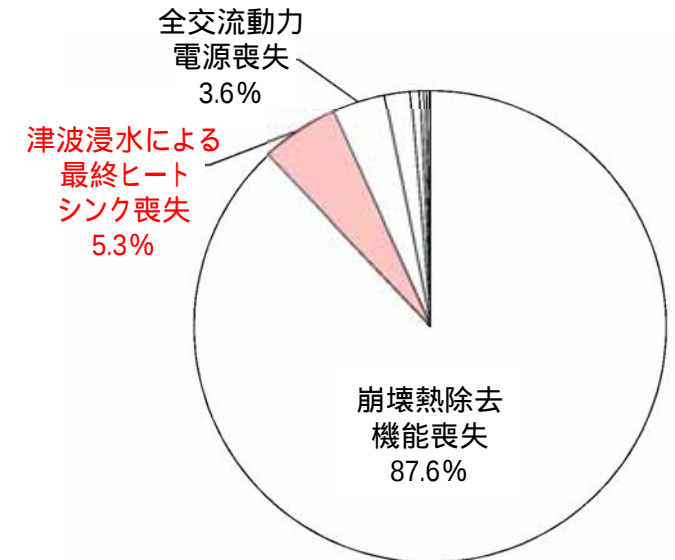
FCI : 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用
DCH : 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱
MCCI : 溶融炉心・コンクリート相互作用

4. 事故シーケンスの選定 (3 / 5)

【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 高圧・低圧注水機能喪失
- ✓ 高圧注水・減圧機能喪失
- ✓ 全交流動力電源喪失
- ✓ 崩壊熱除去機能喪失
- ✓ 原子炉停止機能喪失
- ✓ LOCA時注水機能喪失
- ✓ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

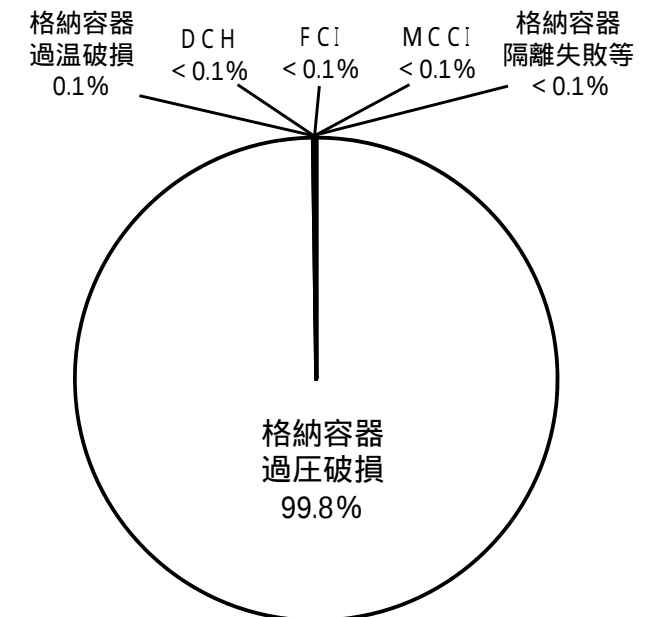
➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出



全炉心損傷頻度に対する事故シーケンスグループ毎の寄与割合

【格納容器破損モードの整理】

- ✓ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ✓ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
- ✓ 原子炉压力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用(FCI)
- ✓ 水素燃焼
- ✓ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)



全格納容器破損頻度に対する格納容器破損モード毎の寄与割合

4. 事故シーケンスの選定(4 / 5)

【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- 各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- a. 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(= 起因事象において機能喪失する設備が多い)
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(= 事象進展が早い)
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- d. グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(= 相対的に発生確率が高い)

新しく整備する設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- b. : 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
- c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認することができる。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	① 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	② 過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	③ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	④ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	⑤ サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	高	高	低
	⑥ サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	中	高	高	低
高圧注水・減圧 機能喪失	① 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	② 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	中	低	低	低
	③ 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	中	高	高	低

有効性評価を
実施する事故
シーケンス

【代表的な事故シーケンスの選定 (格納容器破損防止対策)】

- 各格納容器破損モードに至る事故シーケンスの中から、炉心損傷防止対策と同様に、以下の観点で**最も厳しい(包絡的な)事象となる事故シーケンス**を選定
 - 対策の実施に対する時間余裕の短かさ(= 事象進展の早さ)
 - … 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
 - 格納容器破損防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)の大きさ
 - … 格納容器破損の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる
- 選定された事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を評価することで、同一格納容器破損モード内の**他の事故シーケンスについても網羅的に有効性**を確認することができる。

【代表的な事故シーケンスの選定 (使用済燃料プール・運転停止中原子炉の燃料損傷防止対策)】

- 使用済燃料プールや運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策についても同様に、有効性評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定

各事故シーケンスグループや格納容器破損モードにおける事故シーケンスの選定結果については補足説明資料(6. 事故シーケンスの選定結果)を参照

有効性評価結果については補足説明資料(7. 有効性評価の概要)を参照

5. 有効性評価の具体例

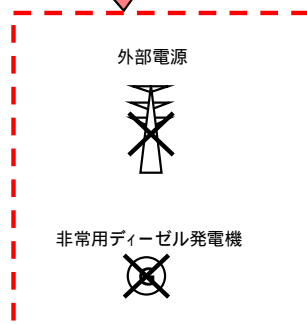
(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(1 / 6)

【事故シーケンスグループの特徴】

- **全交流動力電源喪失**の発生後、**逃がし安全弁の開固着**により原子炉圧力が低下し、駆動蒸気圧が確保できず**原子炉隔離時冷却系が停止**する。
- **全ての原子炉注水手段が喪失**することで、原子炉水位が低下し**炉心損傷**に至る。

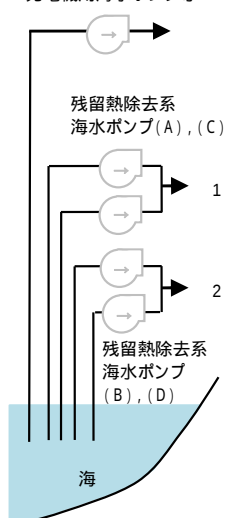
対策前

(1) 全交流動力電源喪失



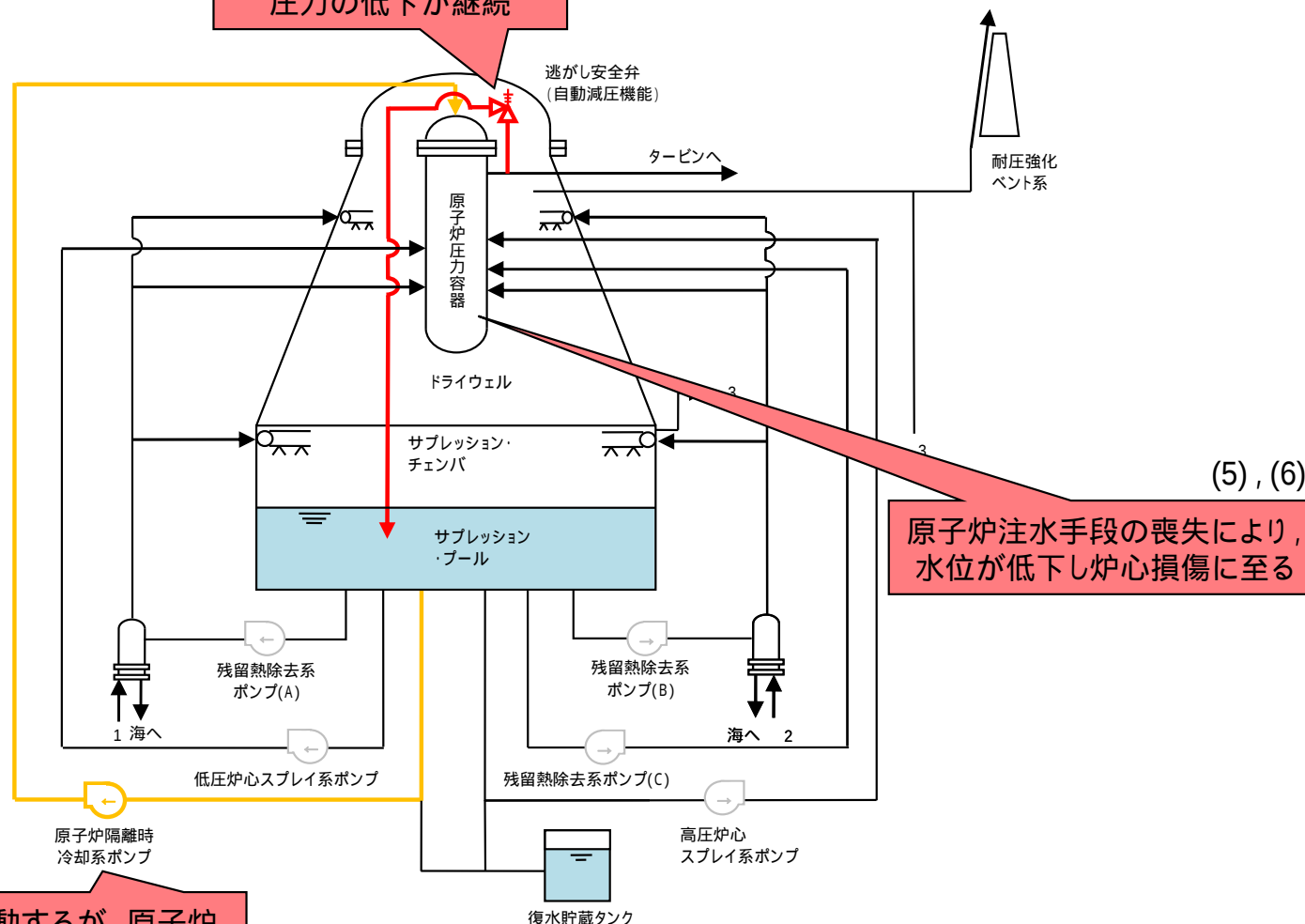
(2) 1弁が開固着し、原子炉圧力の低下が継続

非常用ディーゼル
発電機用海水ポンプ等



(3),(4)

自動起動するが、原子炉
圧力の低下により停止



()内の数字は事象進展
の流れを示す(次頁参照)

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(2 / 6)

【有効性評価の実施】

- **事象発生後24時間は、代替電源を含めた交流電源には期待しない**厳しい想定。
- **可搬型代替注水中型ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ等により、**炉心損傷を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1) 全交流動力電源喪失の発生 ↓ (2) 逃がし安全弁の開固着 ↓ (3) 原子炉隔離時冷却系の自動起動 ↓ (4) 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間) ↓ (5) 原子炉水位の低下 ↓ (6) 炉心損傷	全交流動力電源喪失の発生 ↓ 逃がし安全弁の開固着 ↓ 原子炉隔離時冷却系の自動起動 ↓ 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間) ↓ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水(事象発生後約3時間) ↓ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生後約14時間) ↓ 常設代替高圧電源装置からの給電(事象発生後24時間は期待しない想定) ↓ 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱 ↓ 安定状態	● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能 ● 可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能 ● 状況によっては可搬型代替注水大型ポンプによる注水も可能 ● 実力的には約20分で給電可能だが、事象発生後24時間は期待しない想定 ● 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイも可能 ● 代替循環冷却系、格納容器ベント(フィルタベント設備、耐圧強化ベント)による格納容器除熱も可能

5. 有効性評価の具体例



(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(3 / 6)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は24名, 2時間以降に必要な参集要員は6名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	4	8	12	16	20	24	28
状況判断	2人 A, B			10分						
原子炉水位の調整 (原子炉隔離時冷却系)	【1人】 A			約1.3時間で停止 手順2						
可搬型代替注水中型ポン プによる原子炉注水		3人 C, D, E	11人 c ~ m	170分	手順4					
逃がし安全弁による 原子炉減圧	【1人】 B			1分 手順3						
原子炉水位の調整(可搬 型代替注水中型ポンプ)		【2人】 C, D	参集2人	適宜流量調整 手順4						
可搬型代替注水中型ポン プによる格納容器スプレイ		【1人】 E	【3人】 k, l, m			175分	手順6			
格納容器スプレイの調整		【1人】 E	参集2人				適宜流量調整 手順6			
常設代替高压電源装置に よる受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k		125分	手順1 4			17分 手順1 4	
残留熱除去系海水系及び 残留熱除去系による格納 容器除熱	【1人】 B								6分 手順5, 6	
その他(電源回復, 燃料 給油, 等)			2人(a, b) + 参集2人	適宜実施						
必要要員合計	2人	3人	13人 + 参集6人							

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常招集)を参照

可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

5. 有効性評価の具体例



(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(4 / 6)

接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

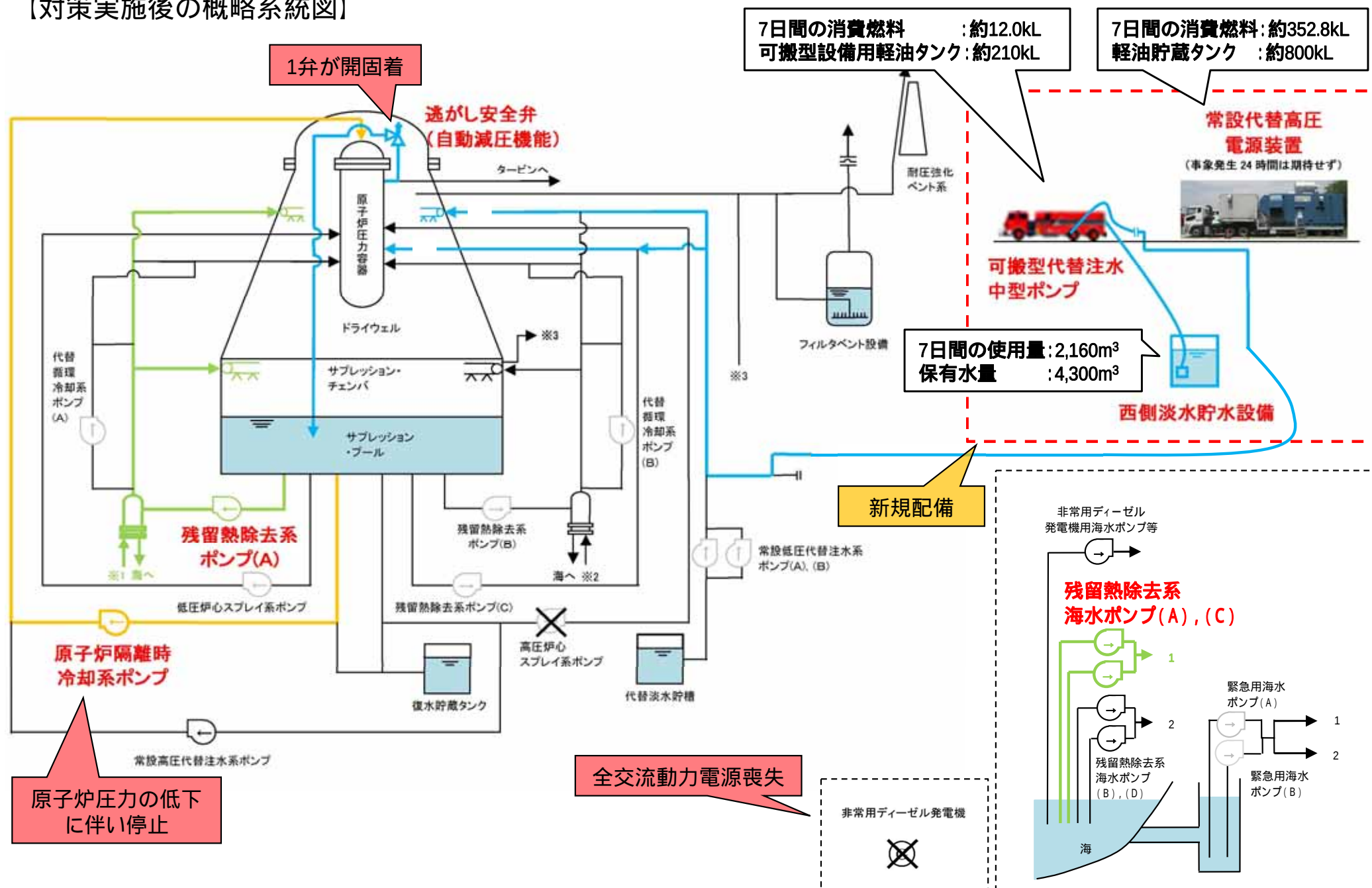
屋内外作業における要員等の動線図

手順・有効性-17

5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(5 / 6)

【対策実施後の概略系統図】

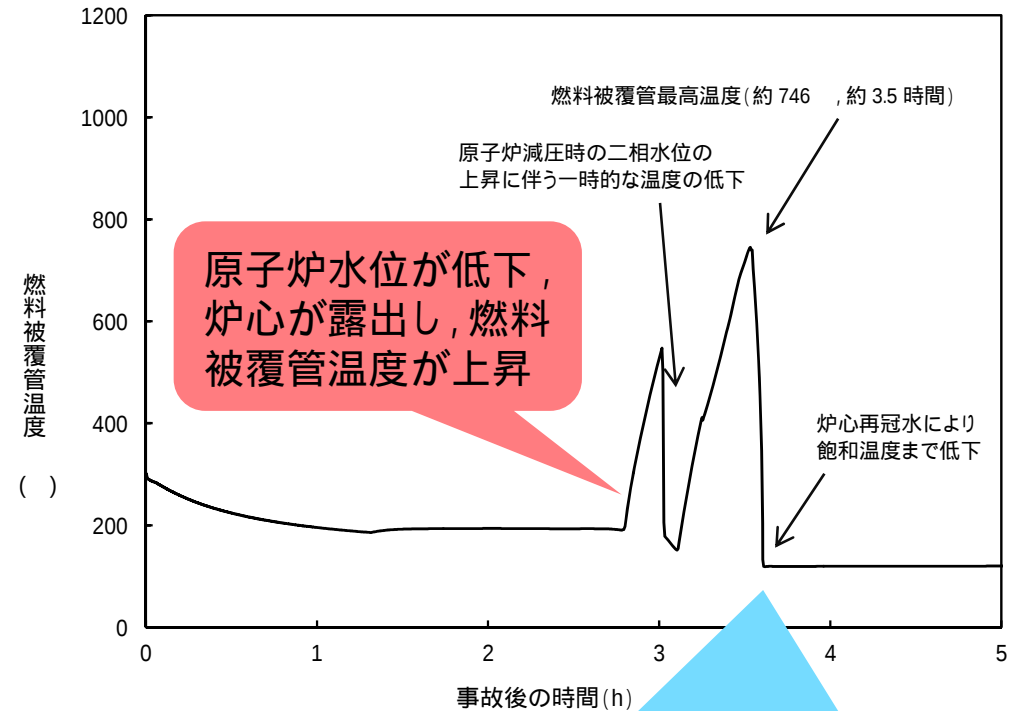
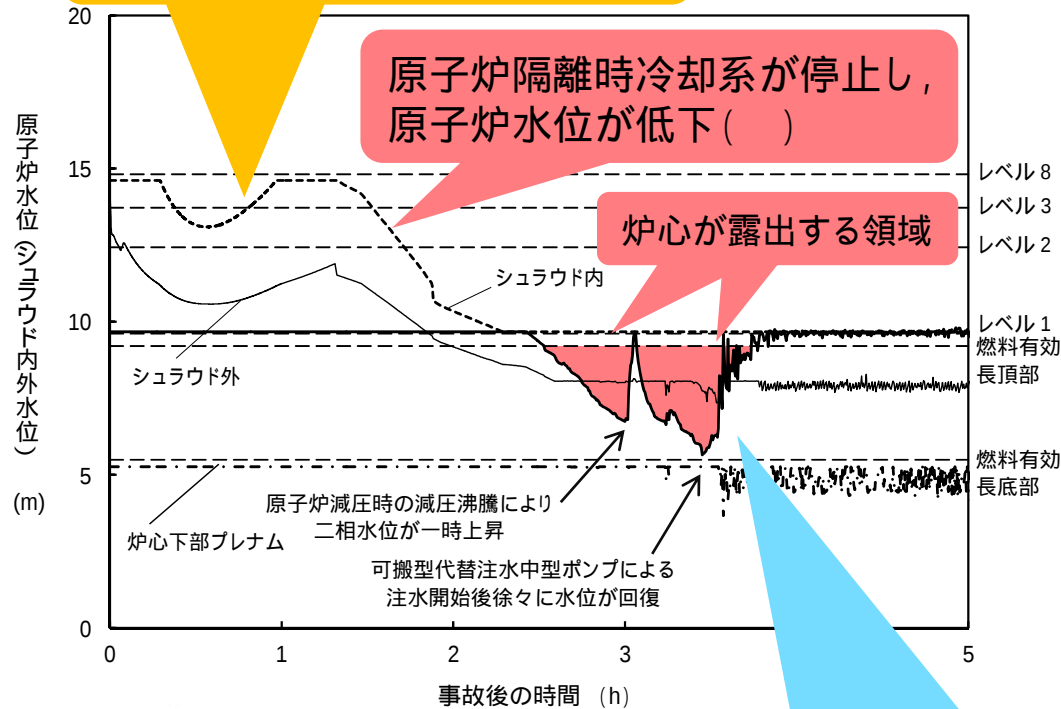


5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(6 / 6)

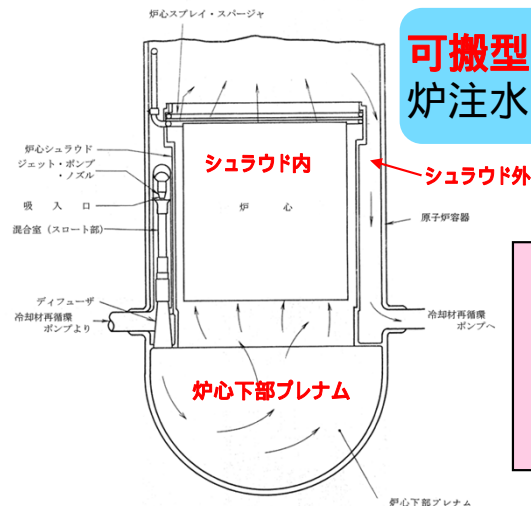
【有効性評価の結果】

原子炉隔離時冷却系の自動起動により原子炉水位が回復()



可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水により原子炉水位は回復()

可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水により原子炉水位が回復し, 温度が低下



評価結果

- 燃料被覆管温度は約746 以下となり, 炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は, 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し, 安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (1 / 9)

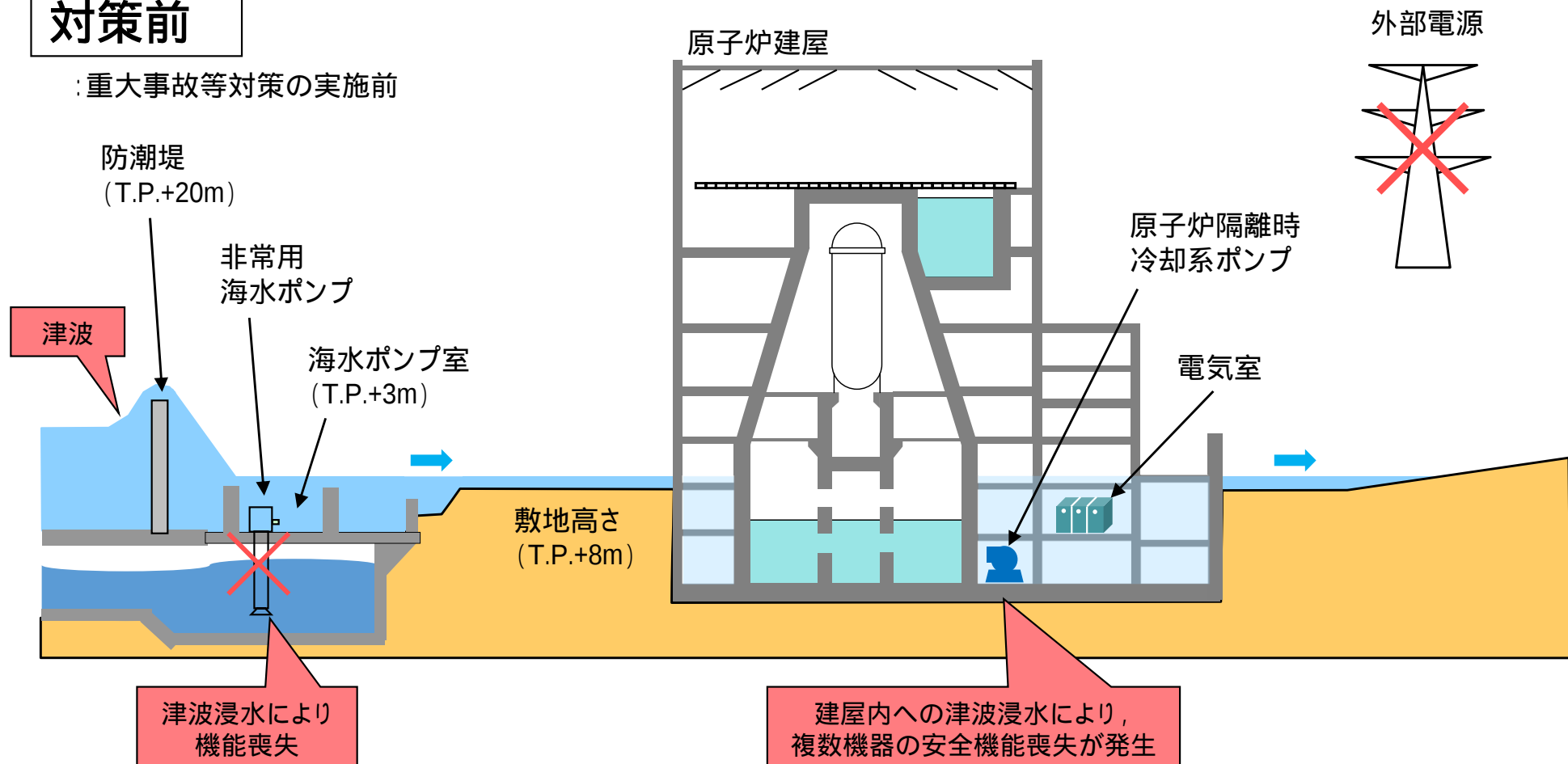
【事故シーケンスグループの特徴】

- 敷地に遡上する津波により最終ヒートシンク (非常用海水ポンプの機能) が喪失し、**全交流動力電源喪失**となる。
- 建屋内に津波が浸水することで、**原子炉隔離時冷却系 も機能喪失**となる。
- **全ての原子炉注水手段が喪失**することで、原子炉水位が低下し**炉心損傷**に至る。

原子炉隔離時冷却系：原子炉の主蒸気により駆動し、原子炉高圧時に注水可能。運転には直流電源が必要。

対策前

：重大事故等対策の実施前



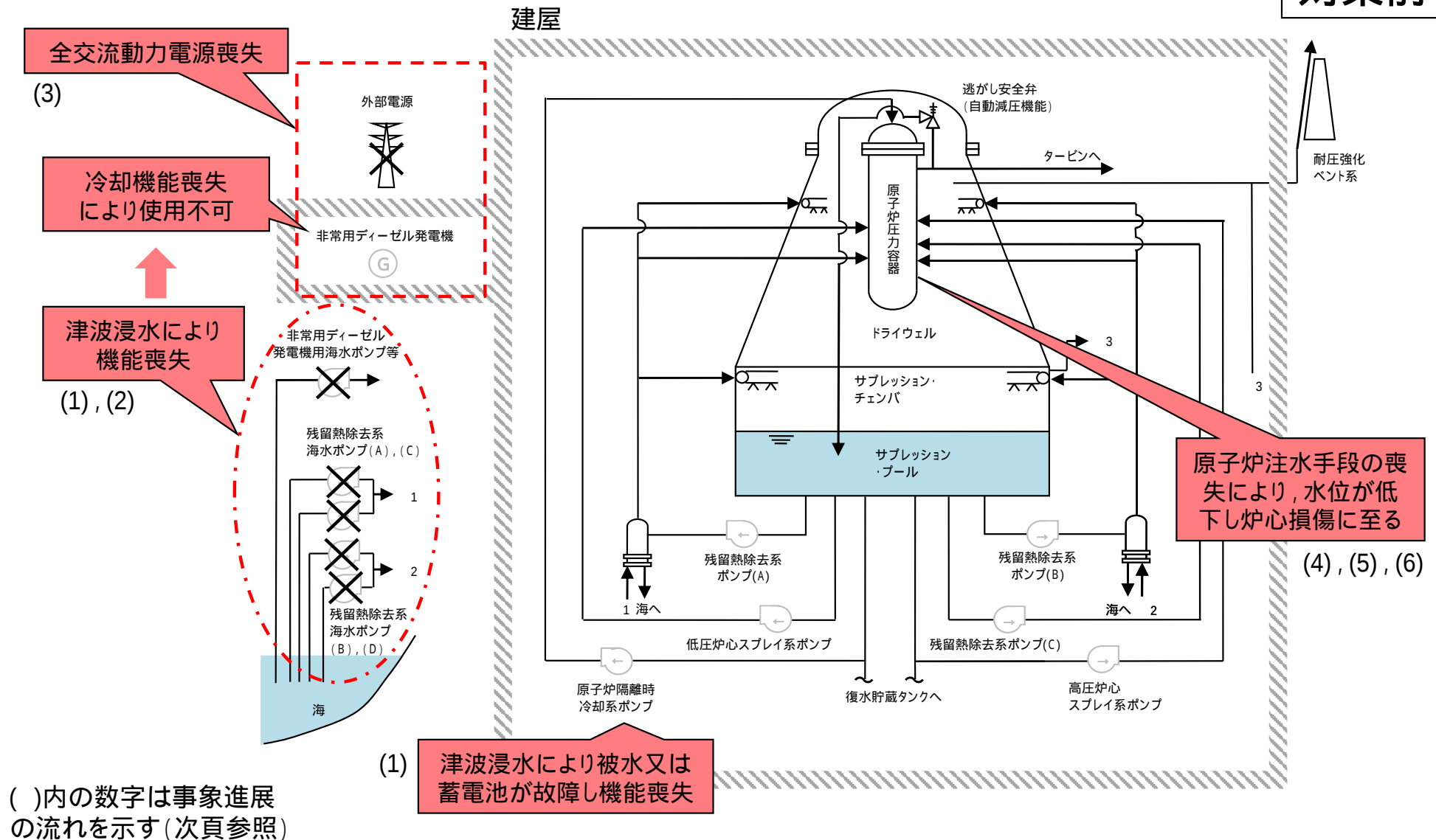
5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (2 / 9)

【事故シーケンスグループの特徴】

- 敷地に遡上する津波により最終ヒートシンク (非常用海水ポンプの機能) が喪失し、**全交流動力電源喪失**となる。
- 建屋内に津波が浸水することで、**原子炉隔離時冷却系も機能喪失**となる。
- **全ての原子炉注水手段が喪失**することで、原子炉水位が低下し**炉心損傷**に至る。

対策前



5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (3 / 9)

【有効性評価の実施】

- **事象発生後24時間は、代替電源を含めた交流電源には期待しない** 厳しい想定。
- **可搬型代替注水中型ポンプ** による原子炉注水や格納容器スプレイ等により **炉心損傷を防止** できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1) 津波の発生 (地震等により外電喪失) ↓ (2) 非常用海水ポンプの機能喪失 ↓ (3) 全交流動力電源喪失 ↓ (4) 津波浸水による注水機能の喪失 ↓ (5) 原子炉水位の低下 ↓ (6) 炉心損傷	津波の発生 (地震等により外電喪失) ↓ 非常用海水ポンプの機能喪失 ↓ 全交流動力電源喪失 ↓ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (事象発生後約8時間まで) ↓ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水 (事象発生後約8時間) ↓ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ (事象発生後約13時間) ↓ 常設代替高圧電源装置からの給電 (事象発生後24時間は期待しない想定) ↓ 緊急用海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱 ↓ 安定状態	● 建屋の水密化や蓄電池の増強により、原子炉隔離時冷却系の機能を確保 ● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能 ● 可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能 ● 状況によっては可搬型代替注水大型ポンプによる注水も可能 ● 実力的には約20分で給電可能だが、事象発生後24時間は期待しない想定 ● 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイも可能 ● 代替循環冷却系、格納容器ベント (フィルタベント設備、耐圧強化ベント) による格納容器除熱も可能

5. 有効性評価の具体例



(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (4 / 9)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は24名, 2時間以降に必要な参集要員は6名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)								
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	4	8	12	16	20	24	28		
状況判断	2人 A, B			10分								
原子炉水位の調整(原子炉 隔離時冷却系)	【1人】 A			約8時間まで		手順2	原子炉隔離時冷却系で注水している 8時間以内に準備。約3時間で準備可 能であり、十分な時間余裕がある。					
可搬型代替注水中型ポン プによる原子炉注水		3人 C, D, E	11人 c ~ m	170分	手順4							
逃がし安全弁による原子炉 減圧	【1人】 B				1分	手順3						
原子炉水位の調整(可搬型 代替注水中型ポンプ)		【2人】 C, D	参集2人		適宜流量調整					手順4		
可搬型代替注水中型ポン プによる格納容器スプレイ		【1人】 E	【3人】 k, l, m			175分	手順6					
格納容器スプレイの調整		【1人】 E	参集2人				適宜流量調整			手順6		
常設代替高压電源装置に よる受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k		125分	手順14				17分	手順14	
緊急用海水系及び残留熱 除去系による格納容器除 熱	【1人】 B								手順5, 6	22分		
その他(電源回復, 燃料給 油, 等)			2人(a, b) + 参集2人	適宜実施								
必要要員合計	2人	3人	13人 + 参集6人									

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常招集)を参照

可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(5 / 9)

接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14.接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

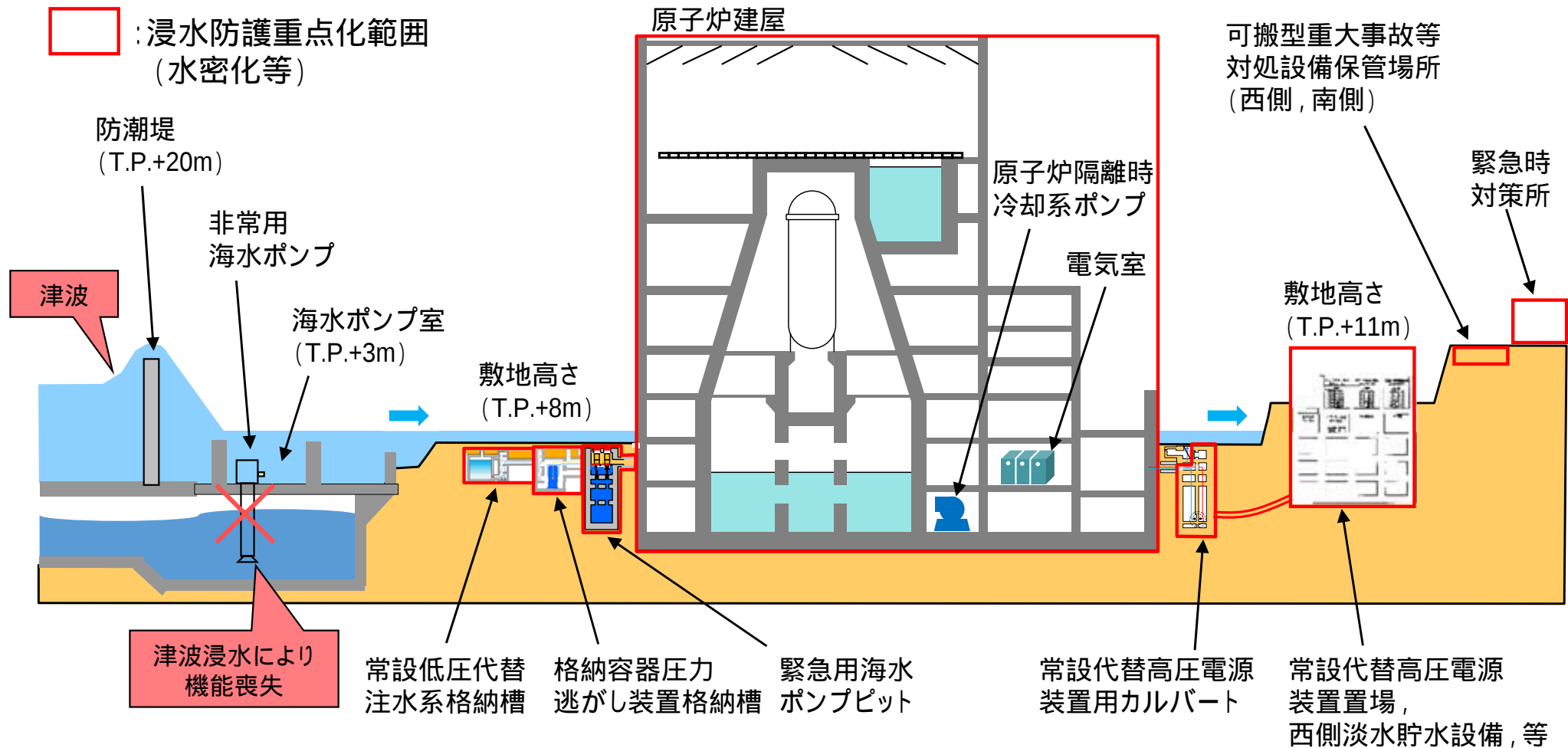
屋内外作業における要員等の動線図

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (6 / 9)

【敷地に遡上する津波に対する防護】

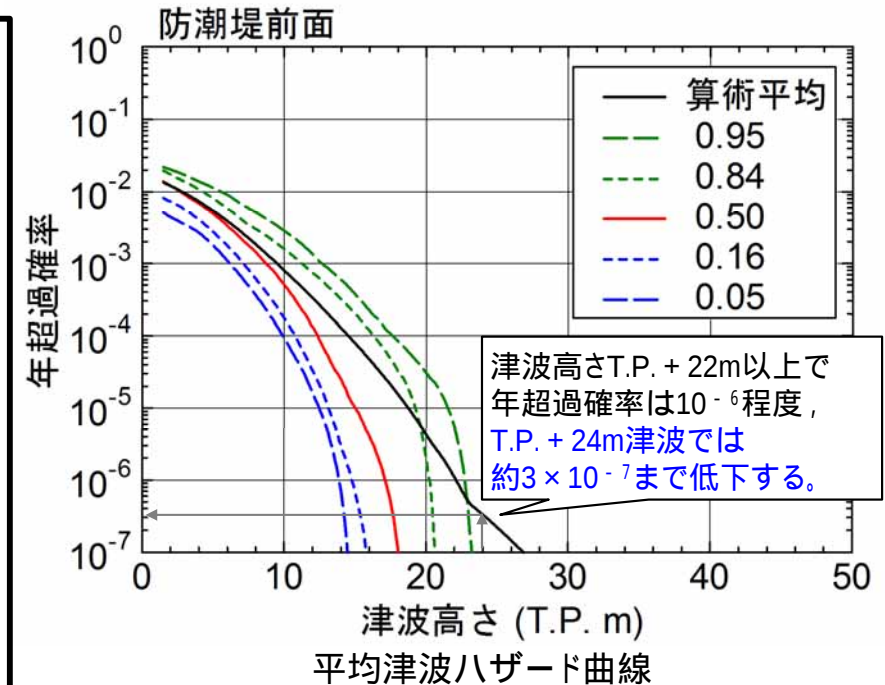
- **建屋等の水密化**や**高台への配備**により、敷地に遡上する津波が生じた場合でも重大事故等対処設備を防護。



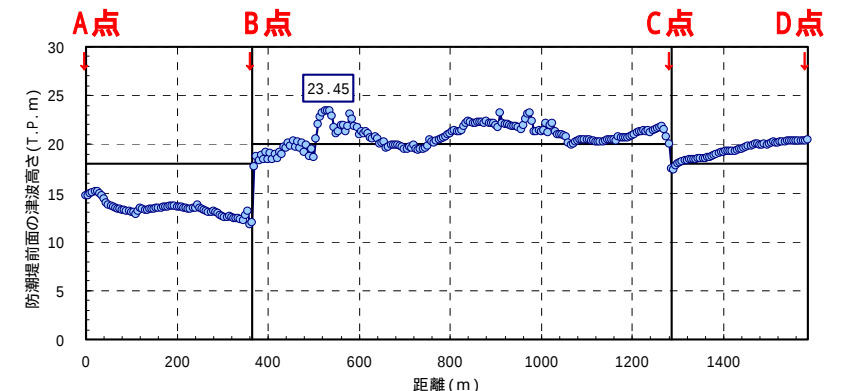
敷地に遡上する津波による敷地の浸水と建屋断面図

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (7 / 9)



基準津波を超え敷地に遡上する津波の高さとしては、年超過確率が十分小さくなるT.P. + 24m (防潮堤前面) までの津波高さを想定し、津波遡上解析を実施した。



防潮堤前面における敷地遡上津波の高さ

津波高さ (T.P. + 24m) は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位 (駆け上がり高さ) を示す

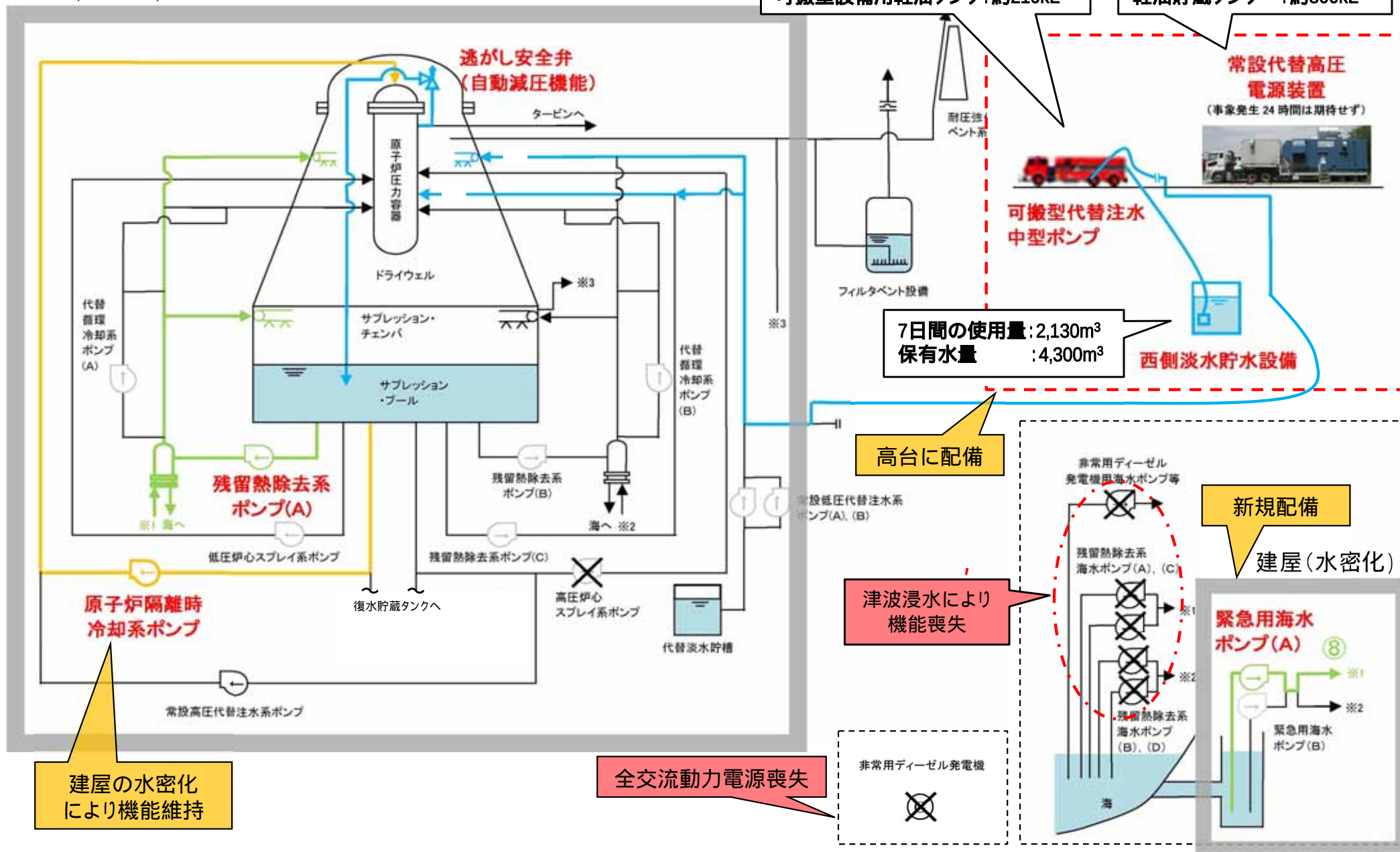
敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布

5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (8 / 9)

【対策実施後の概略系統図】

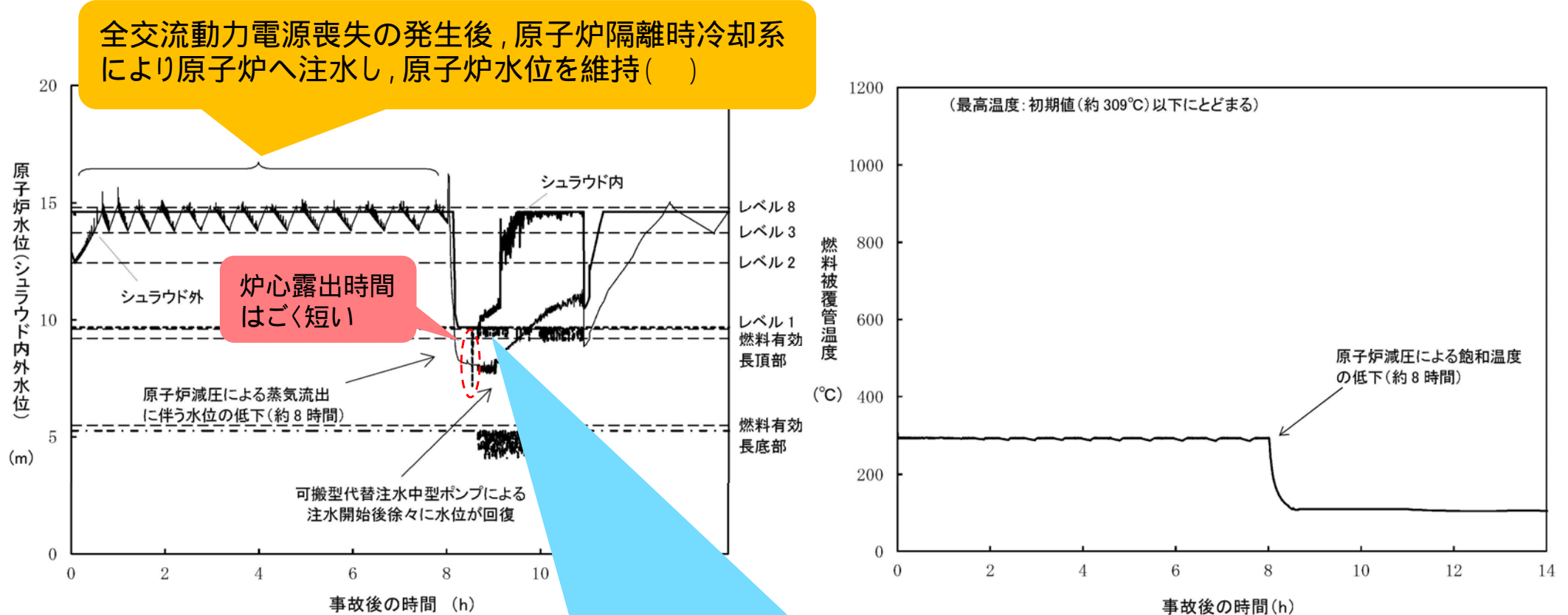
建屋(水密化)



5. 有効性評価の具体例

(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (9 / 9)

【有効性評価の結果】



原子炉減圧時に原子炉水位は一時的に低下するが、**可搬型代替注水中型ポンプ**による原子炉注水により原子炉水位は回復()

評価結果

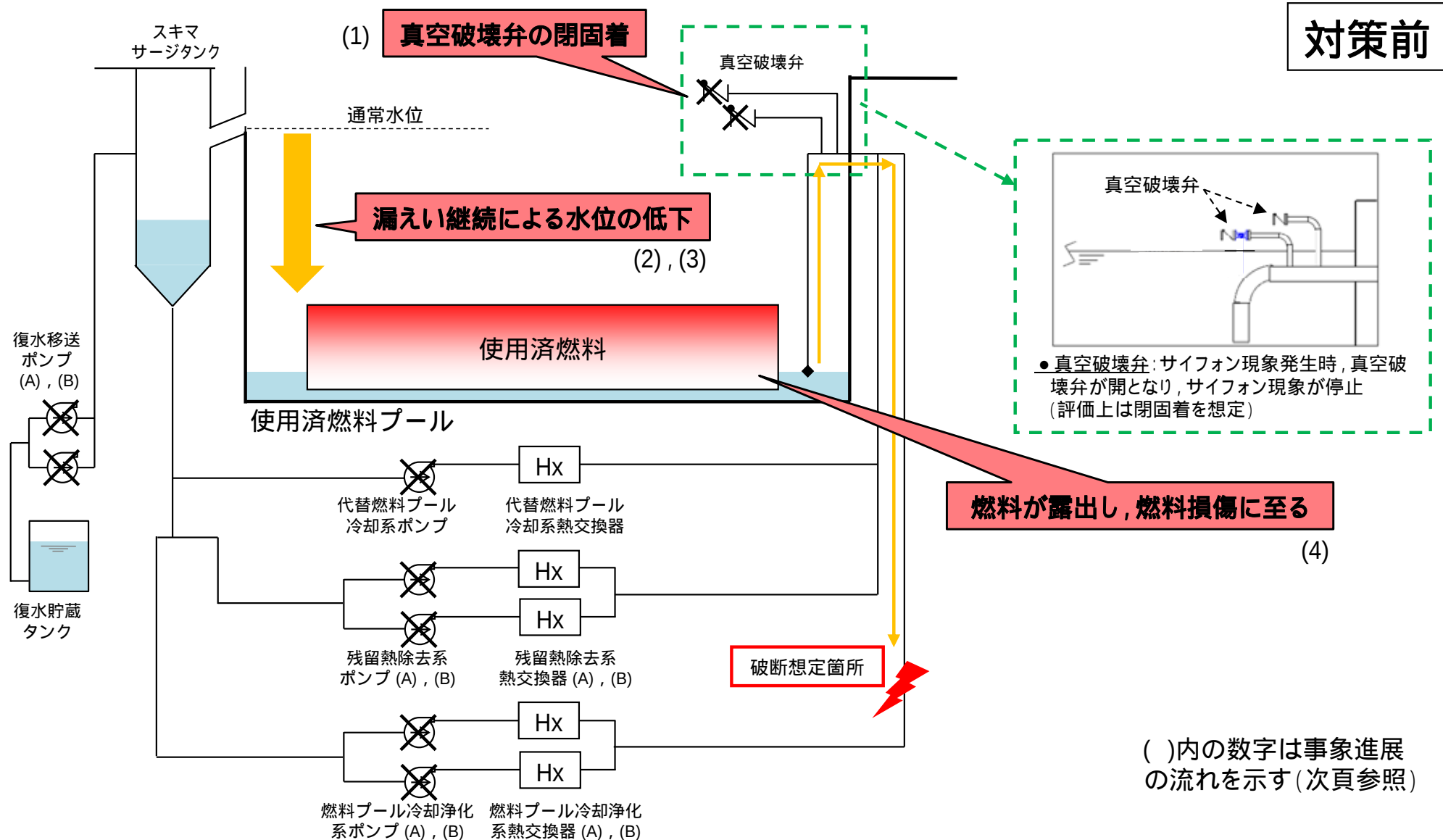
- 燃料被覆管温度は**初期値(約309)**以下となり、炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は、**緊急用海水系**及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(1 / 6)

【想定事故の特徴】

- 配管破断に伴うサイフォン現象等により、**使用済燃料プール水の漏えいが発生**する。
- さらに、**注水機能及び冷却機能の喪失**を想定すると、プール水位の低下が継続し、**燃料が露出して損傷**に至る。



5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(2 / 6)

【有効性評価の実施】

- 配管破断に伴う漏えいに加え、**注水機能及び冷却機能の喪失**も想定。
- **サイフォンブレーク用配管**による漏えい停止、**可搬型代替注水中型ポンプ**による注水により**燃料損傷を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
サイフォン現象による漏えい発生 (注水機能・冷却機能の喪失を想定) ↓ (1) 真空破壊弁閉固着を想定 ↓ (2) プール水の漏えい継続 ↓ (3) 使用済燃料プール水位の低下 ↓ (4) 燃料損傷	サイフォン現象による漏えい発生 (注水機能・冷却機能の喪失を想定) ↓ 真空破壊弁閉固着を想定 ↓ サイフォンブレーク用配管による漏えい停止 ↓ プール水の沸騰 ↓ 使用済燃料プール水位の低下 ↓ 常設代替高圧電源装置からの給電による 注水ラインの系統構成 ↓ 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料 プールへの注水(事象発生後約8時間) ↓ 使用済燃料プール水位の回復 ↓ 破断個所の隔離 ↓ 安定状態	● 外部電源喪失時のみ必要な操作 (使用済燃料プールへの注水で使用する 弁に給電が必要なため) ● 可搬型代替注水中型ポンプは必要容量 × 2セットあり、故障時は他方のポンプを 使用可能 ● 常設低圧代替注水系ポンプによる注水も 可能 ● 可搬型代替注水大型ポンプによる注水も 可能

5. 有効性評価の具体例



(3) 使用済燃料プール水の漏えい(3 / 6)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は17名, 2時間以降に必要な参集要員は2名
- 発電所に常駐する初動要員37名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	2	4	6	8	10	12	14
状況判断	1人 A			10分						
常設代替高圧電源装置に よる受電	【1人】 A			4分 手順1 4						
可搬型代替注水中型ポン プによる使用済燃料プー ルへの注水	【1人】 A		8人 a ~ h			170分	手順1 1			
注水流量の調整(可搬型 代替注水中型ポンプ)			【2人】 a, b					適宜流量調整	手順1 1	
その他(注水機能回復, 燃料給油, 等)		2人 B, C	参集2人	適宜実施						
必要要員合計	1人	2人	8人 + 参集2人							

評価上は8時間で注水開始の想定
としているが、約3時間で準備可能
であり、十分な時間余裕がある。

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(4 / 6)



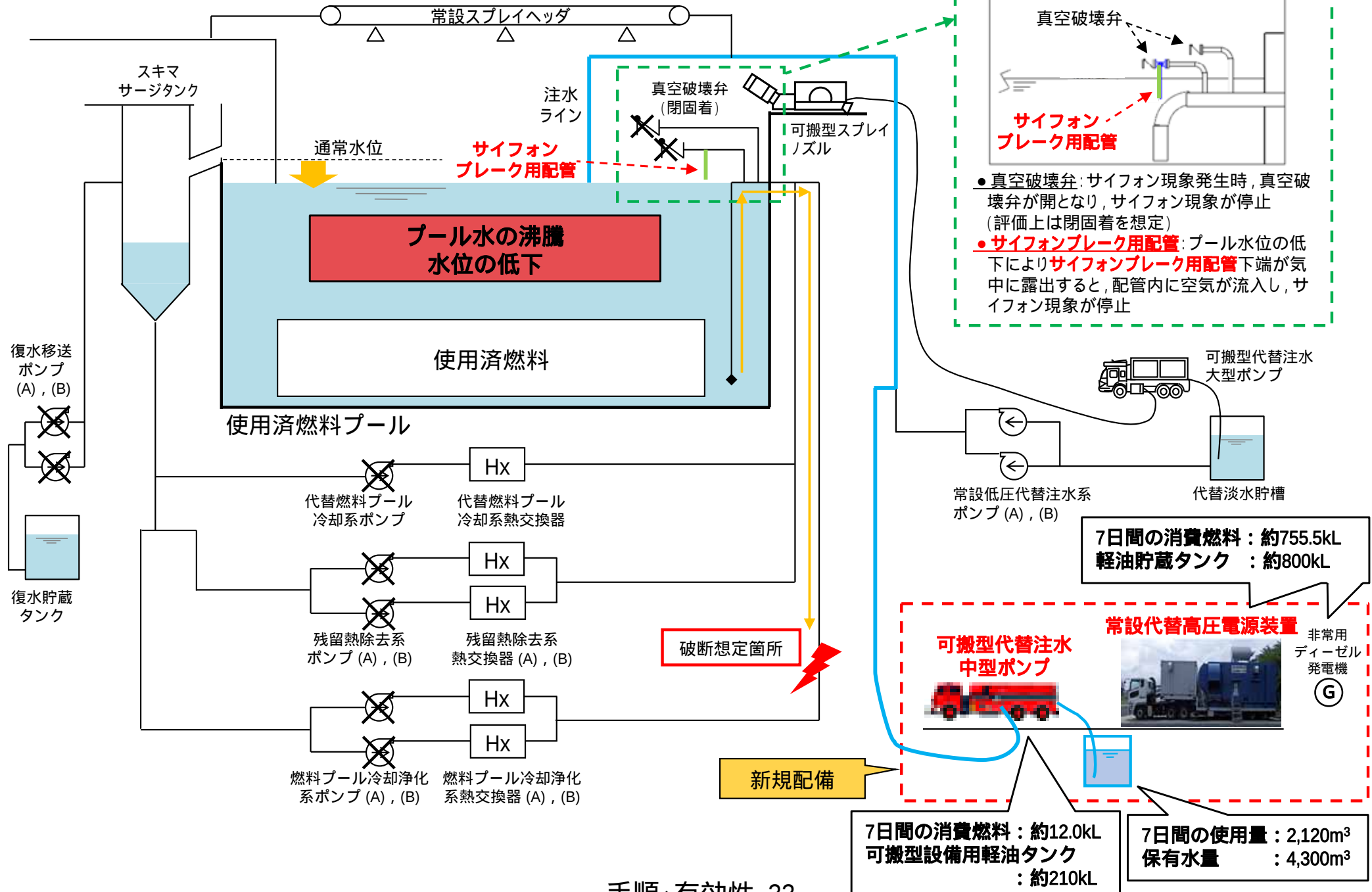
接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14.接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

屋外作業における要員等の動線図

5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(5 / 6)

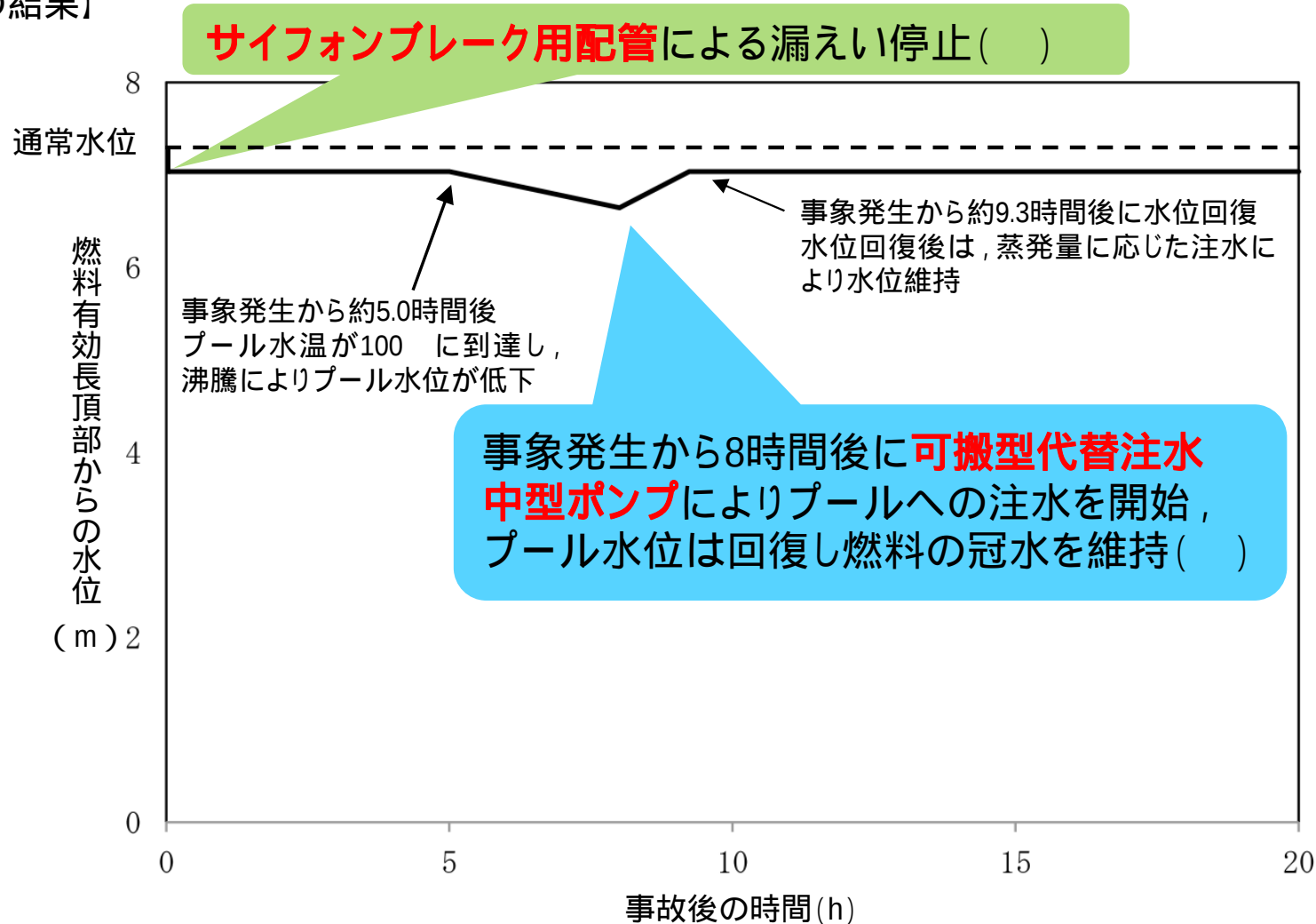
【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例

(3) 使用済燃料プール水の漏えい(6 / 6)

【有効性評価の結果】



評価結果

- 8時間後に注水開始することで、**燃料の冠水を維持**し、水位は回復する
- 蒸発分の注水を継続することで水位が維持される(安定状態)

5. 有効性評価の具体例

(4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・温度による静的負荷

【格納容器破損モードの特徴】

- **大破断LOCA時にECCS等の安全機能が喪失し**, 炉心損傷に至る。
- 格納容器内を冷却・除熱する安全機能が喪失し, **格納容器内が過圧・過温状態となり破損する**。

LOCA: 原子炉冷却材喪失事故

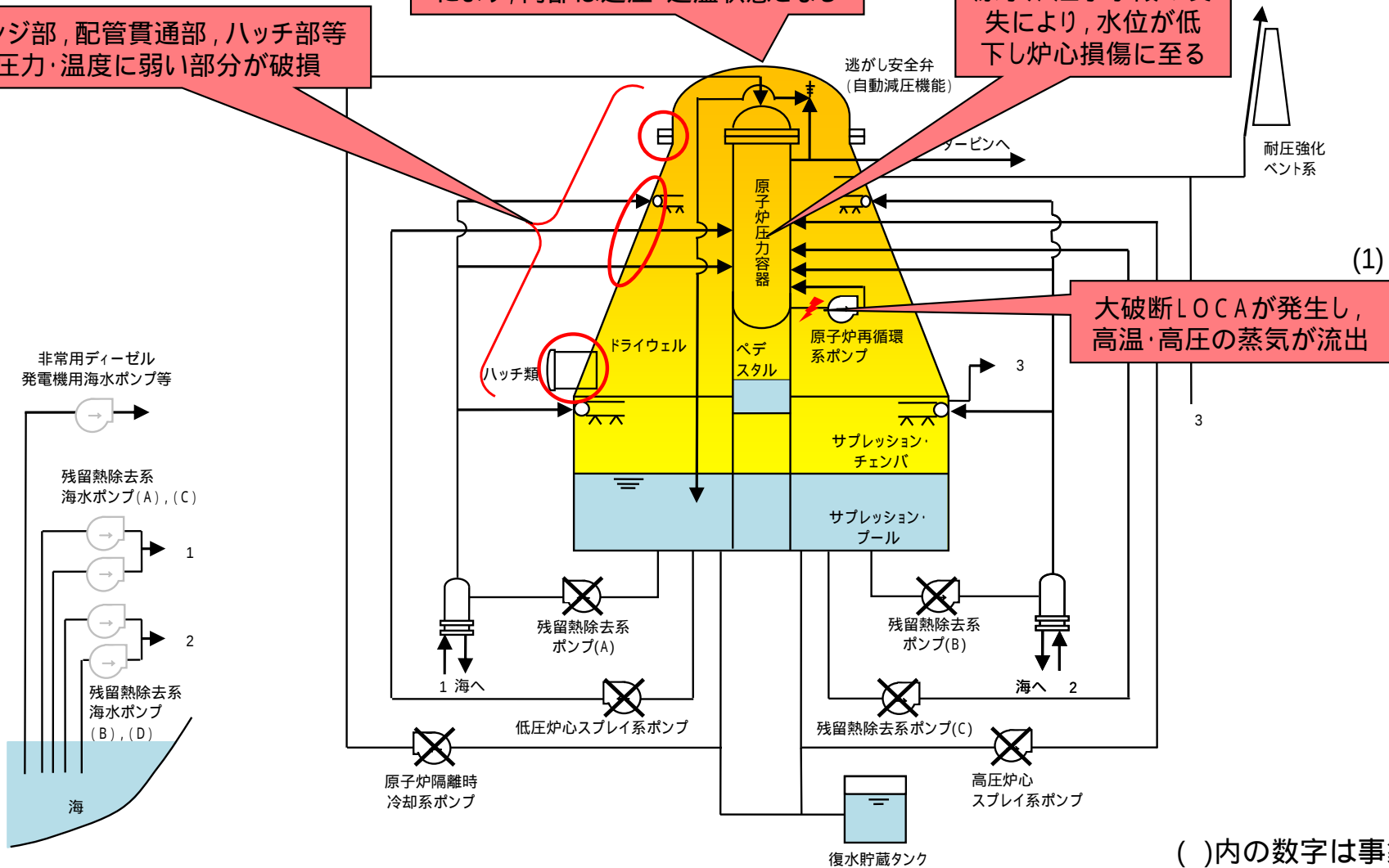
ECCS: 非常用炉心冷却系

- (4) フランジ部, 配管貫通部, ハッチ部等の圧力・温度に弱い部分が破損

- (3) 格納容器内の冷却・除熱手段の喪失により, 内部は過圧・過温状態となる

- (2) 原子炉注水手段の喪失により, 水位が低下し炉心損傷に至る

対策前



()内の数字は事象進展の流れを示す(次頁参照)

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(1 / 7)



【有効性評価の実施】

- 必要な要員・資源等を厳しく評価するために、**全交流動力電源喪失の重畳**についても考慮。
- **常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ、**代替循環冷却系**による格納容器除熱等により**格納容器破損を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ (2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷 ↓ (3) 格納容器圧力・温度の上昇 ↓ (4) 格納容器破損	大破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ 原子炉水位の低下, 炉心損傷 ↓ 常設低圧代替注水系ポンプによる 原子炉注水及び格納容器スプレイ (事象発生後25分) ↓ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による 格納容器除熱(事象発生後90分) ↓ 可搬型窒素供給装置による格納容器内 への窒素注入(事象発生後約84時間) ↓ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生後約40日) ↓ 安定状態 水の放射線分解速度の不確かさ(水素及び 酸素の発生量が多い場合)を考慮すると, 格納容器ベントは事象発生から約5日後	● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 原子炉注水により原子炉圧力容器の破損を回避可能 ● LOCA破断口からの蒸気流出に伴う格納容器圧力・温度の上昇を抑制 ● 格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制し、水素燃焼の発生を防止 ● 可搬型窒素供給装置は必要容量×2セットあり, 故障時は他方の装置を使用可能 ● 長期的には, 格納容器内の水素及び酸素の排出のために格納容器ベントを実施

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(2 / 7)



【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

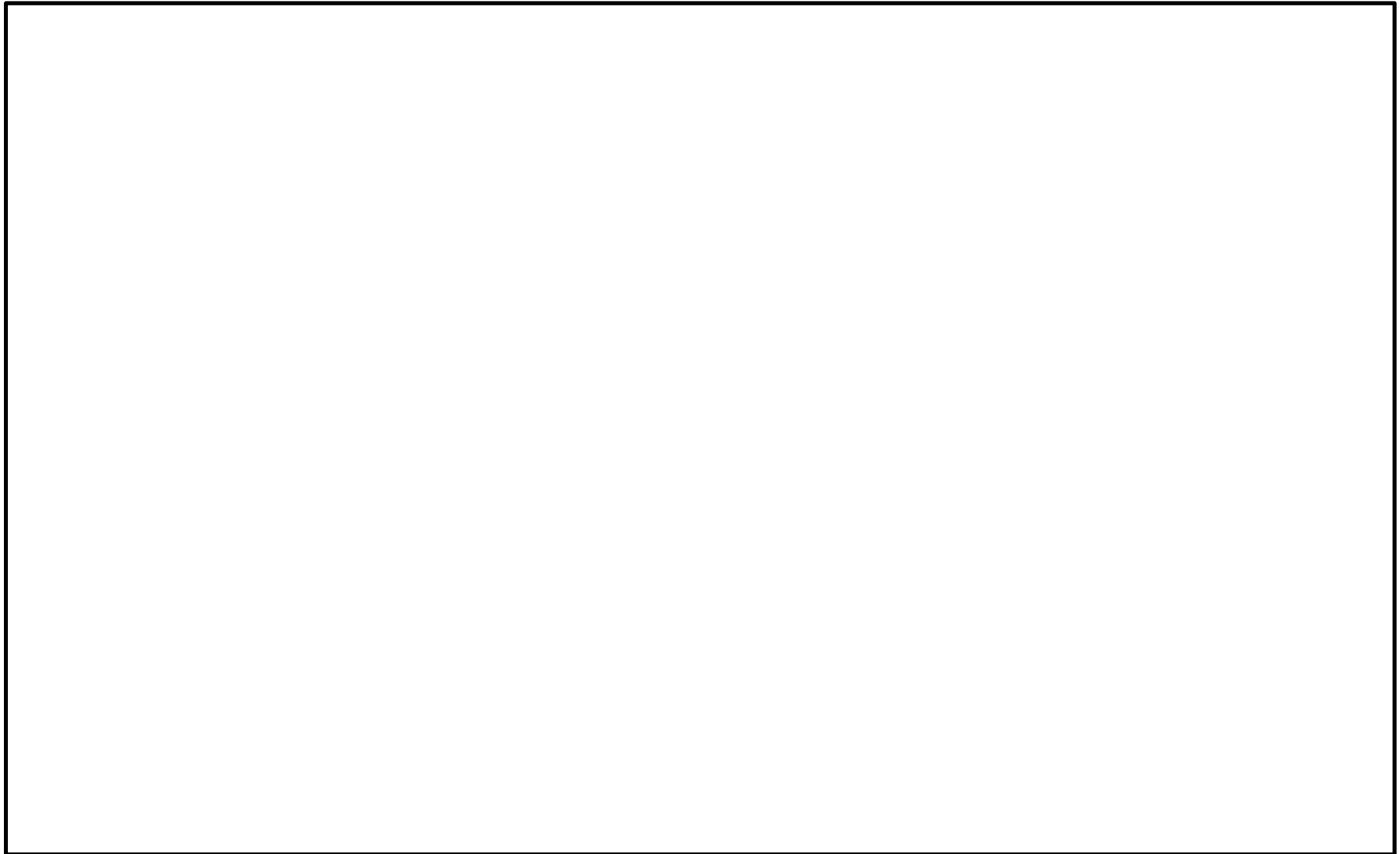
- 事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は2名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)									
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	60	80	100			
状況判断	2人 A, B			10分									
常設代替高圧電源装置に よる受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分	手順14							
常設低圧代替注水系ポン プによる原子炉注水及び 格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分	手順4, 6							
緊急用海水系及び代替循 環冷却系による格納容器 除熱	【1人】 A					65分	手順7						
常設代替高圧電源装置に よる受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D				88分	手順14						
可搬型窒素供給装置によ る格納容器への窒素注入			6人 a~f					手順9	180分		窒素注入の 開始・継続		
その他(電源回復, 燃料 給油, 等)			4人(g~j) + 参集2人				適宜実施						
必要要員合計	2人	2人	10人 + 参集2人										

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常招集)を参照

制御盤操作や可搬型窒素供給装置の運搬・接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認



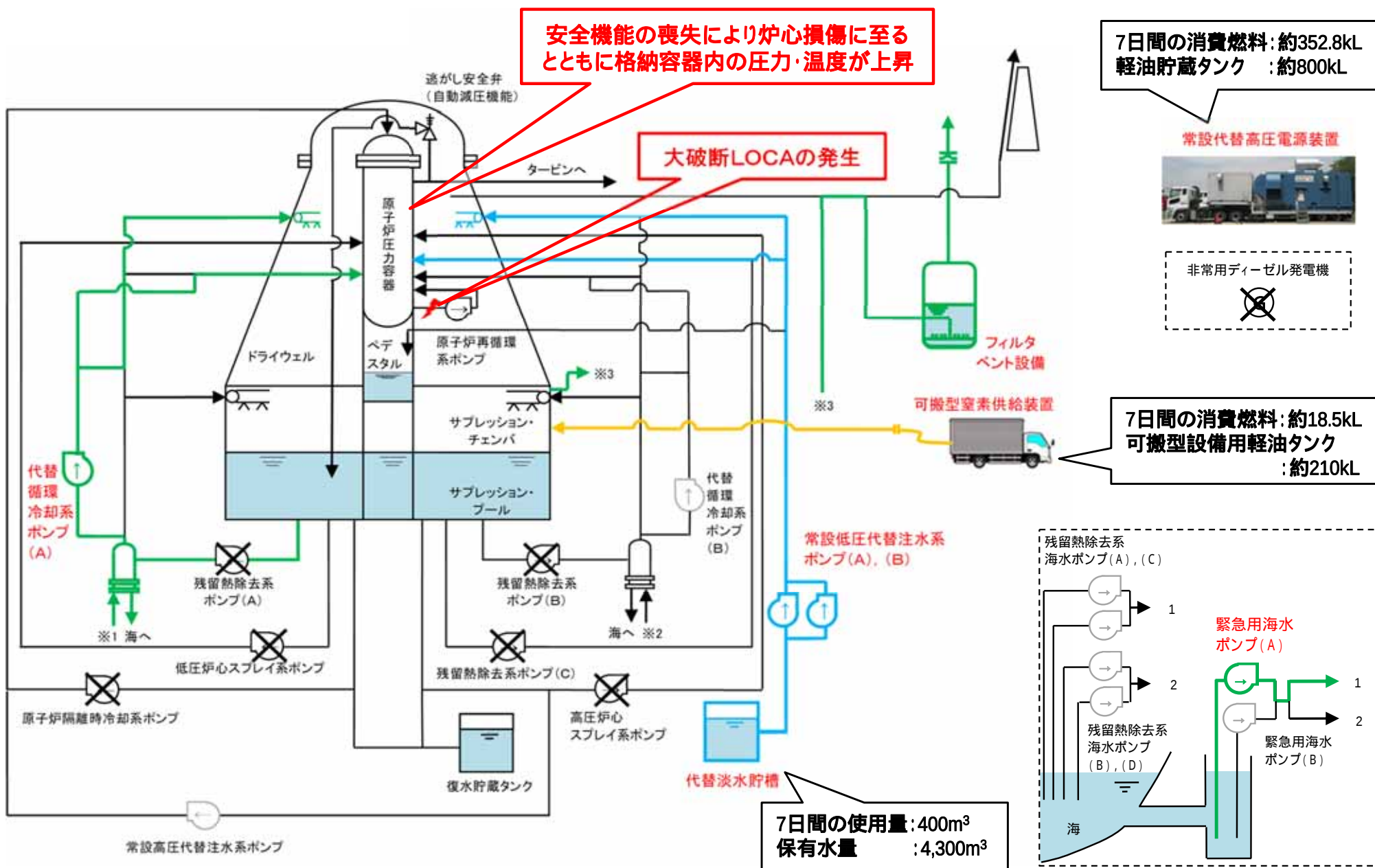
接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14.接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

屋内外作業における要員等の動線図

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(4 / 7)



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(5 / 7)

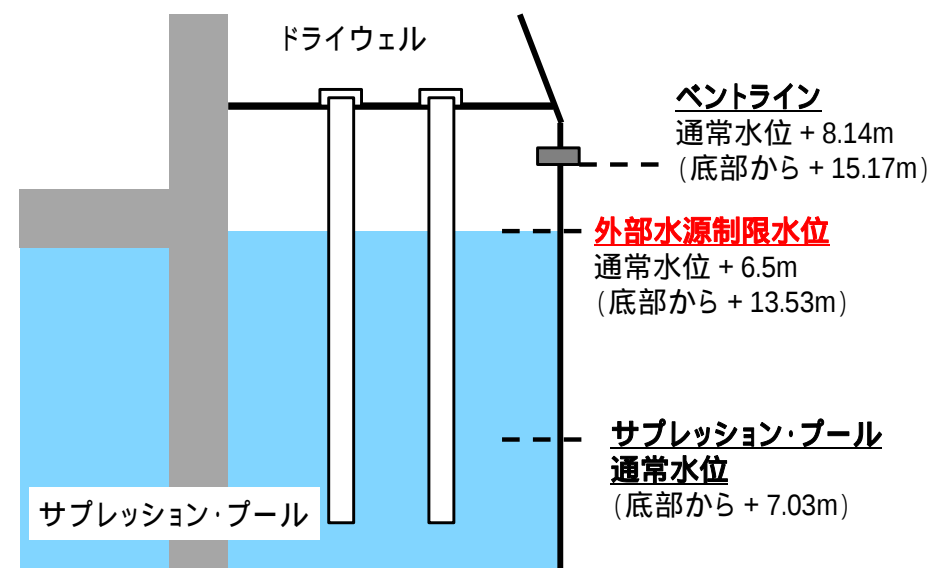


- 格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

炉心状態	実施の判断基準	目的
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達後、格納容器圧力が1Pd到達時 ^{1, 2}	格納容器の過圧破損防止
炉心損傷後	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達時 ^{1, 3}	格納容器の過圧破損防止
	格納容器内酸素濃度が4.3vol% (ドライ条件)に到達時 ⁴	格納容器内での水素燃焼防止

1Pd = 最高使用圧力0.31MPa[gage] , 2Pd = 限界圧力0.62MPa[gage]

- 1: 格納容器ベントラインが水没することを防止するため、外部水源によるスプレイはサプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達時に停止(右図参照)
- 2: 炉心損傷前の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を0.7Pd ~ 0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、1Pd到達時点でベント実施を判断。
- 3: 炉心損傷後の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を1.3Pd ~ 1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、速やかにベント実施を判断。
- 4: 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮し設定。



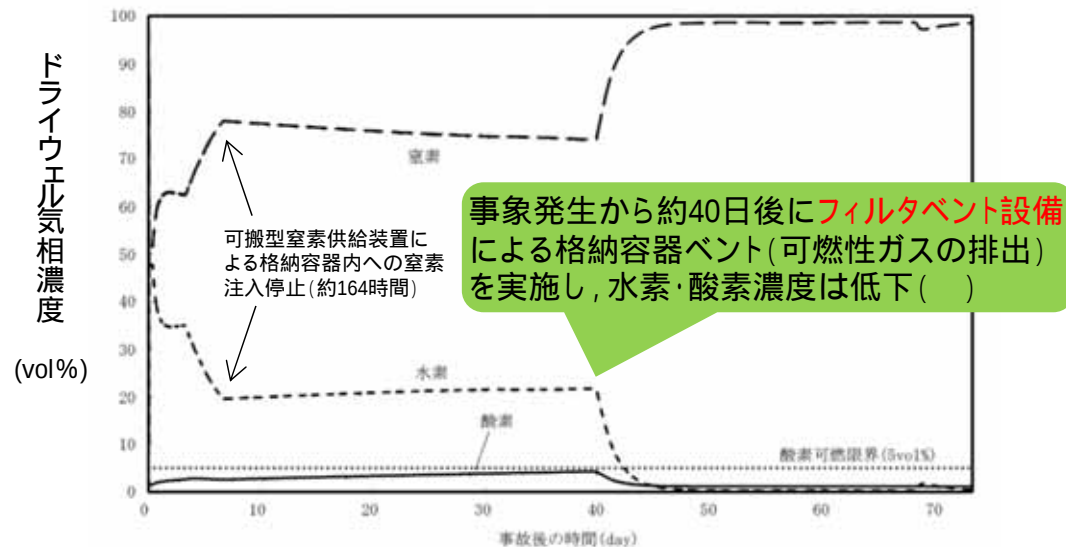
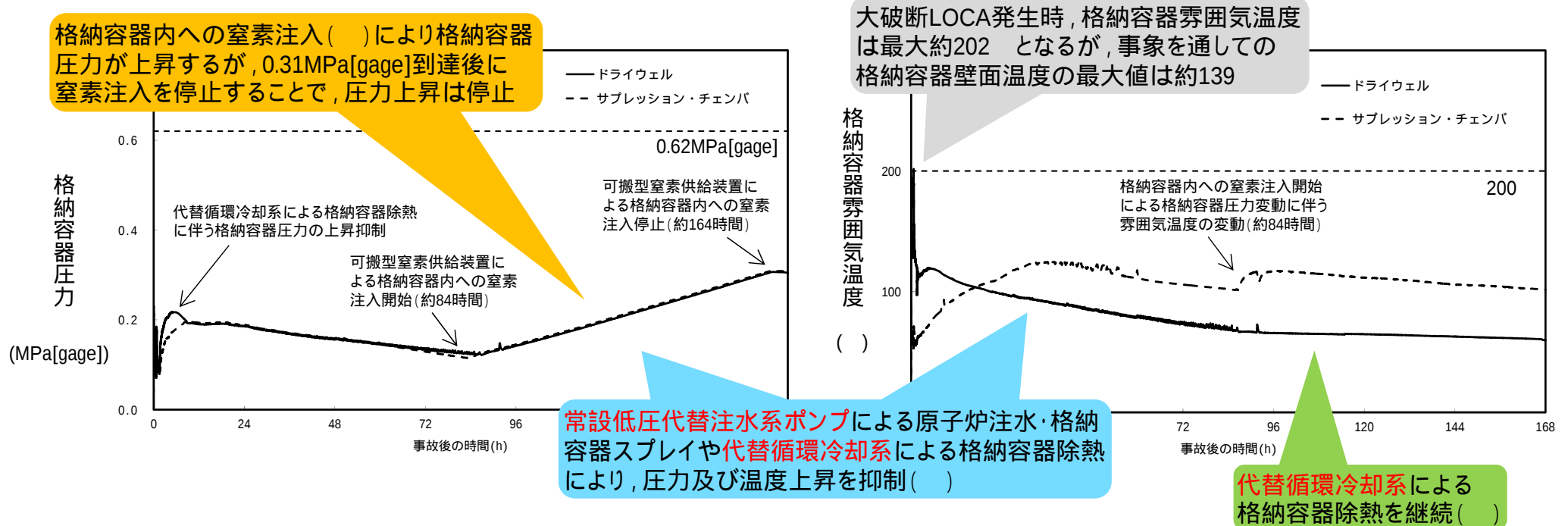
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・全ての格納容器スプレイ機能が喪失した場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(6 / 7)



【有効性評価の結果】



評価結果

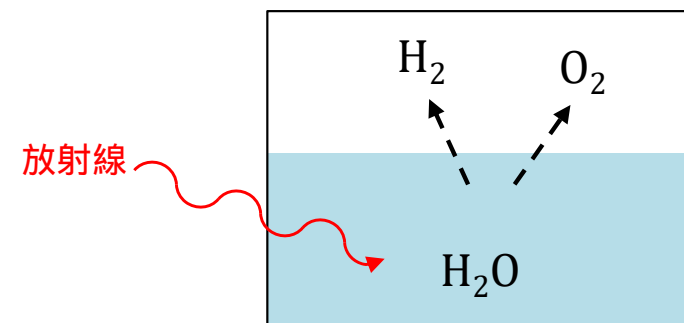
- 格納容器圧力の最高値は約0.31MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 格納容器壁面温度の最高値は約139 であり、**限界温度(200)を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 大気中へのCs-137の放出量は約7.5TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(7/7)

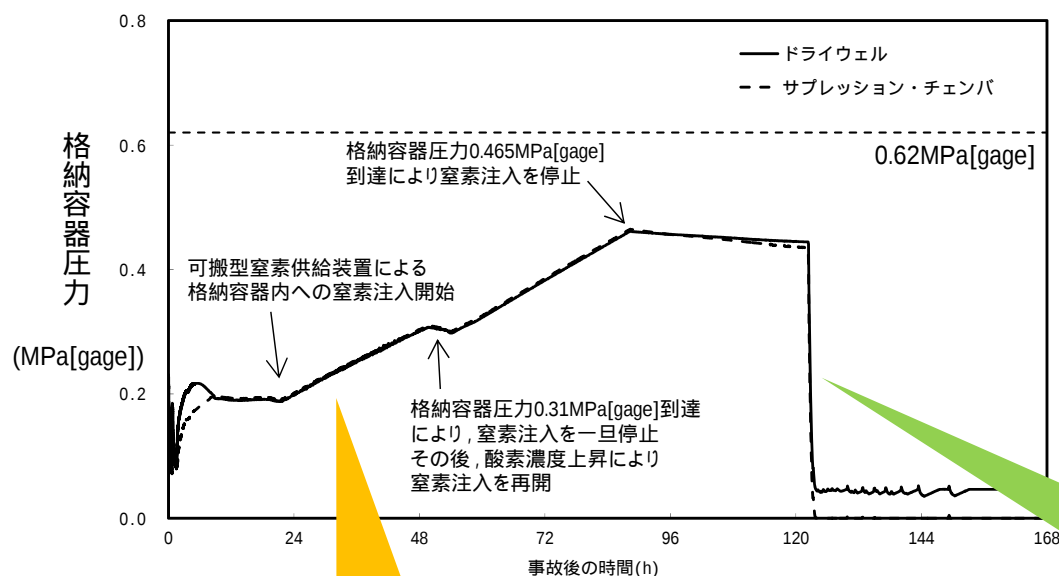


- 水の放射線分解により、格納容器内の酸素濃度は徐々に上昇
- 代替循環冷却系を使用できる場合でも、**長期的には可燃性ガスの排出のための格納容器ベントが必要**
酸素濃度を監視し、可燃限界である5vol%到達前に格納容器ベントを実施する手順を整備
- 水の放射線分解による酸素の発生速度には不確かさがあるため、想定される不確かさの範囲内で**最も発生速度が速い場合の感度解析**を実施

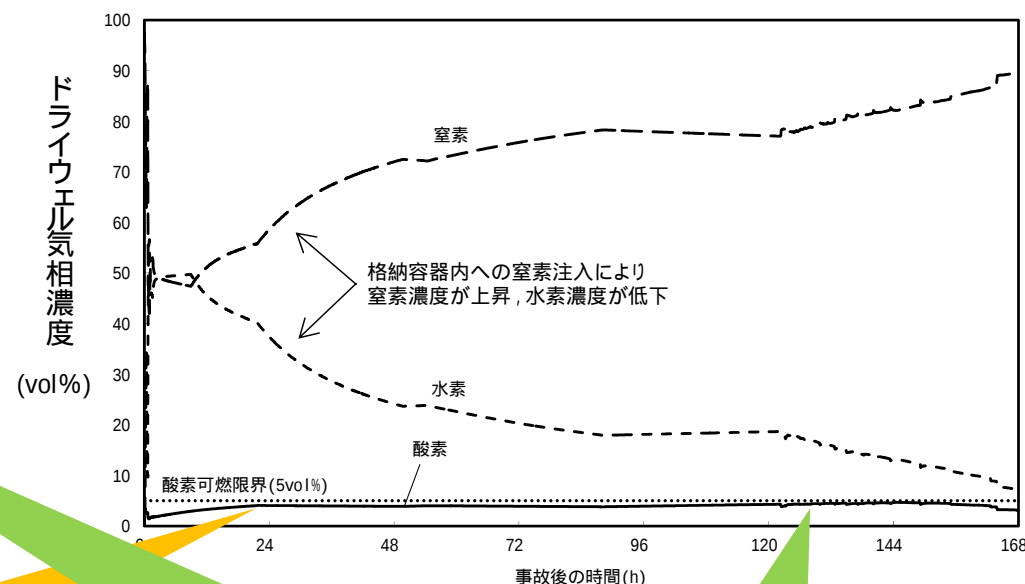
【水の放射線分解のイメージ】



➡ 約5日後に格納容器ベントを行い可燃性ガスを排出することで、**酸素濃度を可燃限界未満に維持**できる



格納容器内への窒素注入により酸素濃度の上昇を抑制(格納容器圧力は上昇)



フィルタベント設備による格納容器ベント(事象発生から約5日後)により、可燃性ガスを排出

格納容器ベント実施の判断基準については、本文(1-2-40)を参照

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(1 / 6)



【有効性評価の実施】

- 必要な要員・資源等を厳しく評価するために、**全交流動力電源喪失の重畳**についても考慮。
- **代替循環冷却系を使用できないと仮定**した場合にも、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ、**フィルタベント設備**による格納容器ベントにより**格納容器破損を防止**できることを確認。

：東海第二では代替循環冷却系を自主的に多重化し信頼性向上を図っているが、
フィルタベント設備による対策の有効性を評価する観点から、本仮定をおいた評価を実施。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ (2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷 ↓ (3) 格納容器圧力・温度の上昇 ↓ (4) 格納容器破損	大破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ 原子炉水位の低下, 炉心損傷 ↓ 常設低圧代替注水系ポンプによる 原子炉注水及び格納容器スプレイ (事象発生後25分) ↓ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生後約19時間) ↓ 安定状態	● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 原子炉注水により原子炉圧力容器の破損を回避可能 ● LOCA破断口からの蒸気流出に伴う格納容器圧力・温度の上昇を抑制 ● 格納容器ベントにより格納容器内を減圧・除熱するとともに、可燃性ガスを排出

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(2 / 6)



【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は5名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)														
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2							16	20	24		
状況判断	2人 A, B			10分														
常設代替高圧電源装置に よる受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分	手順14												
常設低圧代替注水系ポン プによる原子炉注水及び 格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分	手順4, 6												
原子炉注水・格納容器ス プレイの流量調整	【1人】 A				適宜流量調整								手順4, 6					
常設代替高圧電源装置に よる受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D			88分					手順14								
フィルタベント設備による 格納容器ベント	【2人】 A, B	【2人】+ 1人 C, D, E	参集3人											約4時間	手順7			
その他(電源回復, 水源 補給, 燃料給油, 等)			10人(a~j) + 参集2人		適宜実施													
必要要員合計	2人	3人	10人 + 参集5人															

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常召集)を参照

制御盤操作や格納容器ベントのための現場移動・弁操作の訓練等
により, **時間内に操作可能なことを確認**

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(3 / 6)



接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

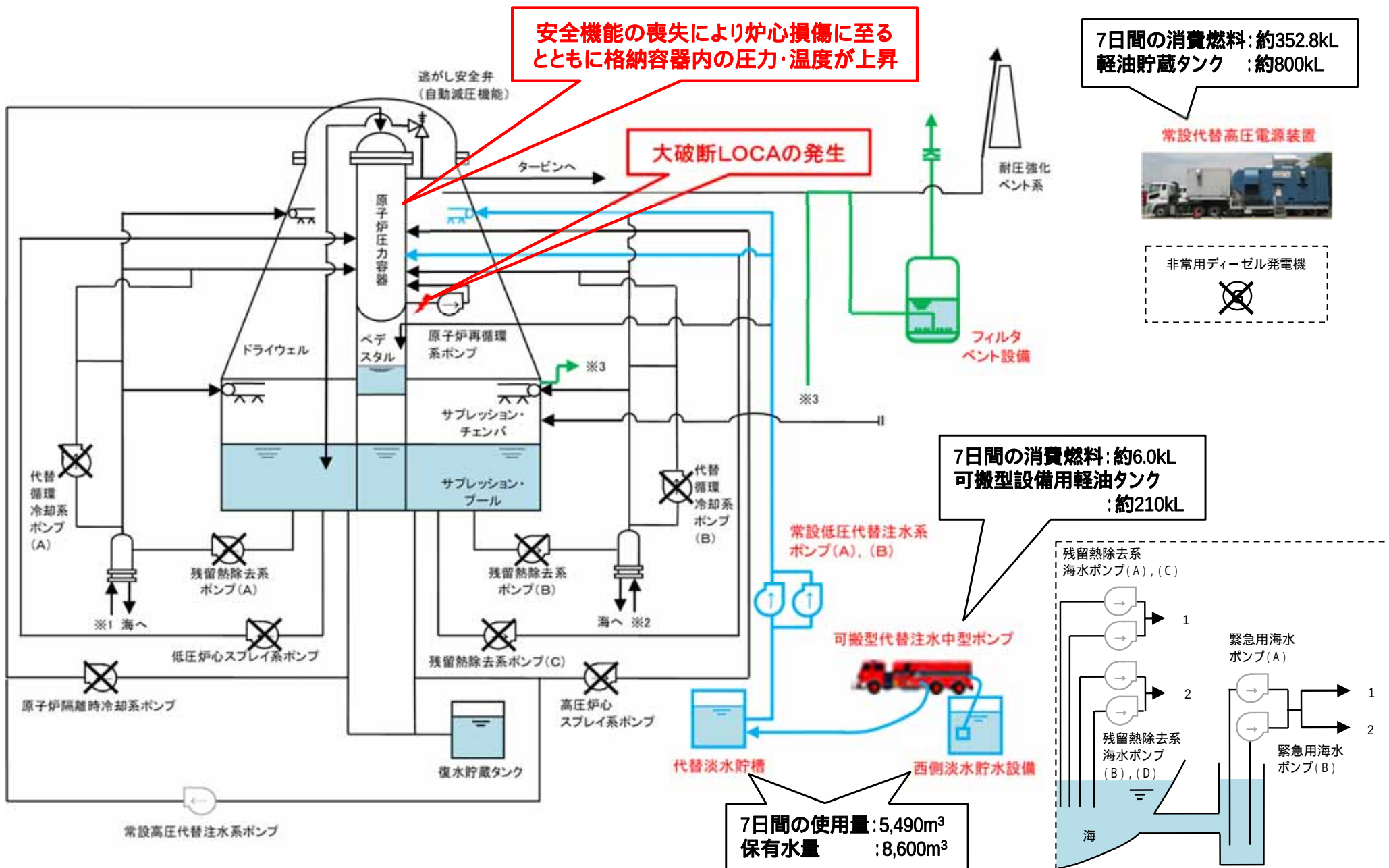
屋内外作業における要員等の動線図

手順・有効性-45

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(4 / 6)



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(5 / 6)

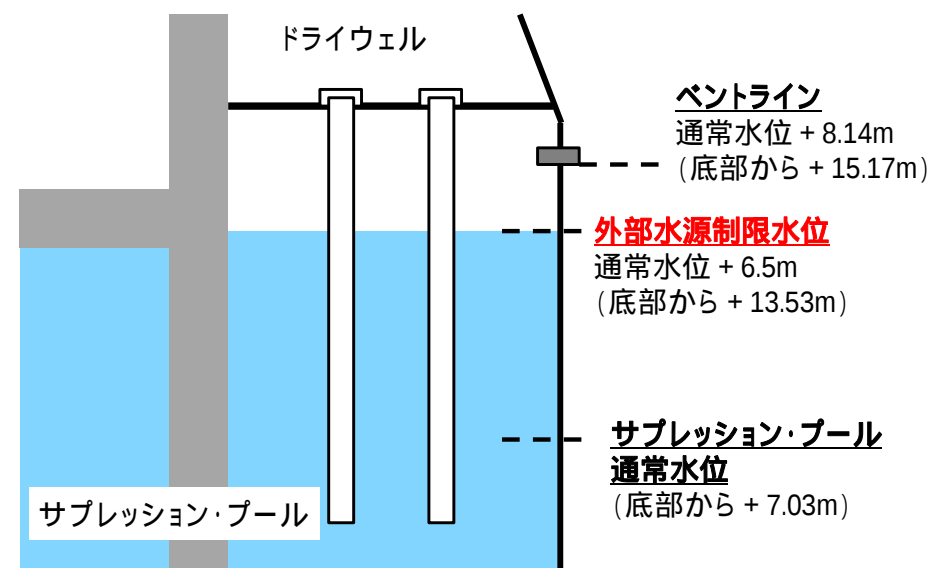


- 格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

炉心状態	実施の判断基準	目的
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が 通常水位 + 6.5mに到達後、 格納容器圧力が1Pd到達時 ^{1, 2}	格納容器の過圧破損防止
炉心損傷後	サプレッション・プール水位が 通常水位 + 6.5mに到達時 ^{1, 3}	格納容器の過圧破損防止
	格納容器内酸素濃度が4.3vol% (ドライ条件)に到達時 ⁴	格納容器内での水素燃焼防止

1Pd = 最高使用圧力0.31MPa[gage] , 2Pd = 限界圧力0.62MPa[gage]

- 1: 格納容器ベントラインが水没することを防止するため、外部水源によるスプレイはサプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達時に停止(右図参照)
- 2: 炉心損傷前の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を0.7Pd ~ 0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、1Pd到達時点でベント実施を判断。
- 3: 炉心損傷後の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を1.3Pd ~ 1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、速やかにベント実施を判断。
- 4: 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界(5vol%以上)に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮し設定。



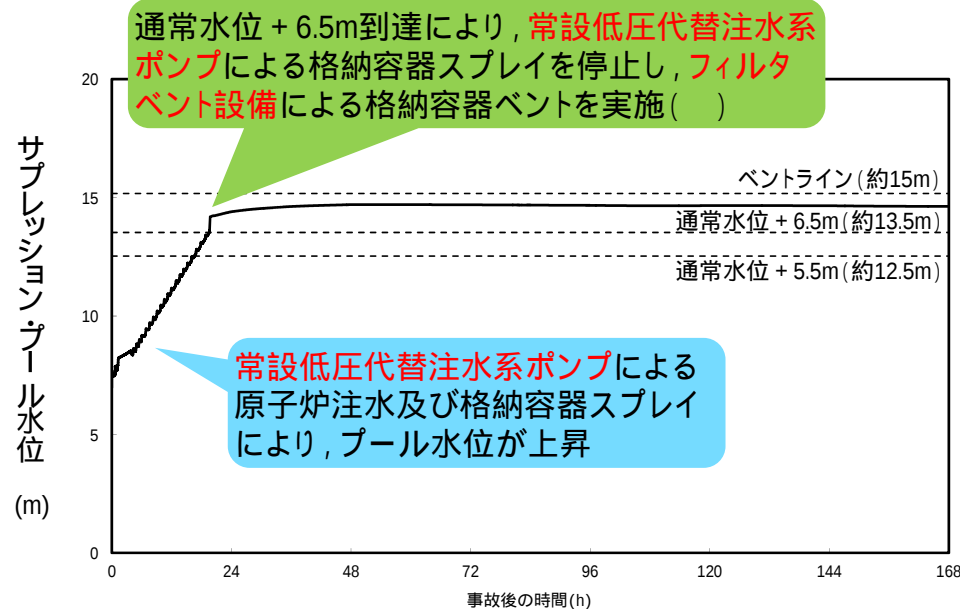
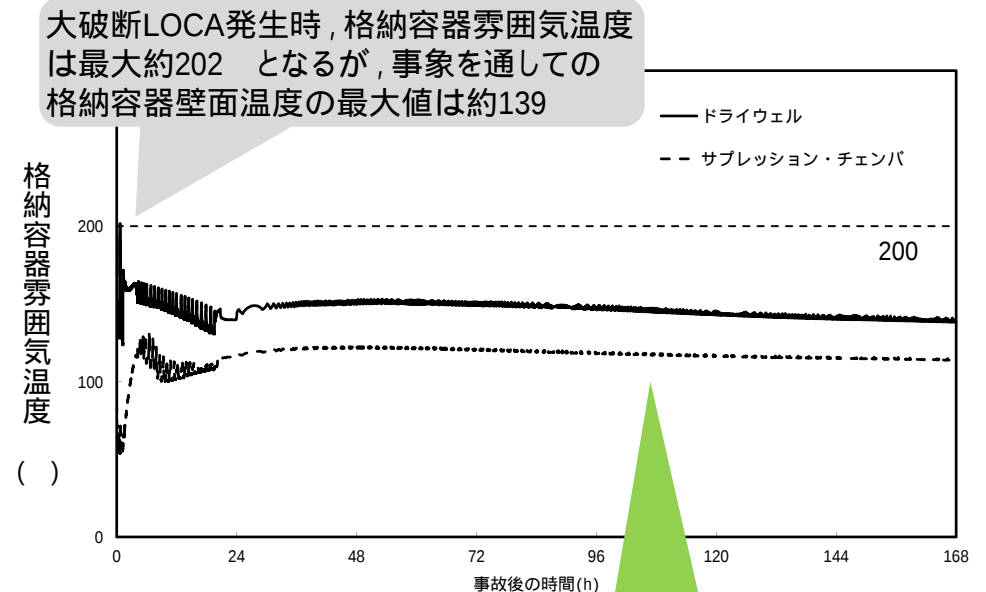
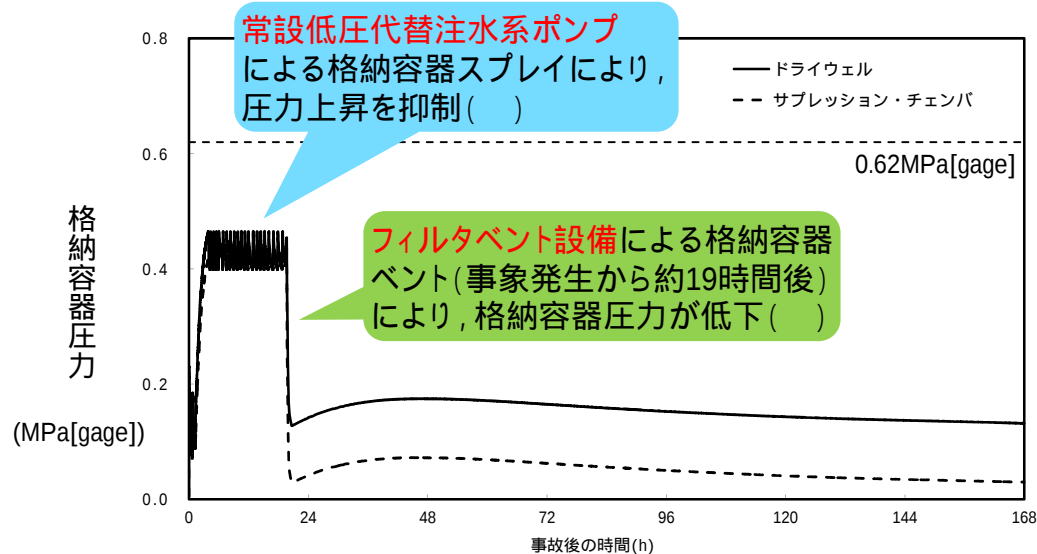
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・全ての格納容器スプレイ機能が喪失した場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・温度による 静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(6 / 6)



【有効性評価の結果】



評価結果

- 格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 格納容器壁面温度の最高値は約157 であり、**限界温度(200)を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 大気中へのCs-137の放出量は約16TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- フィルタベント設備による格納容器除熱を継続し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器ベント時間について)

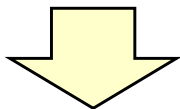


- ・ 従来からある残留熱除去系(A系・B系)を使用できない場合, 同等の機能を有する代替循環冷却系によって格納容器の除熱を行う(下図・左)。
- ・ 上記に加え, 代替循環冷却系を使用できない場合, 格納容器ベントによって格納容器の除熱を行う(下図・右)。

東海第二発電所では, 代替循環冷却系を使用できずに**事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないよう**, 自主的に**代替循環冷却系を多重化し信頼性の向上を図っている**。

代替循環冷却系を使用する場合

- ・ 代替循環冷却系により格納容器の減圧・除熱が可能のため,
格納容器の減圧・除熱のための格納容器ベントは不要
- ・ 放射線水分解等により発生する水素及び酸素の蓄積により, いずれは**格納容器内での水素爆発の恐れあり**
水素爆発を防止するため, 可燃限界(水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%)到達前に**格納容器ベントを実施し, 格納容器内の水素及び酸素を排出**



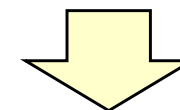
炉心損傷後の条件での実験に基づく放射線水分解速度の場合
格納容器ベントの実施は約40日後

水の放射線分解現象の不確かさを考慮し, この速度が早い想定をした場合

格納容器ベントの実施は約5日後

代替循環冷却系を使用できない場合

- ・ **格納容器の減圧・除熱のために格納容器ベントが必要**



格納容器ベントの実施は約19時間後

5. 有効性評価の具体例

(5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱 (1 / 7)

【格納容器破損モードの特徴】

- **過渡事象時にECCS等の安全機能が喪失**し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至る。
- 原子炉圧力容器からの溶融炉心の噴出 (**DCH**)、溶融炉心とペデスタル内冷却水との接触に伴う急激な蒸気発生 (**FCI**)、溶融炉心によるコンクリートの侵食 (**MCCI**) 等により、**格納容器の破損**に至る。

DCH: 格納容器雰囲気気直接加熱, FCI: 溶融燃料 - 冷却材相互作用, MCCI: 溶融炉心・コンクリート相互作用

- (1) 過渡事象 (原子炉への給水喪失等) の発生後、**すべての原子炉注水手段や格納容器冷却・除熱手段が喪失**した状態を想定

対策前

- (4), (5) 原子炉圧力容器が高い圧力の状態で破損すると、溶融炉心が噴出し、格納容器内が急激に加熱 (**DCH**) される

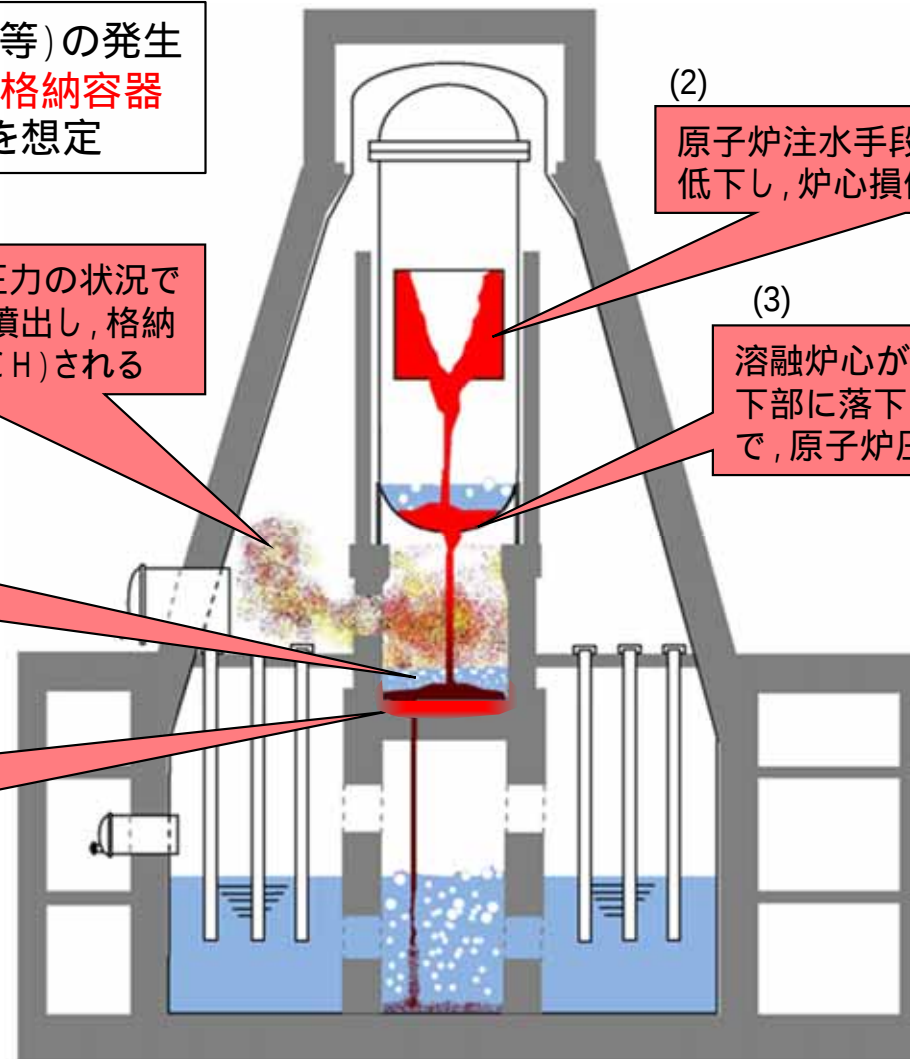
- (2) 原子炉注水手段の喪失により水位が低下し、炉心損傷・炉心溶融に至る

- (4), (5) 溶融炉心が冷却水と接触すると、急激な蒸気発生に伴う圧力上昇 (**FCI**) が生じる

- (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器の下部に落下・堆積し貫通することで、原子炉圧力容器破損に至る

- (4), (5) 溶融炉心がコンクリートを侵食 (**MCCI**) し、格納容器の支持構造の機能喪失が生じる

()内の数字は事象進展の流れを示す (次頁参照)



5. 有効性評価の具体例

(5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (2 / 7)

【有効性評価の実施】

- **逃がし安全弁の手動開操作**による原子炉減圧, **常設低圧代替注水系ポンプ**による格納容器スプレイやペデスタル注水, **代替循環冷却系**による格納容器除熱等により**格納容器破損を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
(1) 過渡事象, ECCS等喪失の発生 ↓ (2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷 ↓ (3) 原子炉圧力容器の破損 ↓ (4) 溶融炉心の噴出 / 格納容器圧力の上昇 / ペデスタルコンクリートの侵食 ↓ (5) 格納容器破損	過渡事象, ECCS等喪失の発生 ↓ 原子炉水位の低下, 炉心損傷 ↓ 逃がし安全弁の手動開操作による 原子炉減圧 (事象発生後約38分) ↓ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による 格納容器除熱 (事象発生後90分) ↓ 原子炉圧力容器の破損 ↓ 常設低圧代替注水系ポンプによる 格納容器スプレイ及びペデスタル注水 (事象発生後約4.6時間) ↓ 可搬型窒素供給装置による格納容器内への 窒素注入 (事象発生後約167時間) ↓ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生後約53日) ↓ 安定状態	● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能だが, ここでは考慮せず, 原子炉圧力容器破損に至ることを想定 ● 原子炉減圧によるDCH回避 ● 中央制御室からの遠隔操作により実施 ● 原子炉圧力容器破損までは, 常設低圧代替注水系ポンプや代替循環冷却系ポンプによる原子炉注水を考慮せず, 原子炉圧力容器破損に至ることを想定 ● ペデスタルでの急激な水蒸気発生にともなう格納容器圧力の上昇を抑制 ● コリウムシールドの設置と相まって, コンクリートの侵食を抑制 ● 格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制し, 水素燃焼の発生を防止 ● 可搬型窒素供給装置は必要容量×2セットあり, 故障時は他方の装置を使用可能 ● 長期的には, 可燃性ガスの排出のために格納容器ベントを実施

5. 有効性評価の具体例



(5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (3 / 7)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

- 事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は2名
- 発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)									
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	4.5	5	120	180			
状況判断	2人 A, B			10分									
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分 手順14								
常設低圧代替注水系ポンプの起動操作	【2人】 A, B				4分 手順6, 8								
逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧	【1人】 B				1分 手順3								
緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱	【1人】 A				65分 手順7								
常設代替高圧電源装置による受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D			88分 手順14								
原子炉压力容器破損の判断	【1人】 A						5分						
常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ及びベデスタル注水	【1人】 A						2分 手順6, 8						窒素注入の 開始・継続
可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素注入			6人 a~f								手順9	180分	
その他(電源回復, 燃料給油, 等)			4人(g~j) + 参集2人										
必要要員合計	2人	2人	10人+ 参集2人										

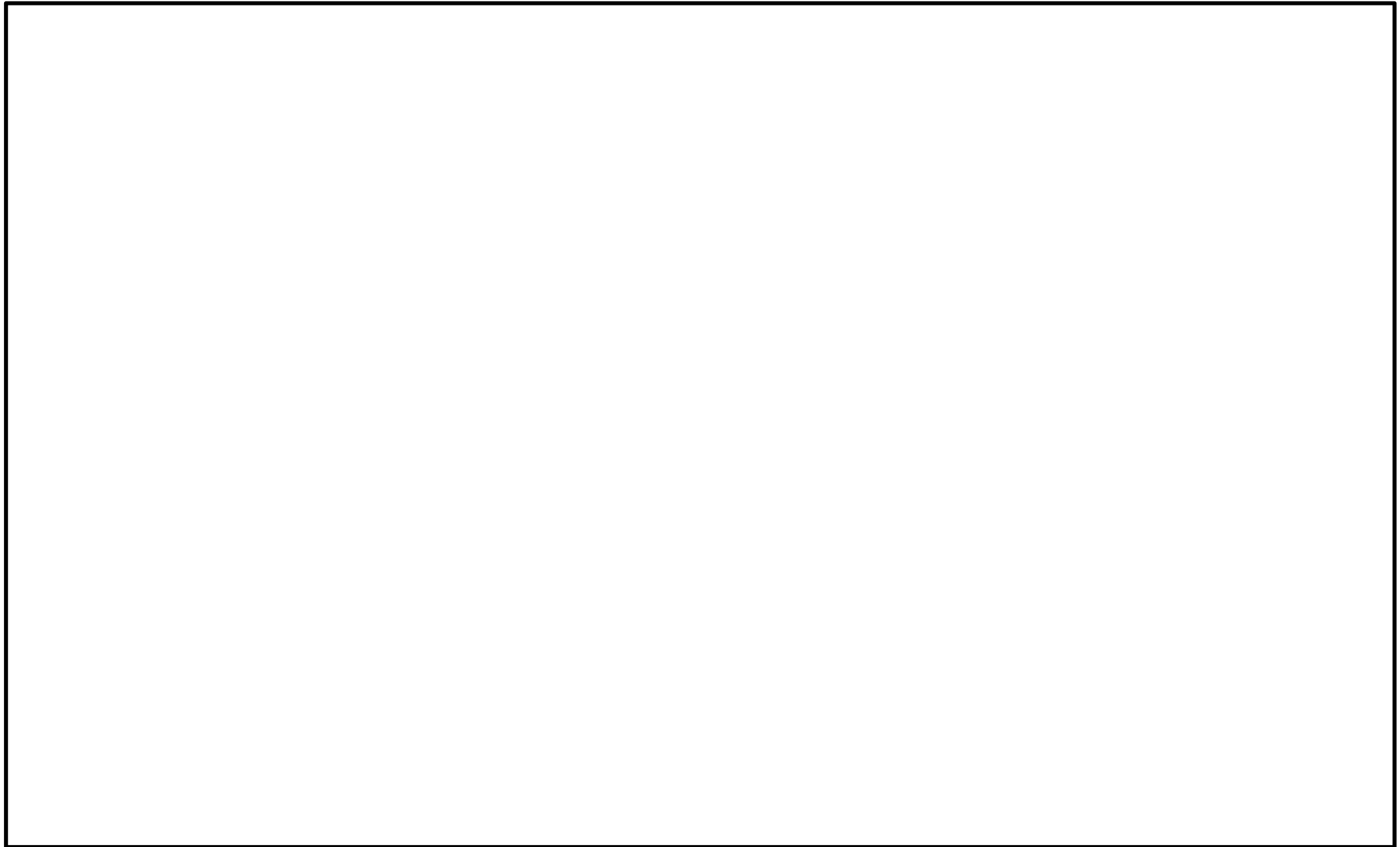
原子炉压力容器破損:
事象発生後約4.5時間

この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照
要員の非常召集の詳細は補足説明資料
(4. 災害対策要員の非常招集)を参照

制御盤操作や可搬型窒素供給装置の運搬・接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

(5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (4 / 7)



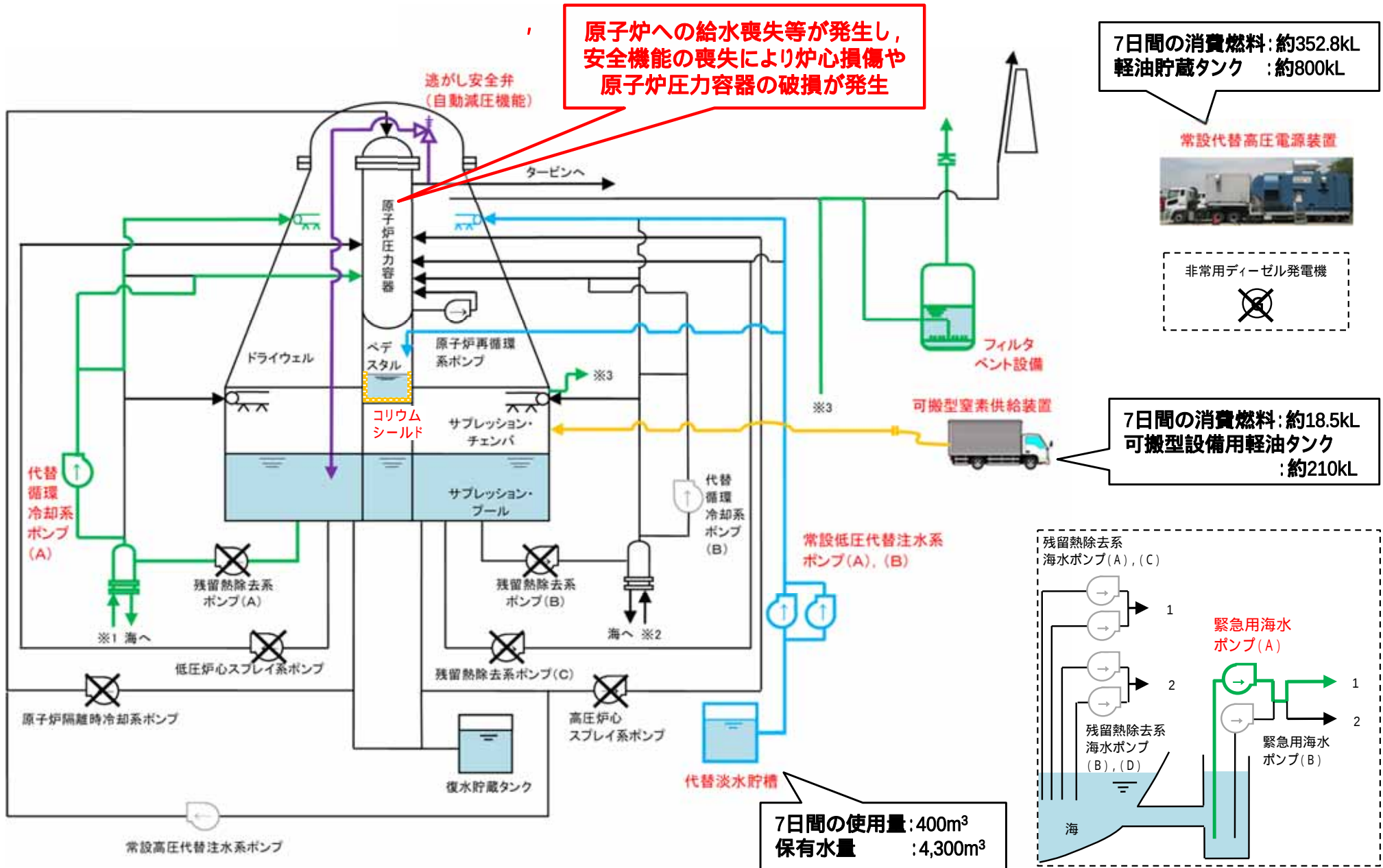
屋内外作業における要員等の動線図

接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に
より供給できる手段)参照

5. 有効性評価の具体例

(5) 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱 (5 / 7)

【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例

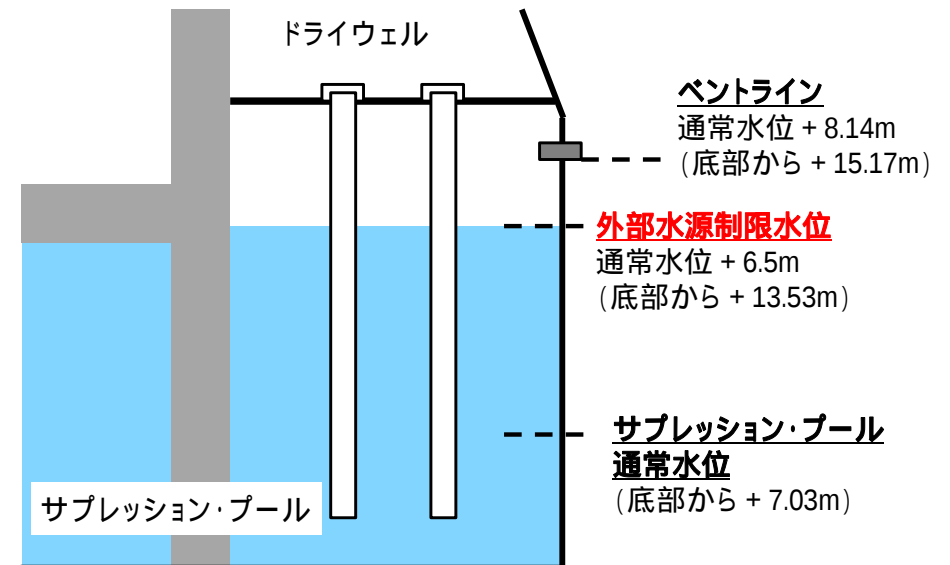
(5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (6 / 7)

- 格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

炉心状態	実施の判断基準	目的
炉心損傷前	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達後、格納容器圧力が1Pd到達時 ^{1, 2}	格納容器の過圧破損防止
炉心損傷後	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達時 ^{1, 3}	格納容器の過圧破損防止
	格納容器内酸素濃度が4.3vol% (ドライ条件)に到達時 ⁴	格納容器内での水素燃焼防止

1Pd = 最高使用圧力0.31MPa[gage] , 2Pd = 限界圧力0.62MPa[gage]

- 1: 格納容器ベントラインが水没することを防止するため、外部水源によるスプレイはサプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5mに到達時に停止 (右図参照)
- 2: 炉心損傷前の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を0.7Pd ~ 0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、1Pd到達時点でベント実施を判断。
- 3: 炉心損傷後の外部水源によるスプレイは、格納容器圧力を1.3Pd ~ 1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレイ停止後は、限界圧力2Pdまでの余裕を考慮し、速やかにベント実施を判断。
- 4: 水素燃焼が生じる酸素濃度の可燃限界 (5vol%以上) に対し、格納容器内酸素濃度計の測定誤差と余裕を考慮し設定。



上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

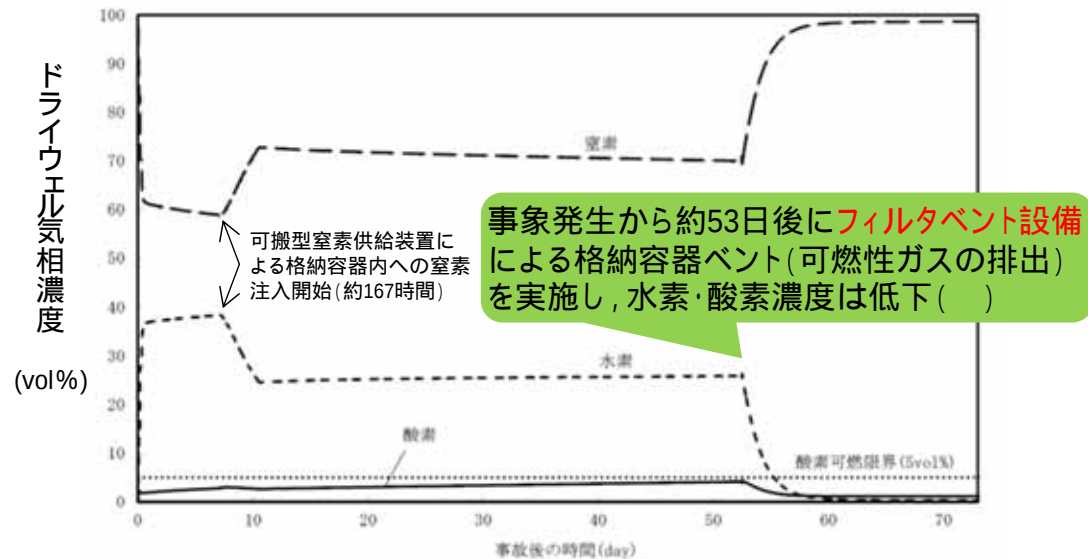
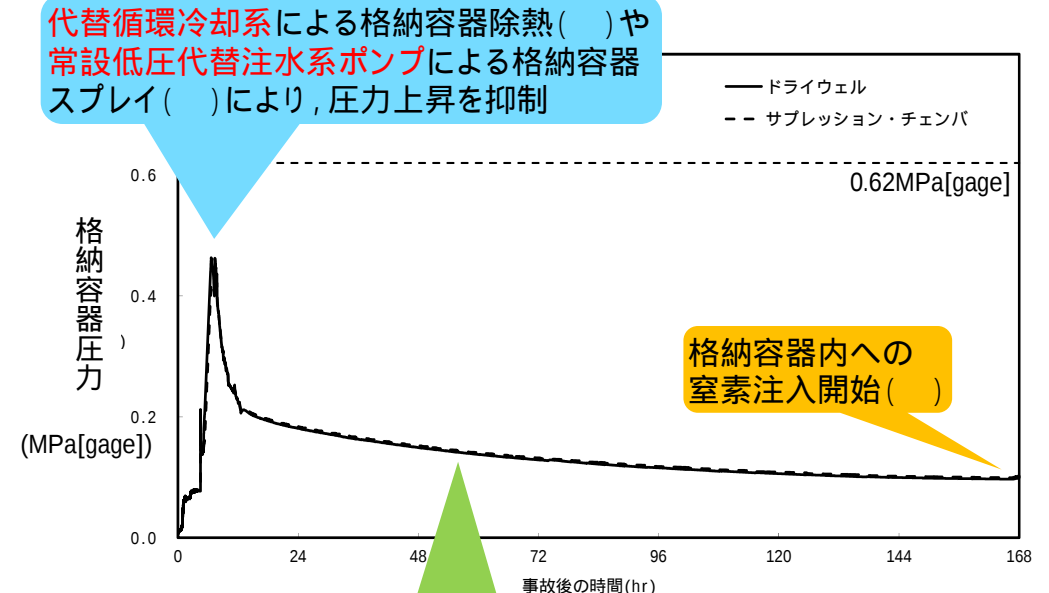
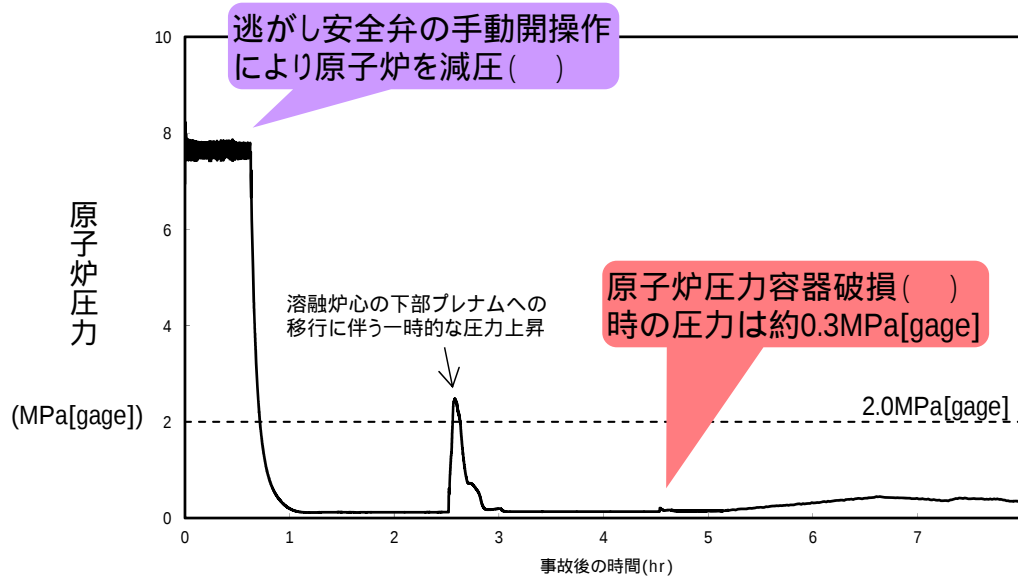
- ・格納容器内のスプレイ冷却が実施できない場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合、
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例

(5) 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱 (7 / 7)



【有効性評価の結果】



評価結果

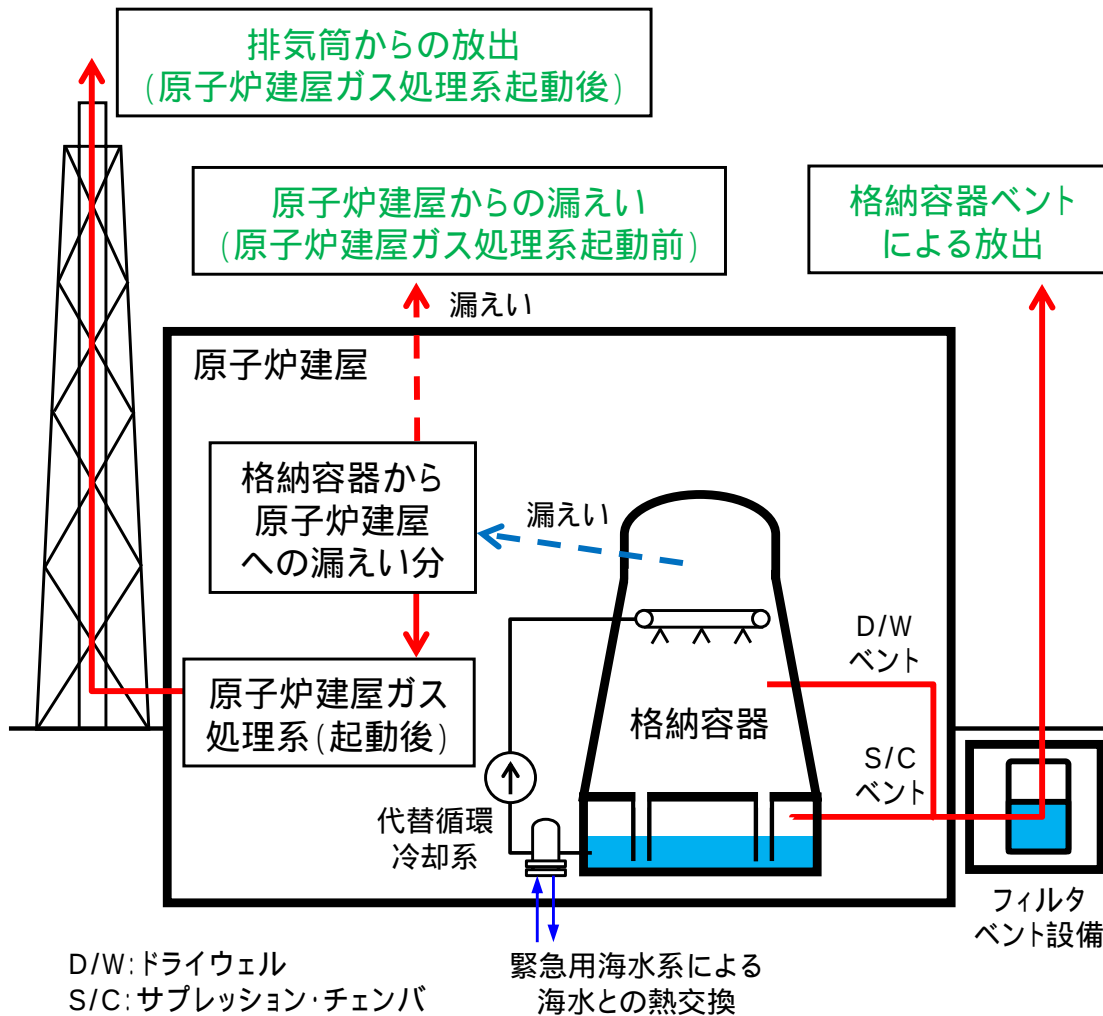
- 原子炉压力容器破時の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、**2.0MPa[gage]以下となる**(DCHは生じない)
- 格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- コリウムシールド及びベデスタル注水により、**溶融炉心によるコンクリート侵食は生じない**
- 大気中へのCs-137の放出量は約0.032TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

5. 有効性評価の具体例

(6) 大気中へのCs-137放出量評価

- 大気中へのCs-137の放出量は、判断基準(100TBq)を下回ることを確認
- 代替循環冷却系を使用する場合は、使用できない場合に比べて放出量を半分以下に抑制可能

【Csの放出経路のイメージ】



【評価結果】

評価事象	Cs-137放出量	ベント開始 時間
【ケース1】静的負荷 (代替循環冷却系を 使用する場合)	約7.5TBq ¹ (放出ルート: +)	事象発生 約40日後
【ケース2】静的負荷 (代替循環冷却系を 使用できない場合)	S/Cベント時: 約16TBq ¹ (放出ルート: +)	事象発生 約19時間後
	D/Wベント時: 約17TBq ¹ (放出ルート: +)	
【ケース3】高圧溶融 物放出 / 格納容器 雰囲気直接加熱	約0.039TBq ¹ (放出ルート: +)	事象発生 約53日後
【参考】 福島第一原子力発 電所の事故時 ²	約1.5 × 10 ⁴ TBq	-

1 放出量の増加が極めて小さくなるまでの期間として、事象発生時点から100日間の放出量を評価。

放出ルートについてはベント開始時点から、放出ルートについては事象発生時点からの放出量を評価。

2 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書-東京電力福島原子力発電所の事故について-」(平成23年6月原子力災害対策本部)

【ケース3】では、【ケース1, 2】に比べてサプレッション・プールでCsが多く捕集され、放出量が少なくなる。(LOCA事象でないため、逃がし安全弁を介してサプレッション・プールへCsが移行)

- S/Cベントの場合、サプレッション・プール水中を通過した気体が排出されるため、水中で放射性物質が多く捕集され、D/Wベントに比べて放出量が少なくなる。S/Cベントを優先的に実施

6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価(1 / 2)

- 溶融炉心の冷却水中への落下に伴い急激な水蒸気発生・圧力上昇等が生じる現象を、溶融燃料 - 冷却材相互作用(FCI)と呼び、このうち衝撃波を伴うものを水蒸気爆発(SE)と呼ぶ。
- 実機で想定される条件においてはSEの発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、ペDESTALでのSE発生を仮定した場合の格納容器への影響を保守的な条件で評価し、格納容器の健全性が維持されることを確認した。

【評価方法】

事故進展解析コード(MAAP)

・シビアアクシデント時のプラント応答を評価

溶融炉心が短時間で大量に落下する保守的な条件

溶融炉心の放出挙動等

水蒸気爆発解析コード(JASMINE)

・水蒸気爆発発生時の発生エネルギー等を評価

発生エネルギーが最も大きくなるタイミングでの爆発を仮定

発生エネルギー等

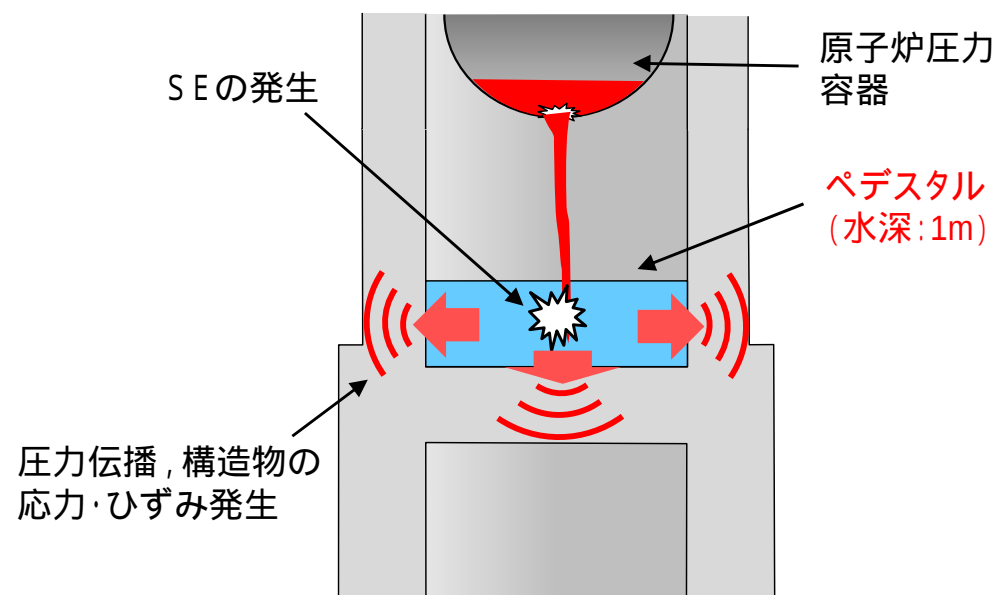
構造応答解析コード(LS-DYNA)

・水蒸気爆発発生時の周辺構造物への影響を評価

JASMINEで評価したエネルギー等を上回る条件を入力

格納容器の構造健全性を評価

【ペDESTALでのSE発生時のイメージ】



【評価結果】

- ・ペDESTAL構造に生じる変形は増大しない
- ・発生する応力やひずみは判断基準を満足する

格納容器の構造健全性は維持される

6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価(2 / 2)

【主な評価条件】

解析コード	項目	評価条件・考え方
JASMINE	原子炉压力容器 破損口径	制御棒駆動機構ハウジング直径を上回る口径 (爆発規模が大きくなる設定)
	ペDESTAL水深	1m (手順上定めている水深)
	SE発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング
LS-DYNA	SEによる発生 エネルギー・圧力	JASMINE解析結果を上回るエネルギー・圧力 となる爆発源を設定

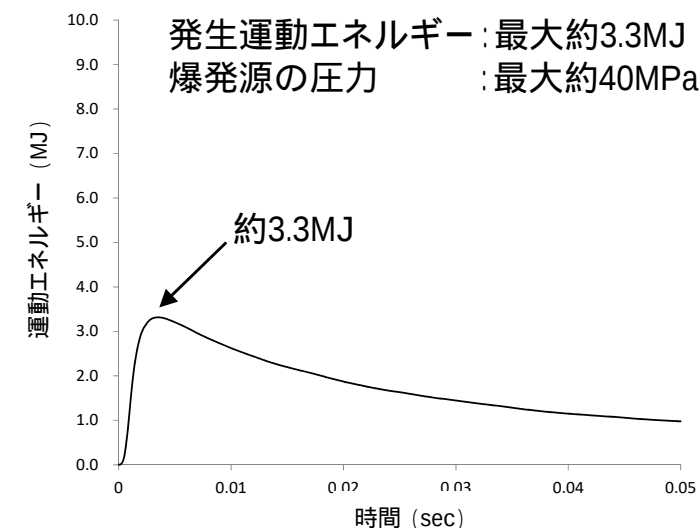
【評価結果】

評価項目		判断基準	解析結果	評価
側壁部	変位	変位が増大せず, 構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす 範囲の圧壊が生じない	圧壊は生じない	○
	面外せん断	3.09N / mm ²	約0.93N / mm ²	○
	引張ひずみ	5,000 μ	約184 μ	○
床部	変位	変位が増大せず, 構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす 範囲の圧壊が生じない	圧壊は表面付近の 僅かな範囲に留まる	○
	面外せん断	4.33N / mm ²	約3.7N / mm ²	○
	引張ひずみ	5,000 μ	約364 μ	○

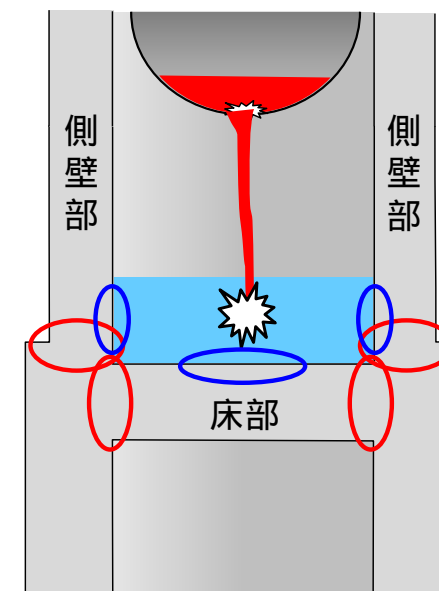
日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」等を基に設定

手順・有効性-59

【JASMINE評価結果】



【LS-DYNA評価部位】



○: 圧縮ひずみ, ○: 面外せん断
変位は構造全体, 引張ひずみは鉄筋
全体を確認

- 想定される事故シーケンスに対して**炉心損傷や格納容器破損等を防止するため**, 既存の設備や重大事故等対処設備等を用いて対応操作を行えるよう**手順を整備**
- 確率論的リスク評価の手法等を用いて, 考慮すべき**事故シーケンスを網羅的に抽出し**, **事象進展の早さや必要な設備容量の大きさ等に着目し**, 事故シーケンスグループを代表する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, 新たな設備・手順等の安全対策の有効性を評価し, **炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを確認**
- 上記の対策に**必要な資源や要員が確保されていること**, 対応要員による**操作が想定する時間内で可能であることを確認**
- 炉心損傷を防止できないことを前提とした場合でも, 格納容器内の冷却状態を維持し, 大気中への**Cs-137の放出量は判断基準(100TBq)を下回ることを確認**



新たな安全対策が重大事故等の対策として有効であり, 周辺環境・公衆への影響を抑制できることを確認

**(補足説明資料 重大事故等に対する安全対策の
手順及び有効性評価について)**

補足説明資料 目 次

1 . 手順の構成	64
2 . 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連	79
3 . 初動対応に当たる要員の配置	81
4 . 災害対策要員の非常招集	85
5 . 有効性評価における判断基準	90
6 . 事故シーケンスの選定結果	91
7 . 有効性評価の概要	95
8 . 原子炉圧力容器の破損判断	104
9 . ペデスタルにおける設備対策	105
10 . 大気中へのCs-137放出量評価の内訳	107
11 . 有効性評価 LOCA時注水機能喪失	108
12 . サプレッション・プール水pH制御装置	112
13 . 同一設備を用いた複数箇所への注水	113

補足説明資料 目 次

14 . 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段	115
15 . アクセス性の成立性	116
16 . 全電源喪失時の原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の操作等	128
17 . 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性	132
18 . 使用済燃料プールの重大事故等対策の有効性評価の保守性及び 対策の冗長性	135
19 . 事故シーケンスの選定方法の着眼点について	138
20 . 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性	148

手 順	手順の目的	使用する設備
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手順等	○ 運転時の異常な過渡変化時に、発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための機能喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための手順等を整備 制御棒の緊急挿入 原子炉出力の抑制 原子炉出力急上昇防止 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性維持 ○ 自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合を想定し、原子炉出力の抑制、未臨界に移行するための手順等を整備 ほう酸水注入による未臨界への移行	・手動スクラム・スイッチ ・制御棒及び制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・選択制御棒挿入機構 ・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ・ATWS緩和設備(代替再循環ポンプリップ機能) ・ほう酸水注入ポンプ 等
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手順等	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための手順を整備 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 原子炉隔離時冷却系の現場操作による注水により冷却 ○ 発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備 原子炉水位の監視及び制御 ○ 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系による注水の手順等を整備 ほう酸水注入系による注水	・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁 等

手 順	手順の目的	使用する設備
3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合を想定し、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の手順等を整備 手動操作による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧 自動減圧による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧 ○ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合を想定し、高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱を防止するための手順等を整備 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧 ○ インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するための手順等を整備 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧	・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・逃がし安全弁機能用アキュムレータ ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ 等
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手順等	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合を想定し、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の手順等を整備 低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却 ○ 炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備 低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却	・残留熱除去系ポンプ ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・ディーゼル消火ポンプ ・復水移送ポンプ ・代替淡水貯槽 等

手 順	手順の目的	使用する設備
5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	○ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定し、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限る。)を防止するための手順等を整備 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 緊急用海水系による原子炉格納容器内の除熱による最終ヒートシンクへの熱輸送	・残留熱除去系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系隔離弁 ・緊急用海水ポンプ 等
6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	○ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合を想定し、炉心の著しい損傷を防止するための手順等を整備 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下 ○ 炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備 代替格納容器スプレイ冷却系による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の低下	・残留熱除去系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・常設低圧代替注水系ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・ディーゼル消火ポンプ ・復水移送ポンプ ・代替淡水貯槽 等

手 順	手順の目的	使用する設備
7 原子炉格納容器の過圧 破損を防止するための 手順等	○ 炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下	・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系隔離弁 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系 等
8 原子炉格納容器下部の 溶融炉心を冷却するた めの手順等	○ 炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより原子炉格納容器の破損を防止するための手順等を整備 格納容器下部注水系による溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制 溶融炉心の拡がりによる原子炉格納容器バウンダリへの接触の防止 ○ 溶融炉心の原子炉格納容器の下部への落下遅延又は防止するための手順等を整備 (落下遅延又は防止するための) 原子炉圧力容器へ注水	・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・代替循環冷却系ポンプ ・常設高圧代替注水系ポンプ ・ほう酸水注入ポンプ ・格納容器下部注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 等

手 順	手順の目的	使用する設備
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手順等	○ 炉心の著しい損傷の発生に伴い、発生した水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合を想定し、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手順等を整備 必要な原子炉格納容器内の不活性化 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・格納容器内水素濃度 (SA) ・格納容器内酸素濃度 (SA) 等
10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	○ 炉心の著しい損傷が発生に伴い、発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合を想定し、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等を整備 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	・静的触媒式水素再結合器 ・原子炉建屋水素濃度 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル 等

手 順	手順の目的	使用する設備
1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	○ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又はプールの水位が低下した場合を想定し、プール内の燃料体等の冷却、放射線の遮蔽及び臨界を防止するための手順等を整備 燃料プールの代替注水、 燃料プールの漏えい抑制 燃料プールの監視 ○ プールの水位が異常に低下した場合を想定し、プール内の燃料体等の著しい損傷の緩和、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための手順等を整備 燃料プールへのスプレイ 大気への拡散抑制 プールの監視	・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 代替淡水貯槽 ・ 代替燃料プール注水系 ・ 常設スプレイヘッド ・ 可搬型スプレイノズル ・ 可搬型代替注水中型ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 西側淡水貯水設備 ・ 放水砲 等
1.2 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	○ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損等の場合を想定し、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を整備 大気への放射性物質の拡散抑制 海洋への放射性物質の拡散抑制 ○ 原子炉建屋周辺で航空機衝突による火災が発生した場合を想定し、火災に対応するための手順等を整備 泡消火による消火	・ 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用) ・ 放水砲 ・ ホース ・ SA用海水ピット ・ 汚濁防止膜 ・ 放射性物質吸着材 ・ 泡消火薬剤容器 ・ 泡混合器 等

手 順	手順の目的	使用する設備
13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	○ 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の手順等を整備 - 代替淡水貯槽を水源とした対応手段 - サプレッション・チェンバを水源とした対応手段 - 西側淡水貯水設備を水源とした対応手段 - 海を水源とした対応手段 - ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段 - 代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備等への水の補給	・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 等
14 電源の確保に関する手順等	○ 電源が喪失した場合を想定し、重大事故等対処設備の運用に必要な電力を確保するための手順等を整備 - 常設代替交流電源設備による電力供給 - 可搬型代替交流電源設備による電力供給 - 所内常設直流電源設備による電力供給 - 常設代替直流電源設備による電力供給 - 可搬型代替直流電源設備による電力供給 - 代替所内電気設備による電力供給 ○ 設備を継続運転させるための燃料補給の手順等を整備 - 燃料給油設備による給油	・2C, 2D非常用ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急用M/C, P/C, MCC ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・125V系蓄電池 ・緊急用125V蓄電池 ・燃料給油設備 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 等

手 順	手順の目的	使用する設備
15 事故時の計装に関する手順等	○ 計測機器の故障等により必要なパラメータを計測することが困難となった場合を想定し、有効な情報を把握するための手順等の整備 計器故障時の対応、 計器の計測範囲を超えた場合への対応、 計器電源喪失時の対応、 計測結果の記録	・主要パラメータの他のチャンネルの重要計器 ・重要代替計器 ・可搬型計測器 ・常用代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設直流電源設備 ・常用代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 等
16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	○ 重大事故等が発生した場合を想定し、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を活用した居住性の確保のための手順等を整備 中央制御室の居住性の確保 汚染の持ち込み防止	・中央制御室 ・中央制御室待避室 ・中央制御室待避室 空気ポンプユニット ・中央制御室換気系 ・可搬型照明 ・データ表示装置 ・衛星電話設備 等

手 順	手順の目的	使用する設備
17 監視測定等に関する手順等	○ 発電所及びその周辺において、発電用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及び測定、発電所の気象条件の測定、記録するための手順等の整備 - 放射性物質の濃度及び放射線量の測定 - 発電所の風向、風速その他の気象条件の測定及び記録	・モニタリング・ポスト ・放射能観測車 ・気象観測装置 等
18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	○ 緊急時対策所が発電所災害対策本部としての機能を維持するための手順等の整備 - 必要な居住性の確保 - 必要な指示及び通信連絡の確保 - 必要な数の要員の収容 - 代替交流電源設備からの給電	・緊急時対策所 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所加圧設備 ・衛星電話設備(固定型、携帯型) ・緊急時対策所用発電機 等
19 通信連絡に関する手順等	○ 発電所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の手順等の整備 - 発電所内の通信連絡設備(発電所内)、 - 発電所外(社内外)との通信連絡設備(発電所外)	・衛星電話設備(固定型、携帯型) ・携行型有線通話装置 ・無線連絡設備(携帯型) ・安全パラメータ表示システム(SPDS) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信設備 等

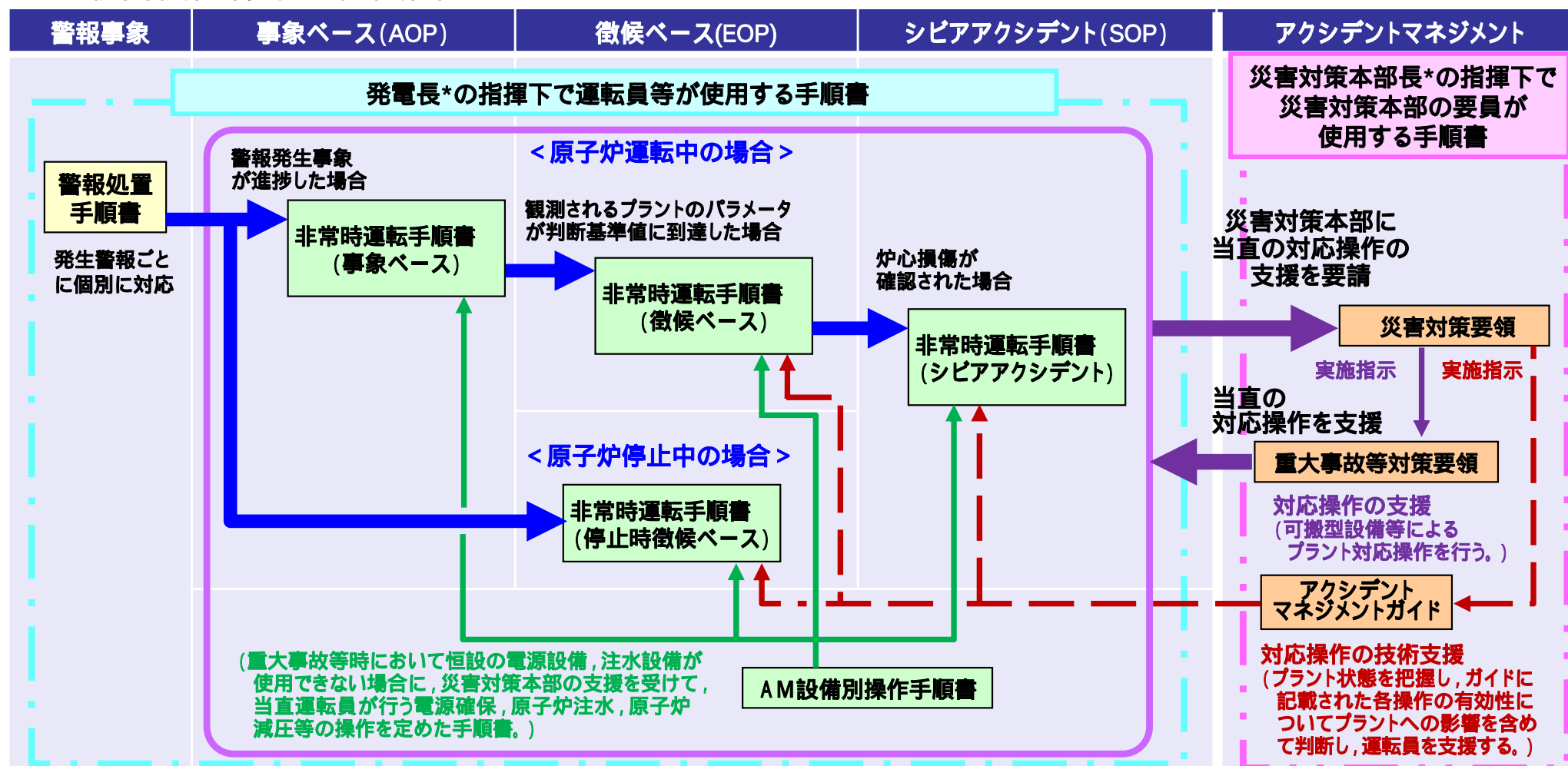
< 別紙 1 > 手順書の体系と概要 (1 / 3)



- 重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部(要員)が使用する要領を整備
- 設計基準を超えた事象への対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準をもとに必要な手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。

● 重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

【手順書機能体系の概要図】



* 重大事故等時は災害対策本部長(所長)が本部全体の統括・指揮を行い、発電長は運転班の当直としてその指揮下に入る。(< 参考 > 参照)
 発電長は「警報事象」～「SOP」の範囲で運転操作の指揮・判断を行う。

【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	【警報処置手順書】 中央制御室及び現場制御盤に 警報が発生した際 に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 <u>単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に</u> 、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 非常時運転手順書（徴候ベース） <u>事故の起因事象を問わず、事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に</u> 、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。 非常時運転手順書（停止時徴候ベース） 原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 <u>徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に</u> 、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。



	AM設備別操作手順書
手 順 書	重大事故等時において 恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合 に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。 AM設備別操作手順書では、 電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プールの注水、使用済燃料プールの冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。

【災害対策本部が使用する要領の概要】

	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合 に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。	自然現象や大規模損壊等により、多数の 恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合 に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。	プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、 炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合 における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。

【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
時系列	設備の故障警報 状態異常の警報等	▼外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV , 154kV) 原子炉スクラム 非常用ディーゼル発電機 自動起動	▼全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ) 原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水、原子炉水位維持 残留熱除去系の停止に伴う 格納容器圧力等の上昇	▼原子炉の水位が低下し、原子炉水位が 燃料有効長頂部に到達 炉心損傷の有無を判定 炉心損傷を判定した場合は、 シビアアクシデントに移行
手順書	運転員	警報処置手順書 ○発生警報ごとに個別に対応	非常時運転手順書 (事象ベース) ○外部電源喪失に伴う 原子炉スクラム操作	非常時運転手順書 (シビアアクシデント) ○損傷炉心への注水 等
		AM設備別操作手順書 ○恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施		
	災害対策本部	災害対策要領 ○所長を本部長とした災害対策本部の構築し、重大事故等への対応を実施する体制		
		重大事故等対策要領 ○恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施		
			アクシデントマネジメントガイド ○災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する。	

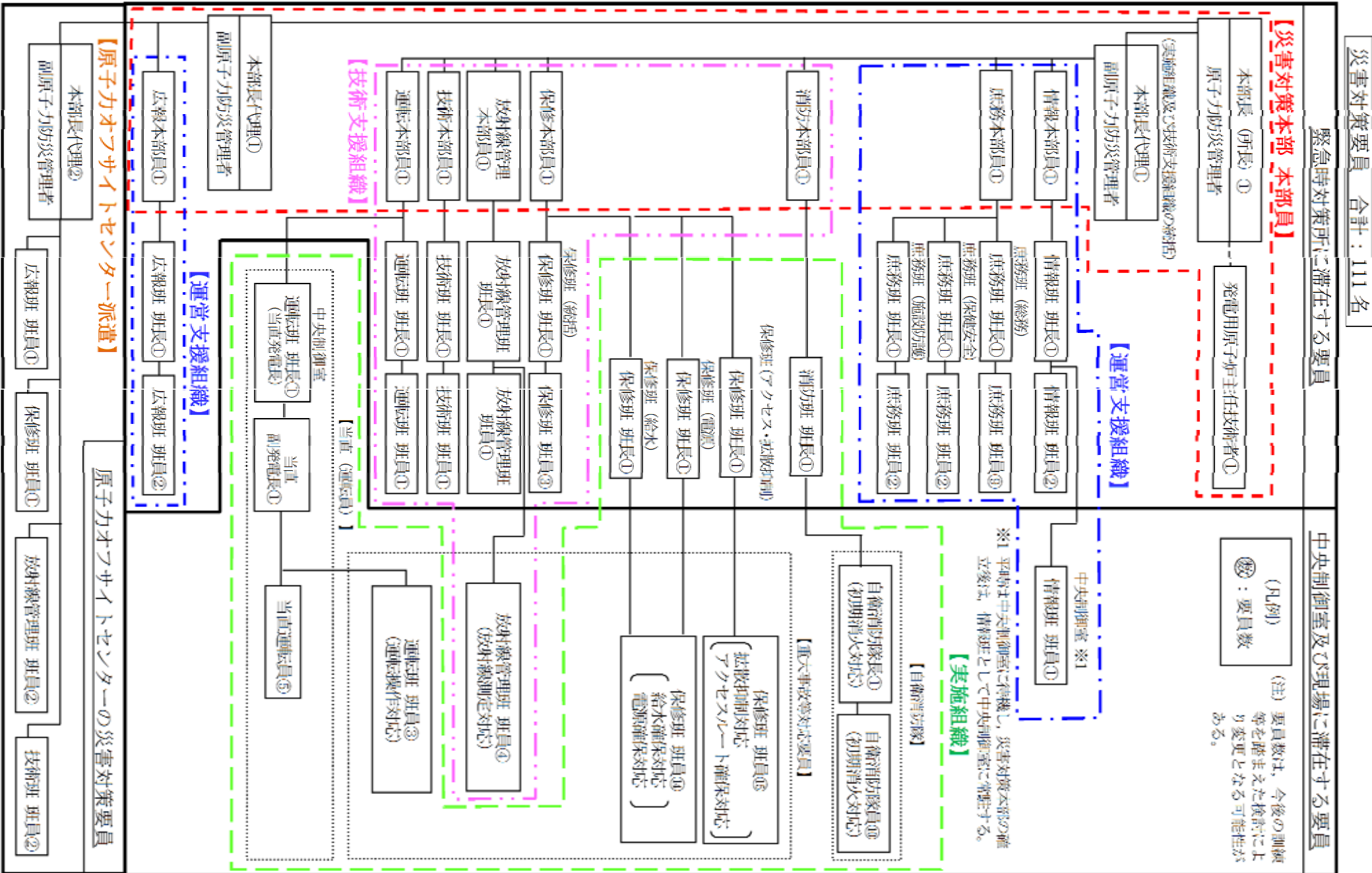
➤ 手順書の作成にあたっては運転操作ミス(誤操作)の防止に配慮して整備を行う

- 手順書の整備にあたっては、従来より運転操作ミス(誤操作)の防止に取り組んでいる。
- 重大事故等発生時における対処に係る運転操作は、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、手順書の作成にあたっては以下の事項を考慮する。

	手順書の作成にあたって考慮する事項
ヒューマンエラー防止 のための対策	設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
	適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。
	事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの種類に分けられる場合には、別の手順書に移行する <u>判断基準を明確にし、手順書間の関係を明確にする。</u>
	運転員が操作する際には、操作指示者が確認した上で了解し、実施する。また、必要なステップ毎に適切な職位がダブルチェックする。
重大事故等時における 手順書に考慮する事項	炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等(ほう酸注入、海水注入、格納容器ベント)の <u>判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。</u>
	重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

- 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備(次頁参照)
- 災害対策本部の体制は、所長を災害対策本部長とし、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と8つの作業班で構成する。これらの作業班は、機能毎に実施組織及び支援組織に区分され、さらに支援組織は技術支援組織と運営支援組織に区分する。
- 8つの作業班は、役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備

要 員	役 割
本部長	災害対策本部の統括・指揮
本部長代理	東海第二の統括、広報及びオフサイトセンター対応の統括
原子炉主任技術者	災害対策本部長への助言
情報班	事故に関する情報の収集・整理、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応
庶務班	災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、医療に関する措置、所内警備、待避誘導、社外関係機関への連絡
消防班	消火活動
保修班	不具合設備の応急復旧、給水・電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対応
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応と技術的助言
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
運転班	プラント状況の把握、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の技術的助言
当直	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置
オフサイトセンター派遣	関係機関との連絡・調整



2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連(1 / 2)



			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス	緊急停止失敗時に発電用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に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリに発電用原子炉を冷却するための手順等	熱を輸送するための手順等 最終ヒートシンクへ	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器の溶融炉心を冷却するための手順等	原子炉格納容器下部の破損を防止するための手順等	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手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	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	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	監視測定等に関する手順等	緊急時対策所居住性等に関する手順等	通信連絡に関する手順等
炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故			●	●	●	●							●	●					
	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●						
	全交流動力電源喪失（長期T B）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗する事故		●	●	●		●							●	●	●				
	全交流動力電源喪失（T B D, T B U）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗し、直流電源及び原子炉隔離時冷却系が喪失する事故		●	●	●		●							●	●	●				
	全交流動力電源喪失（T B P）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗し、逃がし安全弁再閉鎖に失敗する事故		●	●	●		●							●	●	●				
	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●	●				
	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●					
	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	●	●			●	●							●						
	LOCA時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模の破断の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●	●					
	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により、低圧設計部分が過圧され破断する事故		●	●	●	●	●							●	●					
	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	基準津波を超え敷地に遡上する津波により、取水機能及び原子炉注水機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●	●				

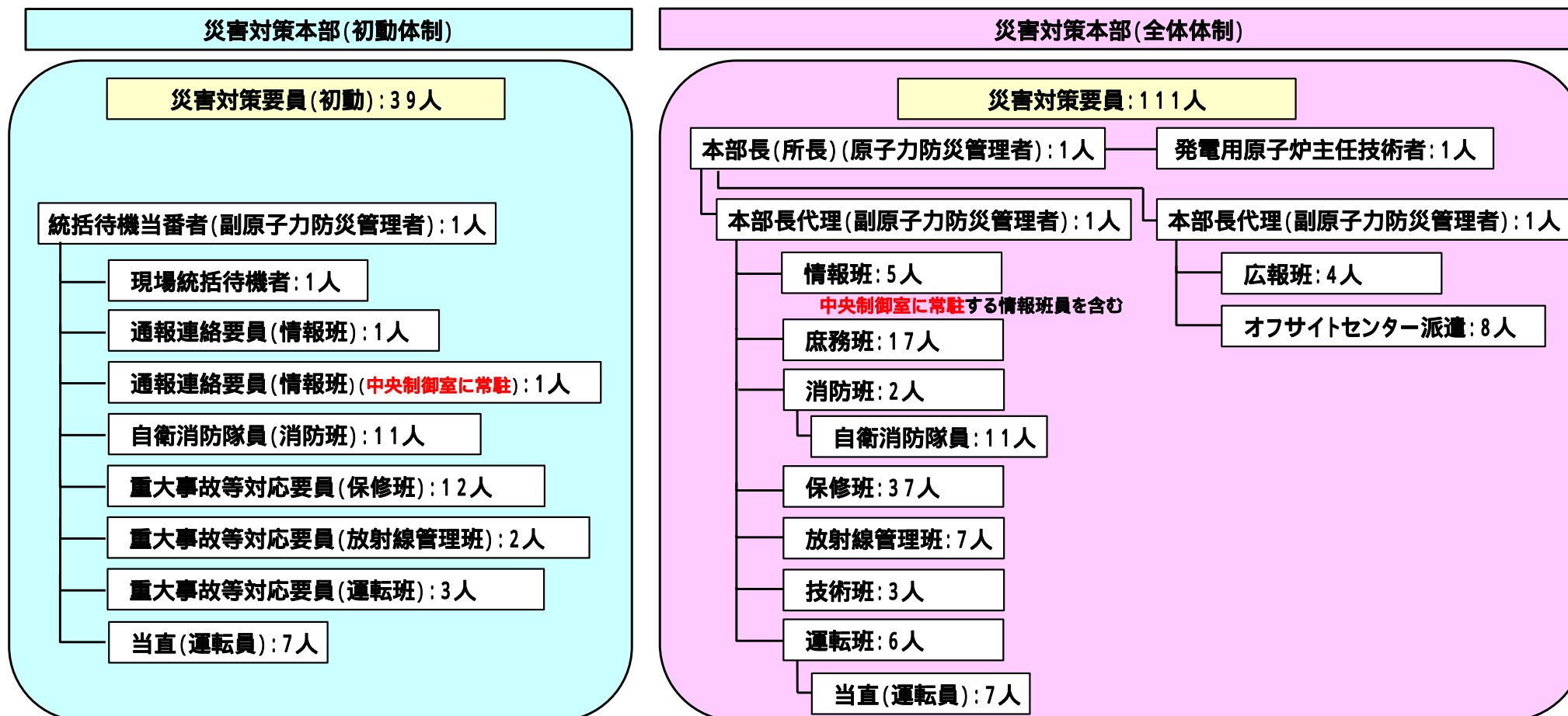
2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連(2 / 2)



事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
			緊急停止失敗時に発電用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に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	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	過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器の溶融炉心を冷却するための手順等	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手順等	原子炉格納容器下部の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽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	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	監視測定等に関する手順等	緊急時対策所居住性等に関する手順等
格納容器破損防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合						●	●	●	●				●	●	●	●			
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用できない場合						●	●	●	●				●	●	●	●			
	高圧溶融物放出／格納容器直接加熱	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●			
	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●			
	水素燃焼	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合						●	●	●	●				●	●	●	●			
	溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●			
SFP燃料 損傷防止	想定事故 1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故											●		●	●					
	想定事故 2	サイフォン現象等により使用済燃料プールの水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故											●		●	●					
停止中の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故			●	●	●								●	●					
	全交流動力電源喪失	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失する事故			●	●	●								●	●	●				
	原子炉冷却材の流出	原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への冷却材の漏えいが発生し、炉心冷却に失敗する事故				●	●								●						
	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する事故																			

3. 初動対応に当たる要員の配置 (1 / 4)

- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)においては、初動対応を担う要員が発電所構内に常駐する体制を整備
- 有効性評価の事故シーケンスグループ等の事象発生初期に必要な対応操作を行う要員を、災害対策要員(初動)として発電所構内に常駐
- 災害対策要員(初動)以外の災害対策要員は、非常招集により参集して初動体制に加わることで、災害対策本部の体制は初動体制(39人)から全体体制(111人)に移行
- 東日本大震災時の対応経験を踏まえ、情報班員を中央制御室に待機させ、事象発生初期から継続的にプラント状況や中央制御室の状況が随時災害対策本部に報告されるように体制を強化



3. 初動対応に当たる要員の配置 (2 / 4)



- 初動対応に最も多くの要員を必要とする事故シーケンスについても、対応可能な初動体制の要員を確保 (初動体制の要員 (39人) を発電所構内に常駐)
- 事故シーケンスグループ等のうち全交流電源喪失 (TBP¹) は、炉心損傷防止のため、**事象発生後 2時間までに必要となる要員数が最も多く (24人)**、かつ事象発生3時間後までの**早期**に可搬型代替注水中型ポンプを用いた対応が必要な代表的な事故シーケンス

1 TBP: 全交流動力電源喪失 + 逃がし安全弁1弁開固着

各事故シーケンスグループ等において参集要員に求める主な対応と参集時間					
事故シーケンスグループ等	6	12	18	24	有効性評価上事象発生2時間までに必要な要員数
炉心損傷防止					
・全交流動力電源喪失 (長期TBP) (TBD, TBU) ・津波浸水による最終ヒートシンク喪失		▲ (約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲ (約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 ▲ (約13時間) 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整			24
・全交流動力電源喪失 (TBP)	▲ (約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲ (約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 (約14時間) ▲ 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整				24
格納容器ベントを実施する事故シーケンスグループ ・TQUV ・TW (残留熱除去系が故障した場合) ・LOCA	▲ (約5時間以降) 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給		(24時間以降) ▲ 格納容器ベントの現場操作		18
格納容器破損防止		(約18時間) ▲ 格納容器ベントの現場操作待機	(24時間以降) ▲ 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給		20
格納容器破損モード ・静的負荷 (代替循環冷却系を使用できない場合) 格納容器ベントを実施しない格納容器破損モード ・静的負荷 (代替循環冷却系を使用する場合) ・DCH ・FCI ・MCCI ・水素燃焼			(24時間以降) ▲ 可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給に伴う燃料補給		20
使用済燃料プール		▲ (約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給			17

初動体制の要員	要員数 ²	役割
当直要員	7人	運転操作
災害対策要員 (指揮者等) (統括待機当番者, 現場統括待機, 情報班員)	3人	状況把握, 通報連絡, 対応指示
災害対策要員 (指揮者等) (情報班員)	1人	通報連絡 (中央制御室に常駐)
重大事故等対応要員 (運転操作対応)	3人	運転操作 (原子炉注水系統構成)
重大事故等対応要員 (アクセスルート確保)	2人	がれき撤去 (アクセスルート確保の対応がある場合に出動)
重大事故等対応要員 (給水確保)	8人	可搬型代替注水中型ポンプを用いた送水対応
重大事故等対応要員 (電源確保)	2人	電源車を用いた電源復旧対応
重大事故等対応要員 (放射線測定)	2人	放射線管理対応 (緊急時対策所エリアモニタ設置, 可搬型モニタリングポスト設置の対応がある場合に出動)
自衛消防隊	11人	消火活動がある場合に備え待機

2 有効性評価では、表中の枠囲みの要員を全交流電源喪失 (TBP) の直接的な事故対応に必要な要員として評価。その他の要員は事象の状況により各々の役割の活動を行う。

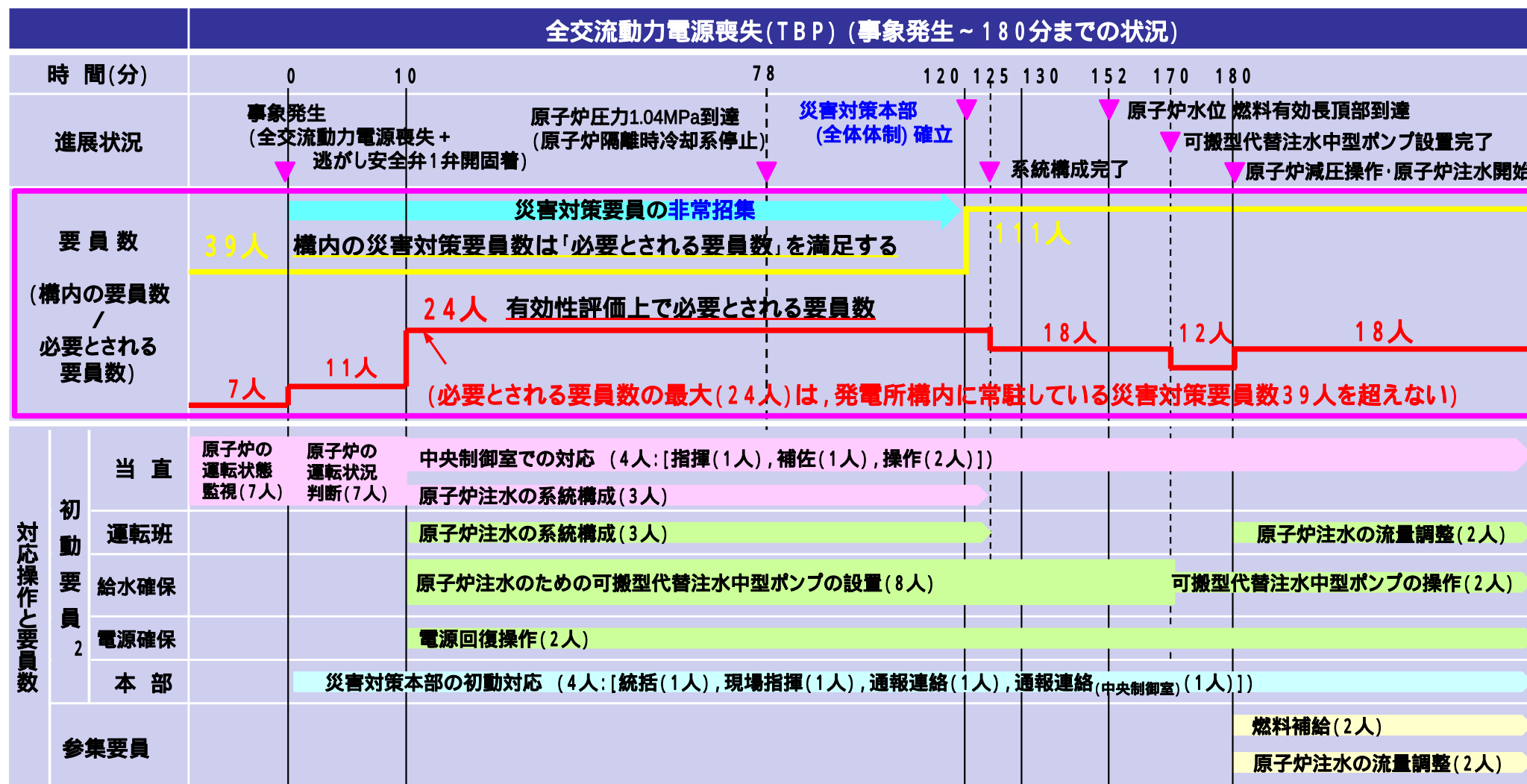
- 初動体制の要員 (39人) で、**がれき撤去**や**消火活動**等が**必要となる場合でも対応可能**
- 発電所構外より参集する災害対策要員に期待する操作は、最も早いものでも事象発生3時間後以降 (給油対応)
- 非常招集から2時間以内に災害対策要員が参集するため、給油対応 (早くて事象発生3時間後以降) を行う要員は確保可能

3. 初動対応に当たる要員の配置 (3 / 4)



- 有効性評価 (全交流電源喪失 (TBP¹)) の事故シーケンスで評価した事故収束に係る対応と必要な要員数は以下のとおり。事象発生3時間後までに初動体制の要員 (39人)のみで可搬型ポンプによる原子炉注水が開始できることを確認
- 参集する要員は、非常招集後2時間以内に参集できる体制としている。万が一、参集できない不測の事態の場合には、対応操作の優先順位を判断し、必要な操作に初動体制の要員を充てて対応を行う。

1 TBP: 全交流動力電源喪失 + 逃がし安全弁1弁開固着



2 この他にも初動体制の要員が構内には常駐していることから、状況に応じて、必要な対応操作を行えるよう、あらかじめ要員に力量を付与させ、多能化する。

3. 初動対応に当たる要員の配置 (4 / 4)

- 災害対策要員(初動)の待機場所は、地震等の自然災害及び重大事故等を考慮し、発電所構内に分散して複数設置

【災害対策要員の待機場所】

- 平日の勤務時間中は、事務本館等で執務する災害対策要員が緊急時対策所に参集し災害対策本部が確立
- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)は、災害対策要員(初動)が免震機能を持つ建物や耐震を考慮した建物に待機し、招集の連絡を受け、速やかに緊急時対策所に参集し災害対策本部(初動体制)が確立
- 災害対策要員のうち、運転班の要員は、原則中央制御室に参集
- 地震等の自然現象及び重大事故等による影響を考慮し、災害対策要員(初動)が待機する場所を発電所構内に分散して複数設置
- 待機に当たっては、災害対策要員(初動)の各々の役割分担も考慮し、待機場所を分散

4. 災害対策要員の非常招集 (1 / 5)

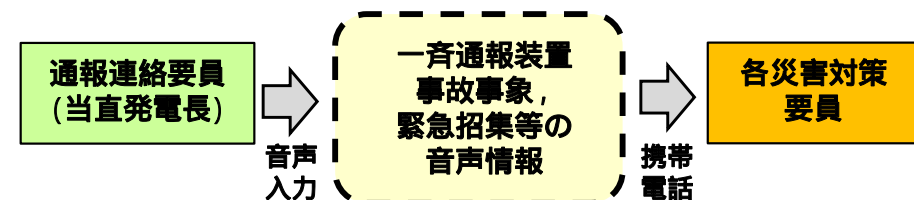
➤ 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても、**非常招集後2時間以内に参集し災害対策本部を確立できる体制を整備**

- 災害対策本部を構成する要員は、夜間及び休日においても、一斉通報システムによる非常招集後**2時間以内に緊急時対策所に参集**し、災害対策本部を確立
- 非常招集により発電所構外から参集する要員72人については、**拘束当番として確保**
- 拘束当番者のうち、特に**特定の力量を有する参集要員**は、あらかじめ**発電所近傍に待機**させ**参集の確実性を向上**

* これらの対応により、比較的発電所の近傍に要員が偏在する運用となるが、仮に村内で特に大きな自然災害等が生じた場合、要員の一部が健康被害等を受け、参集性に悪影響を与える可能性が考えられる。その場合でも、発電所から遠隔地の滞在に比べて発電所近傍の滞在の方が、距離・経路・時間の観点で総合的に優越すると判断している。また、拘束当番、待機者の多くは、地震や竜巻に対する耐性が高い鉄筋コンクリートの建物内に滞在し、そのリスクを低減している。



一斉通報システムの概要



< 一斉通報システムによる災害対策要員の招集 >

通報連絡要員(又は当直発電長)は、一斉通報装置に事故故障の内容及び招集情報を音声入力し、各災害対策要員に発信する。携帯電話の回線の一部は災害時優先通信の指定を受けている。

自然災害、主には地震によりインフラが損傷し、一斉通報システムが使用できない場合も想定されるが、震度4以上の地震では事故・トラブル対応者が、震度6弱以上の地震では招集連絡がなくても災害対策要員は発電所に参集する扱いとしている。

居住地別の発電所員数

居住地	半径5km圏	半径5～10km圏	半径10km圏外
居住割合	52%	23%	25%

(平成28年7月時点)

・発電所外から参集する要員は、参集訓練実績及び各種ハザードを考慮し参集条件を保守的に設定し(徒歩移動速度:4km/h*)、事象発生後2時間以内に参集できると評価

* 参集訓練実績での移動速度約5km/hに対して4km/hと想定

4. 災害対策要員の非常招集 (2 / 5)

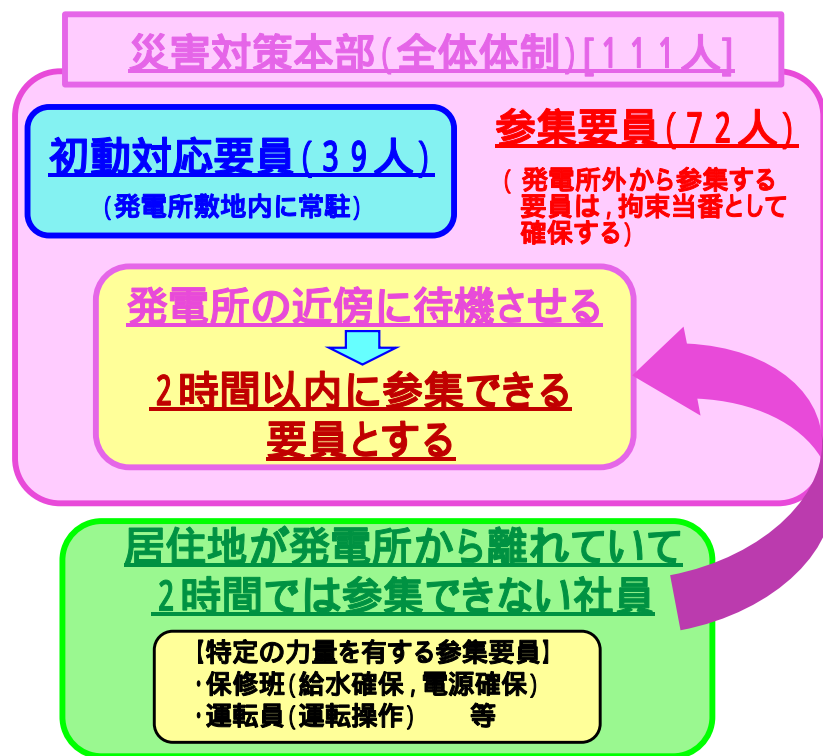
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
- 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



4. 災害対策要員の非常招集 (3 / 5)

- 発電所に参集する要員のうち、一部の要員については、発電所の近傍にあらかじめ待機させることにより、参集の確からしさを向上させることから、事故対応を継続して遂行できる
- 発電所外から参集する災害対策本部の要員は、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても、**拘束当番として72名を確保**する。
- 確保する拘束当番者の選定にあたっては、対象者の居住場所を考慮する。
- 他操作との流動性が少ない**特定の力量を有する参集要員**(重大事故等対応要員のうち電源確保及び給水確保の要員、運転操作の要員)については、**参集の确实さを向上させるために、あらかじめ発電所近傍(第三滝坂寮など)に待機させ**、2時間以内に72名が参集できる運用とする。
- 保修班等において作業に必要な有資格者(大型車両及びクレーンなどの免状取得者)を配置する。
- 発電所員として約400名が所属しているが、事故対応が長期に及んだ場合には、**社内において交代要員等を確保**し、継続的に収束対応に当たれる体制を整備する。

2022年12月時点



(移動速度:
4km/h)

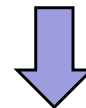
参集ルート	距離(m)	所要時間
主要参集ルート	3,180m	47分28秒
主要参集ルート	3,630m	54分11秒
迂回参集ルート	3,150m	47分01秒
迂回参集ルート	2,980m	44秒23分
迂回参集ルート	3,215m	47分59秒
迂回参集ルート	3,230m	48分13秒

発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

4. 災害対策要員の非常招集 (4 / 5)

- 発電所構内への参集ルートは、敷地の特性を踏まえ、複数の参集ルートを設定することで、参集の確からしさを向上

- 発電所の参集には必ず国道245号線を通過するため、同国道の交通状態及び道路状態によりアクセス性に影響を受けないよう、通行距離を短くするとともに、各参集ルートの進入場所を離して複数設定
- 敷地入口近傍にある送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定
- 敷地高さを踏まえ、津波による影響を受けずに緊急時対策所に参集できるルートを設定



上記の考え方にに基づき、以下の参集ルートを設定し、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

参集ルート	特 徴
正門ルート	通常、発電所に参集するルート
代替正門ルート	敷地入口の送電鉄塔が倒壊した場合の迂回ルート
北側ルート	敷地入口が通行できない場合の代替ルート
南側ルート	敷地入口及び北側ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
南西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート

- 隣接する他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について取り決めの締結を合意

発電所構内への複数の参集ルート設定

げんてん

-
- The map displays the evacuation routes from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Blue lines represent the main evacuation routes, while yellow lines represent routes used during major tsunami warnings. Red lines indicate routes that are not used. The map includes labels for various locations such as Iizumi, Maeda, and the plant itself. A table in the bottom right corner provides details about the bridges along these routes.
- | 橋名 | 橋梁 | 橋長 | 幅 |
|----|------|------|-----|
| A | 新橋 | 503m | 4車線 |
| B | 新大橋 | 655m | 2車線 |
| C | 久慈大橋 | 366m | 2車線 |

久慈川

津波ハザードマップに加重

標高18m

標高19m

標高26m

第三橋梁

標高34m

標高25m

標高20m

標高22m

標高23m

標高35m

標高22m

標高30m

標高30m

新川

東海第二発電所

津波浸水想定範囲
(想定津波の高さ別水深)

0.3m未満
0.3m以上 1.0m未満
1.0m以上 2.0m未満
2.0m以上 3.0m未満
3.0m以上 10.0m未満
10.0m以上 20.0m未満
20.0m以上

【凡例】
△ 標高
— 主要な避難ルート
— 津波浸水発生時は使用しない避難ルート
— 等深線(標高5m)
— 等深線(標高20m)

図中の色は津波高さ(HP+1.7mからの水位上昇量)を示す。
HP+1.7mは想定平均満潮位(HP+1.5m)と2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量(+0.2m)を考慮。(HP±0.00m(日立港平均海面)=T.P.-0.89m)

手順・有効性-89

5. 有効性評価における判断基準

項目	判断基準
炉心損傷防止対策	・燃料被覆管の最高温度 1,200 ・燃料被覆管の酸化量 15% ・原子炉圧力 < 10.34MPa[gage] ・格納容器圧力 < 0.62MPa[gage] ・格納容器温度 < 200 ・敷地境界での実効線量 5mSv
格納容器破損防止対策	・格納容器圧力 < 0.62MPa[gage] ・格納容器温度 < 200 ・Cs-137放出量 < 100TBq ・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力 2.0MPa[gage] ・FCIによる荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと ・格納容器内酸素濃度 5vol% ・溶融炉心による侵食によって格納容器支持機能が喪失しないこと
使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策	・燃料有効長頂部が冠水していること ・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること ・未臨界が維持されていること
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策	・燃料有効長頂部が冠水していること ・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること ・未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界や、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は除く）

●炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果(1/2)

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設)
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	過渡時自動減圧機能
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 非常用D/G失敗 + HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬)
	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	高圧代替注水系 常設代替直流電源設備
	外部電源喪失 + 非常用D/G失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS失敗)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬)
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	【RHR故障時】 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系 【取水機能喪失時】 緊急用海水系
原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	代替再循環ポンプ停止機能 ほう酸水注入系

D/G :ディーゼル発電機
 HPCS :高圧炉心スプレイ系
 RCIC :原子炉隔離時冷却系
 RHR :残留熱除去系

●炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果 (2/2)

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする 事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
LOCA時注水機能喪失	中小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低 圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系 (常設) フィルタベント設備又は耐圧強化ベント 系
格納容器バイパス (インター フェイスシステムLOCA)	インターフェイスシステムLOCA	破損系統を除く原子炉注水機能 破損系統の隔離 手動減圧
津波浸水による最終ヒートシン ク喪失	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能 喪失	津波防護対策 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 低圧代替注水系 (可搬) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬) 常設代替交流電源設備 緊急用海水系

●格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

格納容器破損モード	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な格納容器破損防止対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系 (常設) 代替循環冷却系 緊急用海水系 フィルタベント設備 可搬型窒素供給装置
水素燃焼	-	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化
高圧溶融物放出 / 格納容器 雰囲気直接加熱 (DCH)	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧 炉心冷却失敗	原子炉手動減圧
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 (FCI)		ペDESTAL(ドライウェル部)の水位を 約1mに維持する手段
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)		格納容器下部注水系 (常設)

6. 事故シーケンスの選定結果 (4 / 4)

● 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の対象とする事故シーケンスの選定結果

想定事故	事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
想定事故 1	使用済燃料プール注水機能及び冷却機能の喪失	低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬)
想定事故 2	使用済燃料プールの漏えい (使用済燃料プール注水機能及び冷却機能の喪失を想定)	静的サイフォンブレイク用配管 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬)

● 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の対象とする事故シーケンスの選定結果

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中の ECCS (残留熱除去系 (低圧注水系) 等)
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低圧代替注水系 (常設) 常設代替高圧電源装置
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出 (RHR 切替時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中の ECCS (残留熱除去系 (低圧注水系) 等)
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜き	安全保護系 (原子炉出力ペリオド短縮 (10 秒) 信号による原子炉スクラム)

7. 有効性評価の概要 (炉心損傷防止対策 1 / 5)



➤ 事故シーケンスグループ毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効であることを確認

事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料被覆管温度(1,200) 格納容器圧力(< 0.62MPa[gage]) 格納容器雰囲気温度(< 200)
高圧・低圧注水機能喪失 (1)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系	<u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	338 0.31MPa[gage] 143
高圧注水・減圧機能喪失	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 <u>過渡時自動減圧機能(自動減圧)</u>	711 0.04MPa[gage] 90

(1)

評価上期待していないが、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策として整備した代替循環冷却系も有効である。(以下、残留熱除去系が機能喪失する事故シーケンスグループにおいて同様)

7. 有効性評価の概要 (炉心損傷防止対策 2 / 5)



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料被覆管温度(<1,200) 格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) 格納容器雰囲気温度(<200)
全交流動力電源喪失 (長期TB)	全交流動力電源喪失	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	初期値(約309)以下 0.28MPa[gage] 141
全交流動力電源喪失 (TBD・TBU)	全交流動力電源喪失 所内常設直流電源設備 原子炉隔離時冷却系	<u>高圧代替注水系</u> <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 常設代替直流電源設備	初期値(約309)以下 0.28MPa[gage] 141

7. 有効性評価の概要 (炉心損傷防止対策 3 / 5)



事故シ ケンスグ ループ	安全機能の喪失に 対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料被覆管温度(<1,200) 格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) 格納容器雰囲気温度(<200)
全交流動力 電源喪失 (TBP)	全交流動力電源喪失 逃がし安全弁開固着	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	746 0.28MPa[gage] 141
崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能 が喪失した 場合)	海水取水機能 (DG取水機能喪失に伴 う全交流動力電源喪 失)	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) 残留熱除去系 / <u>緊急用海水系</u> 常設代替高圧電源装置 <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	初期値(約309)以下 0.28MPa[gage] 141

7. 有効性評価の概要 (炉心損傷防止対策 4 / 5)



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料被覆管温度(< 1,200) 格納容器圧力(< 0.62MPa[gage]) 格納容器雰囲気温度(< 200)
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	残留熱除去系	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 <u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	初期値(約309)以下 0.31MPa[gage] 143
原子炉停止機能喪失 (1)	原子炉スクラム	<u>ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)</u> ほう酸水注入系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系	872 0.20MPa[gage] 115

(1)
評価上期待していないが、原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策として整備した代替制御棒挿入機能も有効である。

7. 有効性評価の概要 (炉心損傷防止対策 5 / 5)



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料被覆管温度(<1,200) 格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) 格納容器雰囲気温度(<200)
LOCA時注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 自動減圧系	<u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	616 0.31MPa[gage] 143
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	残留熱除去系(B) 残留熱除去系(C) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 低圧代替注水系(常設) 逃がし安全弁(手動減圧) 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系	初期値(約309)以下 設計基準事故の範囲 設計基準事故の範囲
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	津波浸水 (全交流動力電源喪失と同様)	<u>津波対策及び緊急用海水系を除き全交流動力電源喪失と同様</u>	全交流動力電源喪失と同様

格納容器 破損 モード	安全機能の喪失に 対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) 格納容器温度(<200) Cs-137放出量(<100TBq) 格納容器内酸素濃度(<5vol%)
雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高圧電源装置</u> <u>低圧代替注水系(常設)</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>緊急用海水系</u> <u>代替循環冷却系</u> <u>可搬型窒素供給装置</u> <u>フィルタベント設備</u>	0.31MPa[gage] 139 (壁面温度) 7.5TBq(7日間) 4.0vol%
雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高圧電源装置</u> <u>低圧代替注水系(常設)</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>フィルタベント設備</u>	0.47MPa[gage] 157 (壁面温度) 16TBq(7日間) 2.6vol%

格納容器 破損 モード	安全機能の喪失に 対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 格納容器圧力(< 0.62MPa[gage]) 格納容器温度(< 200) Cs-137放出量(< 100TBq) 原子炉圧力容器破損時の原子炉 圧力(< 2.0MPa[gage]) 格納容器内酸素濃度(< 5vol%) コンクリート侵食量(格納容器支持 機能が喪失しないこと)
高压溶融物 放出 / 格納 容器雰囲気 直接加熱 , 溶融燃料 - 冷却材相互 作用 , 溶融炉心・ コンクリート 相互作用	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低压炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高压電源装置</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>格納容器下部注水系(常設)</u> <u>コリウムシールド</u> <u>緊急用海水系</u> <u>代替循環冷却系</u> <u>可搬型窒素供給装置</u> <u>フィルタベント設備</u>	0.47MPa[gage] 151 (雰囲気温度) 0.032TBq(7日間) 0.3MPa[gage] 4.0vol% 0cm

7. 有効性評価の概要 (使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策)



➤ 使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故に対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

想定事故	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料有効長頂部の冠水 放射線の遮蔽が維持される水位の確保 未臨界の確保
想定事故1	使用済燃料プール冷却機能 使用済燃料プール注水機能	<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水</u>	通常水位から約0.38m下(燃料有効長頂部は通常水位から約7.26m下) 確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は通常水位から約0.86m下) 確保可
想定事故2	使用済燃料プール冷却機能 使用済燃料プール注水機能	<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水</u> <u>サイフォンブレイク用配管</u>	通常水位から約0.62m下(燃料有効長頂部は通常水位から約7.26m下) 確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は通常水位から約0.86m下) 確保可

7. 有効性評価の概要

(運転停止中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毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

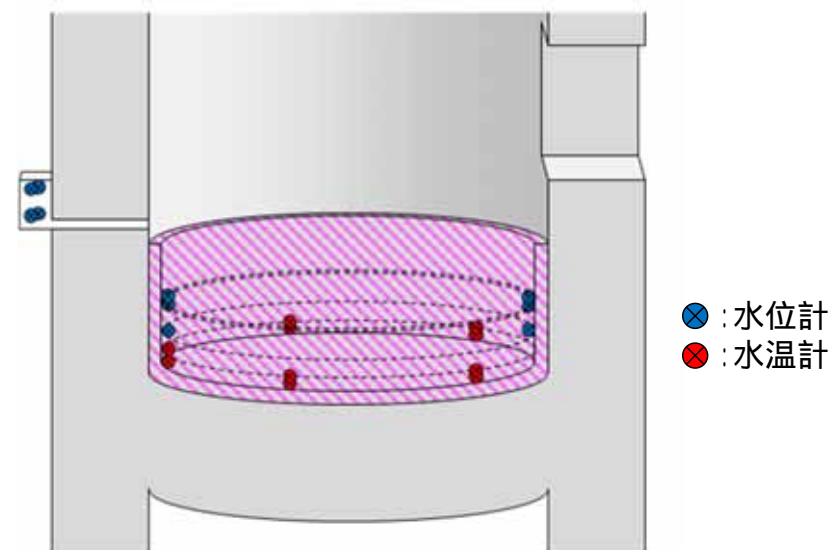
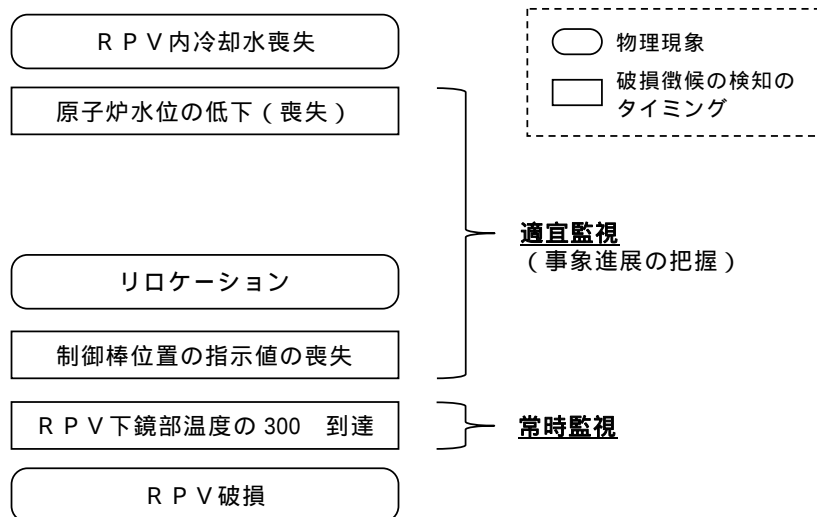
事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) 燃料有効長頂部の冠水 放射線の遮蔽が維持される水位の確保 未臨界の確保(通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	残留熱除去系(低圧注水系)	燃料有効長頂部から約4.2m上 確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上) 確保可
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 残留熱除去系海水系	低圧代替注水系(常設) 常設代替高圧電源装置 所内常設直流電源設備	通常運転水位を維持 確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上) 確保可
原子炉冷却材の流出	-	残留熱除去系(低圧注水系)	燃料有効長頂部から約15m上 確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約2.6m上) 確保可
反応度の誤投入	-	原子炉緊急停止系	、通常運転水位を維持 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のみ

8. 原子炉圧力容器の破損判断

- 下記パラメータを監視することにより，原子炉圧力容器（R P V）の破損前の徴候を把握するとともに，原子炉圧力容器破損時の判断を確実にを行い，対応操作を実施する

パラメータ		考え方
破損徴候 パラメータ	原子炉水位の 「低下（喪失）」	原子炉水位の低下・喪失により炉心の露出を検知し，R P V破損前における事象進展を把握
	制御棒位置指示の 「喪失数増加」	溶融デブリがR P V下部プレナムに落下し，制御棒位置指示用ケーブルに接触した際の検知
	R P V下鏡部温度の 「300 到達」	溶融デブリがR P V下鏡部に堆積し，下鏡部温度が上昇することで，R P V破損の可能性が高いことを検知
破損判断 パラメータ	格納容器下部水温 の「上昇」又は 「指示値喪失」	溶融デブリがR P Vを貫通しペDESTALへ落下した際に，ペDESTAL内の水温計の指示値上昇や，溶融デブリの接触により指示値喪失により，R P V破損を判断

事象進展



9. ペDESTALにおける設備対策(1 / 2)

【溶融炉心対策のためのペDESTALの形状変更(コリウムシールドの設置等)】

コリウムシールド設置

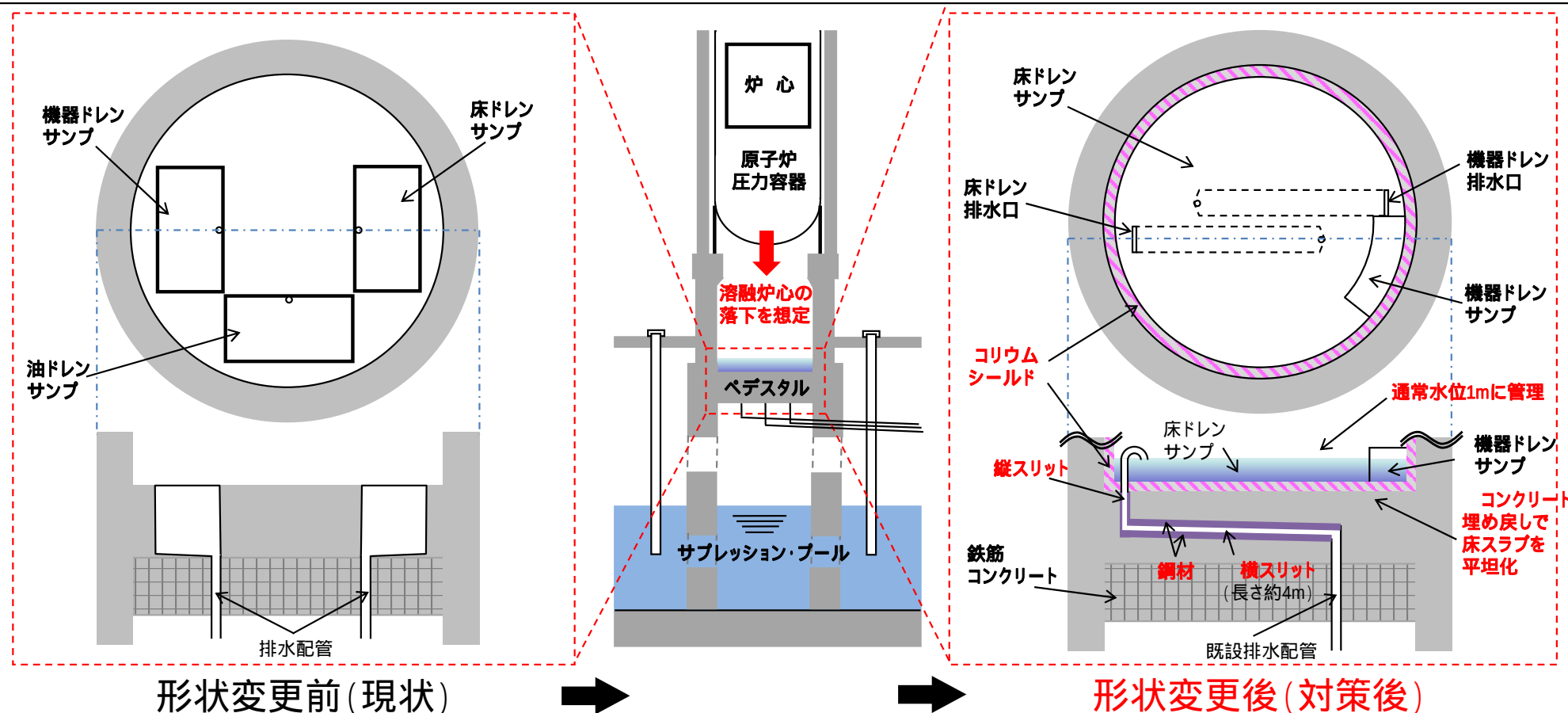
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れた**ジルコニア (ZrO_2) 製コリウムシールド**を設置

床スラブ平坦化

溶融炉心の熱負荷を平準化させるため、すべてのサンプをコンクリートで埋め戻して**床スラブを平坦化**し、その上部に鋼製の床・機器ドレンサンプを設置

溶融炉心凝固のための排水流路形状変更

溶融炉心のサプレッション・プールへの流下防止のため、サンプの排水流路を熱容量の大きい**鋼材でスリット形状に変更**し、溶融炉心を流路の途中で冷却・凝固させる。



【水蒸気爆発影響抑制のためのペDESTAL水位管理対策】

スワンネックの設置

溶融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び溶融炉心冷却性確保のため、ペDESTALからの排水経路に高さ1mの**スワンネック**を設置し、**通常時のペDESTAL水位を1mで管理**

* ペDESTAL水位がより高いと水蒸気爆発の影響が増大し、水位がより低いと溶融炉心の冷却性が低下することから、両者が成立する水位1mに設定

異物防止柵の設置、スワンネックの多重化

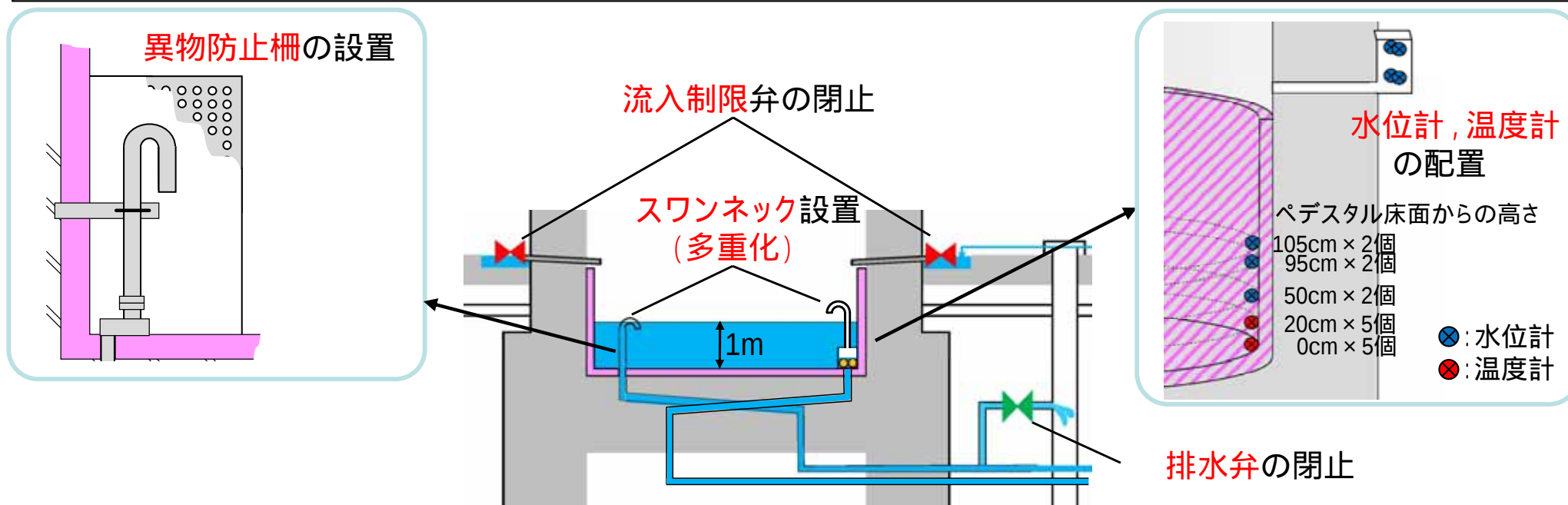
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

ペDESTALへの流入制限弁、ペDESTALからの排水弁の設置

- ・事故発生時、早期に**流入制限弁**を閉止し、**意図せぬペDESTAL水位上昇を防止**
- ・ペDESTAL水位を1mに調整後、**排水弁**を閉止し、溶融炉心落下時には**確実に1mの水位を確保**

水位計、温度計を設置

- ・ペDESTAL内に複数の**水位計**を設置し、ペDESTALの**水位監視**や**水位調整**に利用
- ・ペDESTAL内に複数の**温度計**を設置し、溶融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**

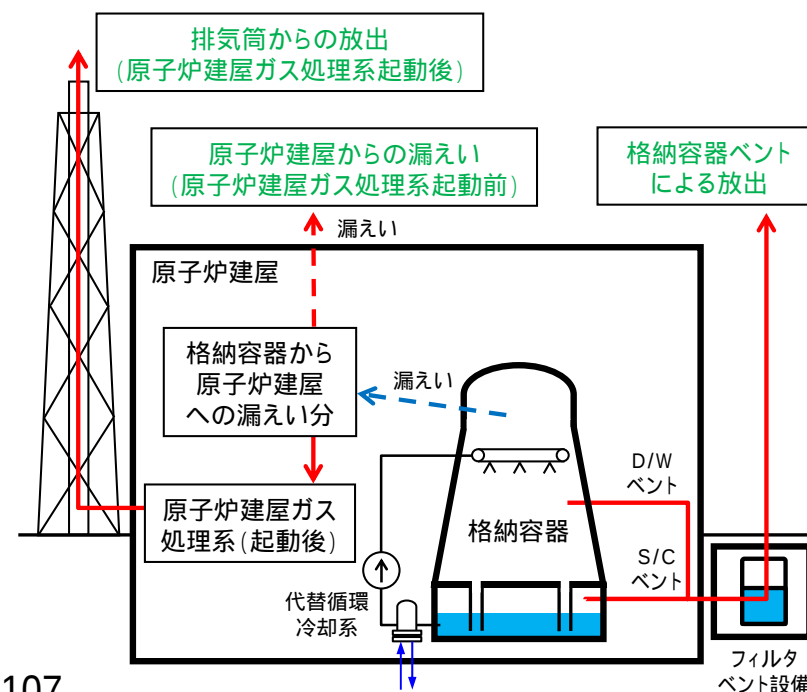


- 大気中へのCs-137の放出量は、格納容器から原子炉建屋へ漏えいした量と、フィルタベント設備により放出される量を合計して評価している。それぞれの放出量の内訳は下表のとおり。

評価事象	Cs-137放出量			(参考) ベント開始時間
	格納容器ベント (放出ルート 又は)	原子炉建屋への漏えい (放出ルート)	合計	
【ケース1】静的負荷 (代替循環冷却系を使用する場合)	0TBq	約7.5TBq	約7.5TBq	事象発生 約40日後
【ケース2】静的負荷 (代替循環冷却系を使用できない場合)	S/Cベント	約16TBq	約16TBq	事象発生 約19時間後
	D/Wベント	約1TBq	約17TBq	
【ケース3】高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	0TBq	約0.039TBq	約0.039TBq	事象発生 約53日後

D/W:ドライウェル, S/C:サプレッション・チェンバ

- 放出量の増加が極めて小さくなるまでの期間として、事象発生時点から**100日間の放出量**を評価。
- 放出ルート・についてはベント開始時点から、放出ルートについては事象発生時点からの放出量を評価。
- S/Cベントの場合、**サプレッション・プール水による除染効果**が働くため、フィルタベント設備の除染効果と相まって、放出量は非常に小さくなる。
- 原子炉建屋への漏えい分については、**格納容器の漏えい孔での除染効果や、原子炉建屋内での除染効果を保守的に考慮していないため**、比較的大きな数値となっている。これらの除染効果を考慮すると放出量はより小さくなる。
- 【ケース3】では、【ケース1, 2】に比べて**サプレッション・プールでCsが多く捕集され、放出量が少なくなる**(LOCA事象でないため、逃がし安全弁を介してサプレッション・プールへCsが移行)



【事故シーケンスグループの特徴】

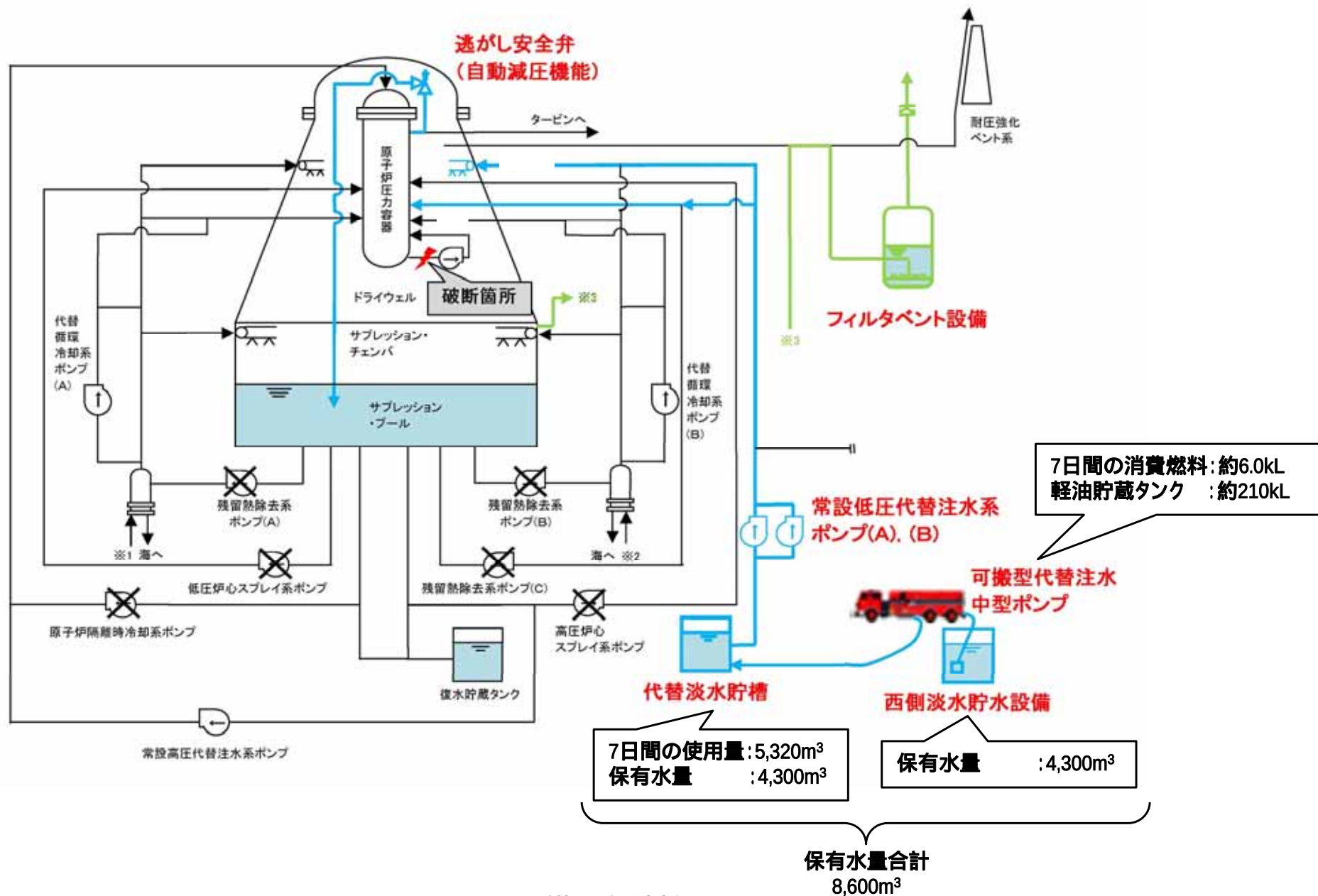
- 中小破断LOCAの発生後、ECCS等の機能の喪失を想定していることが特徴であり、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ並びに**フィルタベント設備**による格納容器ベントにより**炉心損傷を防止**できることを確認した。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ 原子炉水位の低下 ↓ 炉心損傷	中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ 原子炉水位の低下 ↓ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (事象発生から約25分) ↓ 常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生から約16時間) ↓ 常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ停止(事象発生から約27時間) ↓ フィルタベント設備による格納容器ベント (事象発生から約28時間) ↓ 安定状態	● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能 ○ 所要時間:約4分(遠隔操作) ● 代替循環冷却系による格納容器除熱も可能 ● 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイも可能 ○ 所要時間:約5分(遠隔操作) ● 耐圧強化ベント系による格納容器除熱も可能 制御盤操作の訓練等により, 時間内に操作可能なことを確認

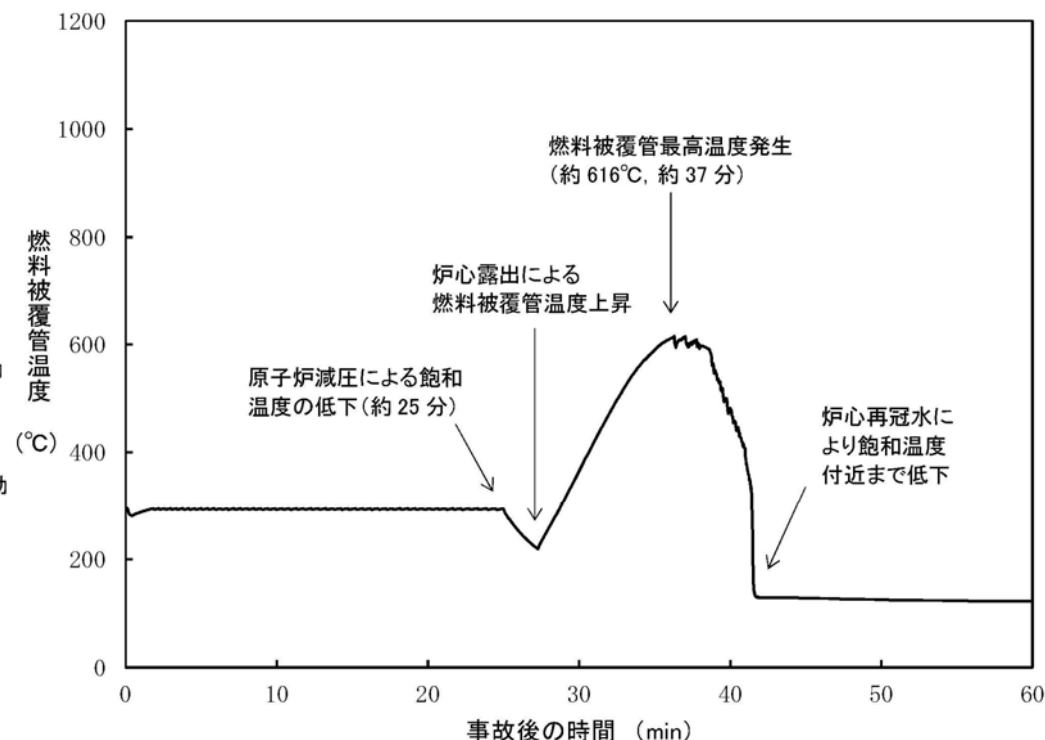
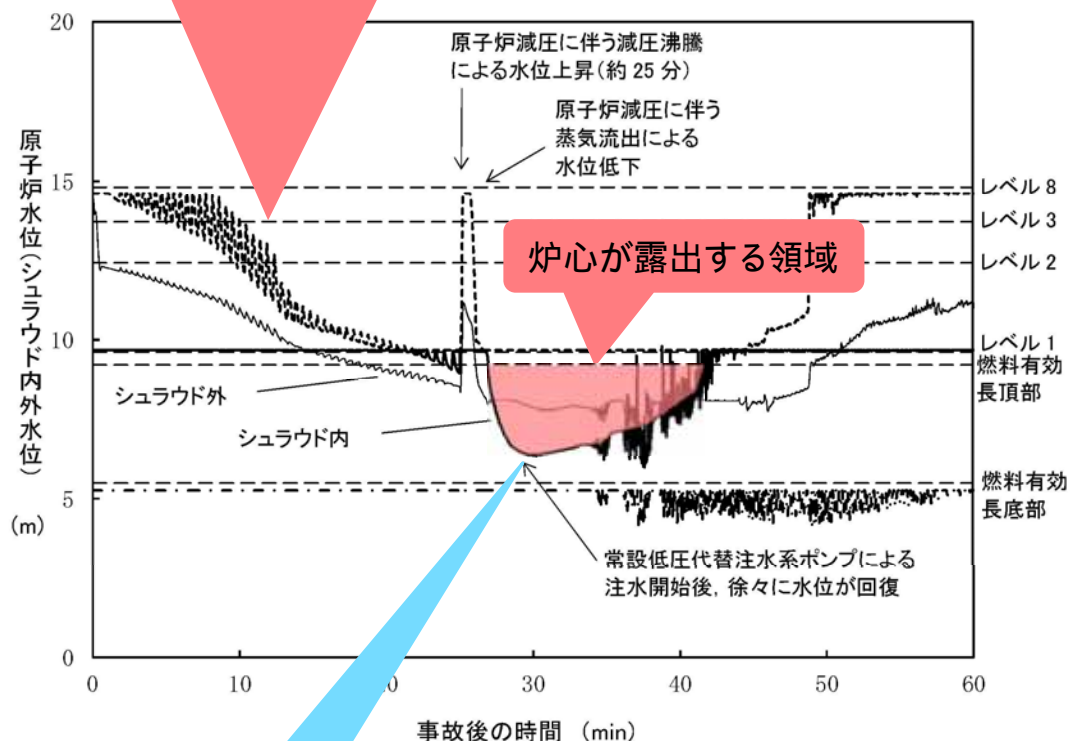
LOCA: 原子炉冷却材喪失事故

ECCS: 非常用炉心冷却系

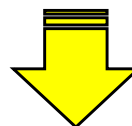
概略系統図



破断箇所からの漏洩及び逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉水位は低下()



原子炉減圧時に原子炉水位は一時的に低下するが、**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水により原子炉水位は回復()

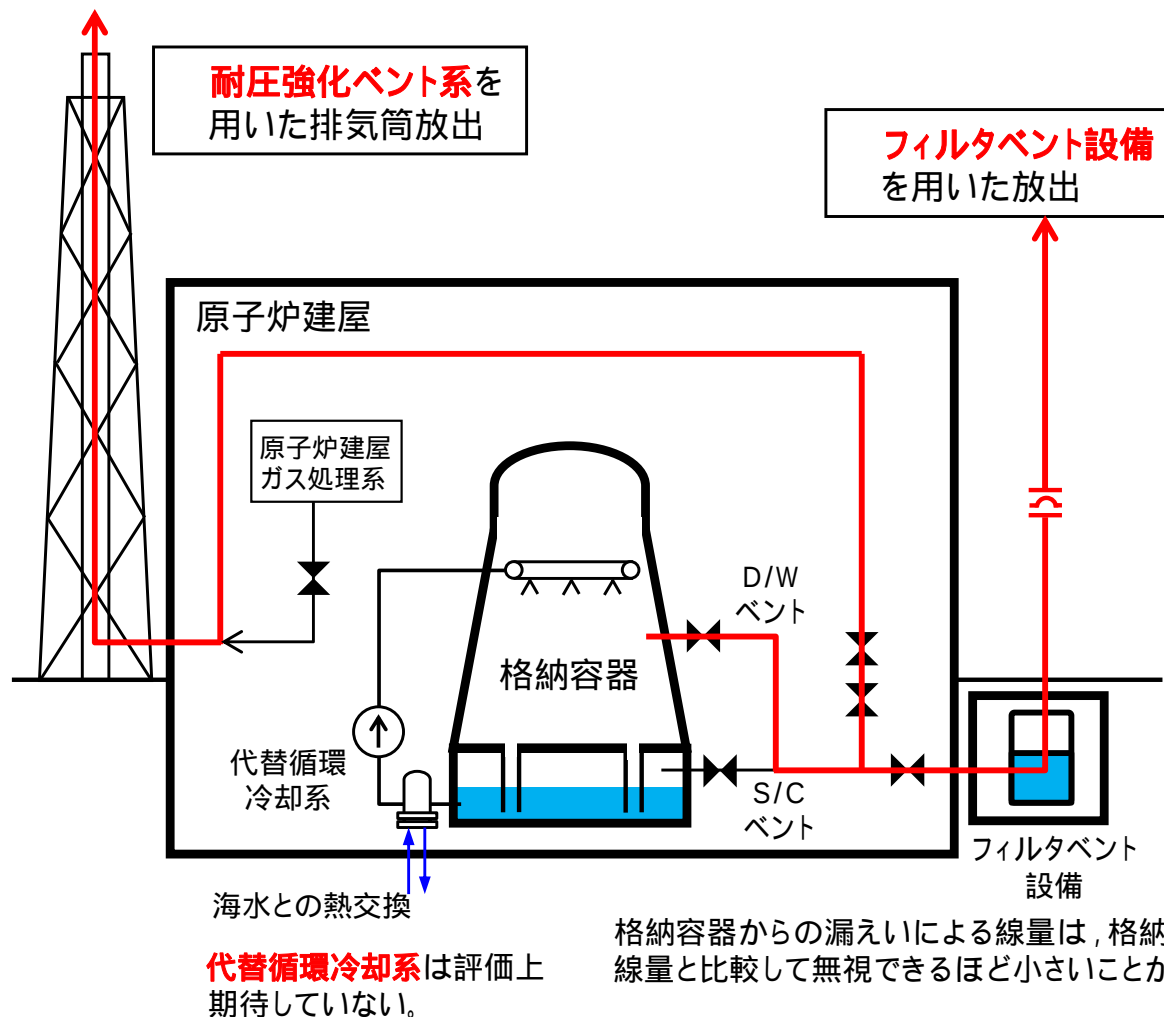


評価結果

- 燃料被覆管温度は**約616** (初期値: 約309) となり、炉心損傷に至らない
- 外部水源を用いた**常設低圧代替注水系ポンプ**による格納容器スプレイに伴いサプレッション・プール水位が上昇することから、制限水位到達にて格納容器スプレイを停止し、**フィルタベント設備**による格納容器除熱を実施することで、安定状態へ移行

- 格納容器ベント時の敷地境界での実効線量を**判断基準**($< 5\text{mSv}$)に対して十分に低い値に抑制できることを確認
- 評価上期待していない**代替循環冷却系**に期待する場合は、**格納容器ベントを実施せずに安定状態が達成可能**

【放出経路のイメージ】



【評価結果】

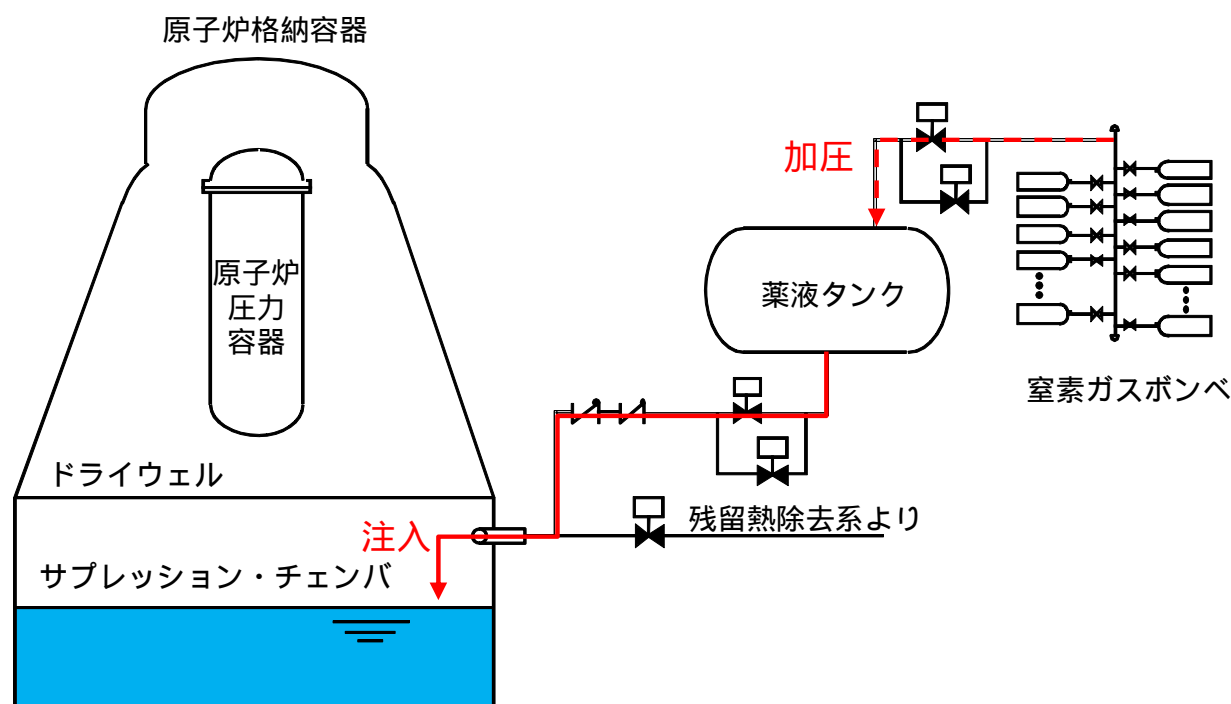
評価対象	敷地境界での実効線量
フィルタベント設備	約0.41mSv (放出ルート: +)
耐圧強化ベント系	約0.62mSv (放出ルート: +)

- **フィルタベント設備**は放射性物質の除染機能をもつため、耐圧強化ベント系よりも優先的に使用
- S/Cベントの場合、サプレッション・プール水による除染効果が働くため、D/Wベントより放射性物質の放出量が小さくなる。**S/Cベントを優先的に使用**

12. サプレッション・プール水pH制御装置

- サプレッション・プール水をアルカリ性に保持し、サプレッション・プール水中によう素を捕獲し、**よう素の放出量を低減**することを目的として、**サプレッション・プール水pH制御装置**を自主対策設備として設置する。

【系統概要図】



- ・薬品タンクを窒素ガスポンベにより加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液 (NaOH) を注入
- ・サプレッション・プール水をアルカリ性に保持することで、水中に溶解したよう素の気相部への移行を抑制

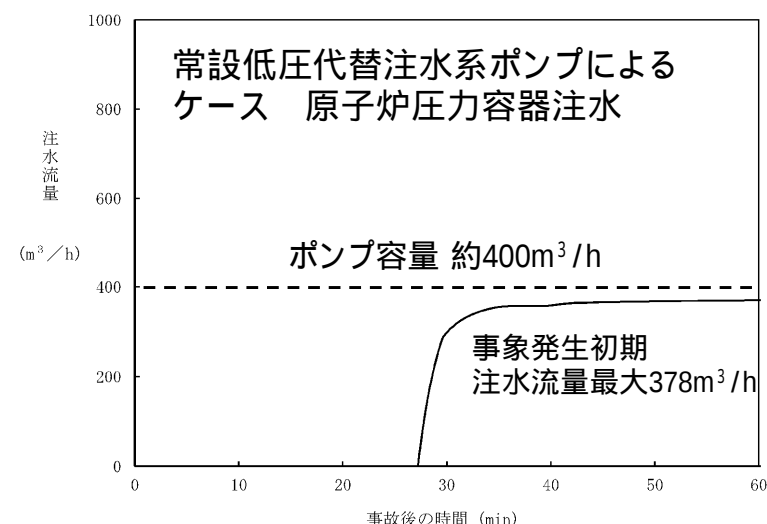
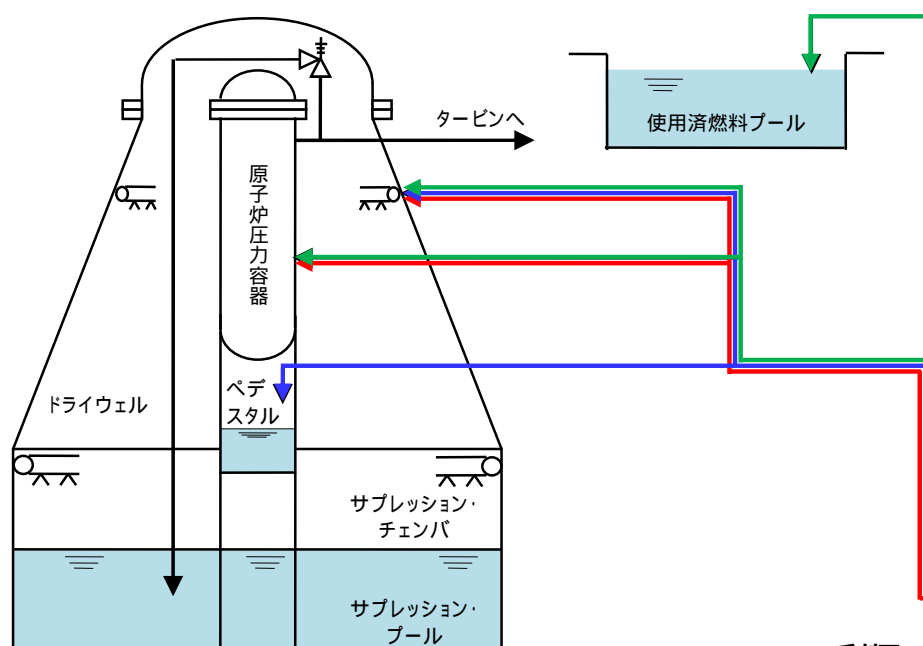


格納容器からの漏えい時やフィルタベント設備使用時における**放射性よう素の放出量を低減**

13. 同一設備を用いた複数箇所への注水(1 / 2)

有効性評価における常設低圧代替注水系ポンプを用いた同時注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペデス タル	使用済 燃料プール	備考
	378m ³ /h	-	-	-	事象発生初期の注水段階の流量(最大378m ³ /h)
	230m ³ /h	130m ³ /h	-	-	原子炉水位の回復, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制(合計360m ³ /h)
	-	300m ³ /h	80m ³ /h	-	原子炉圧力容器破損後の格納容器スプレイ, ペデスタルの溶融炉心冷却(合計380m ³ /h)
	50m ³ /h	130m ³ /h	-	114m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水(合計294m ³ /h)



常設低圧代替注水系ポンプ容量:
約400m³/h (約200m³/h × 2台)

手順・有効性-113

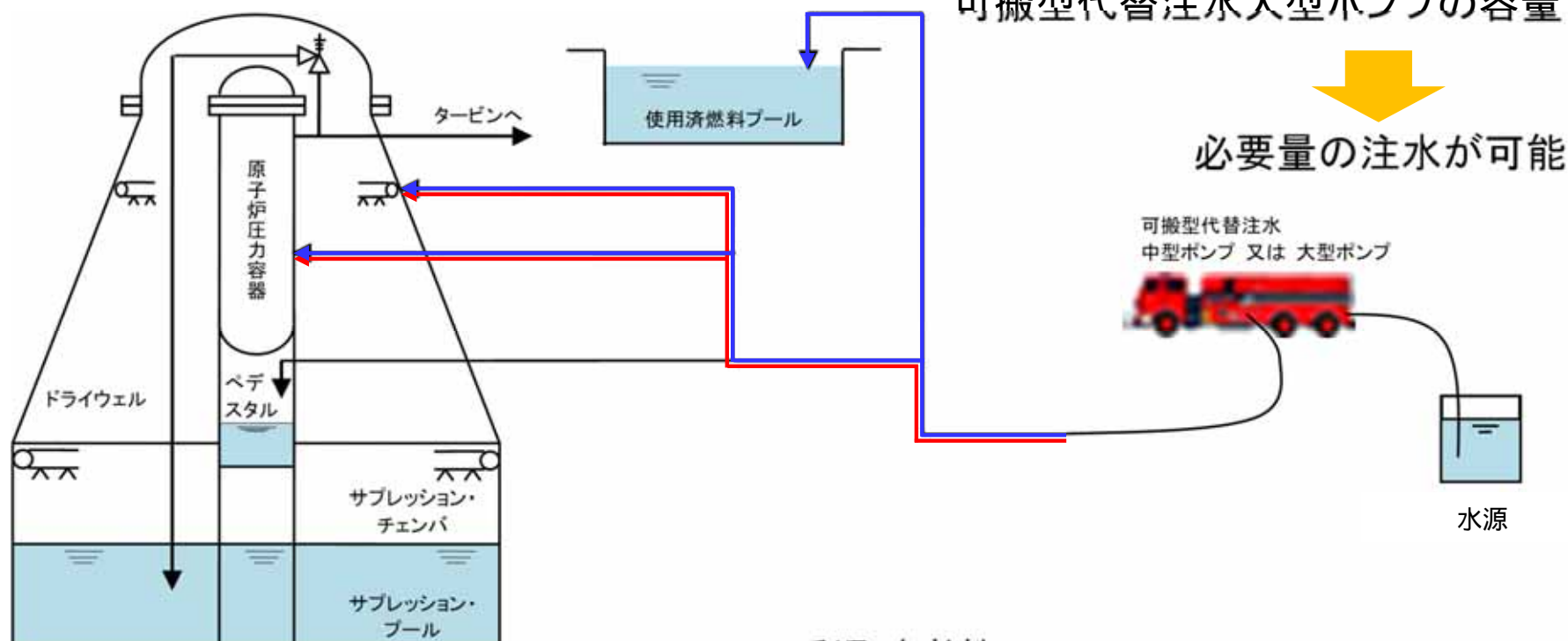
常設低圧代替注水系
ポンプ(A), (B)

代替淡水貯槽

必要量の注水が可能

有効性評価における可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプを用いた同時注水ケース

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペDESTAL	使用済 燃料プール	備考
	50m ³ /h	130m ³ /h	-	-	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制 (合計180m ³ /h)
	50m ³ /h	130m ³ /h	-	16m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水 (合計196m ³ /h)



14. 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段



接続口		可搬型設備により供給できる手段											
		注 水					冷 却		電 源		室 素		
設置高さ	設置場所	低圧代替注水	代替格納容器スプレイ冷却	代替燃料プール注水系	格納容器下部注水系	格納容器頂部注水	代替燃料プール冷却系(海水系)	代替残留熱除去系海水系	可搬型代替低圧電源車	可搬型整流器	格納容器窒素ガス供給系(D/W)	格納容器窒素ガス供給系(S/C)	格納容器窒素ガス供給系(FCVS)
11m盤	高所東側接続口	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
	高所西側接続口	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
8m盤	原子炉建屋東側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
	原子炉建屋西側接続口	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
可搬型設備		可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ					可搬型代替注水大型ポンプ		可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器		可搬型窒素供給装置		

【高所接続口(11m盤)の設置】

- 全交流電源喪失時の事象進展緩和のためには、可搬型設備を活用した速やかな原子炉注水や、格納容器冷却及び使用済燃料プールへの注水等が必要。
高所接続口を活用することで、可搬型設備による迅速な注水対応が可能。
- 高所接続口は敷地遡上津波の浸水範囲外にあり、津波襲来中でも可搬型設備の移動及び接続に支障はない。

【原子炉建屋接続口(8m盤)の設置】

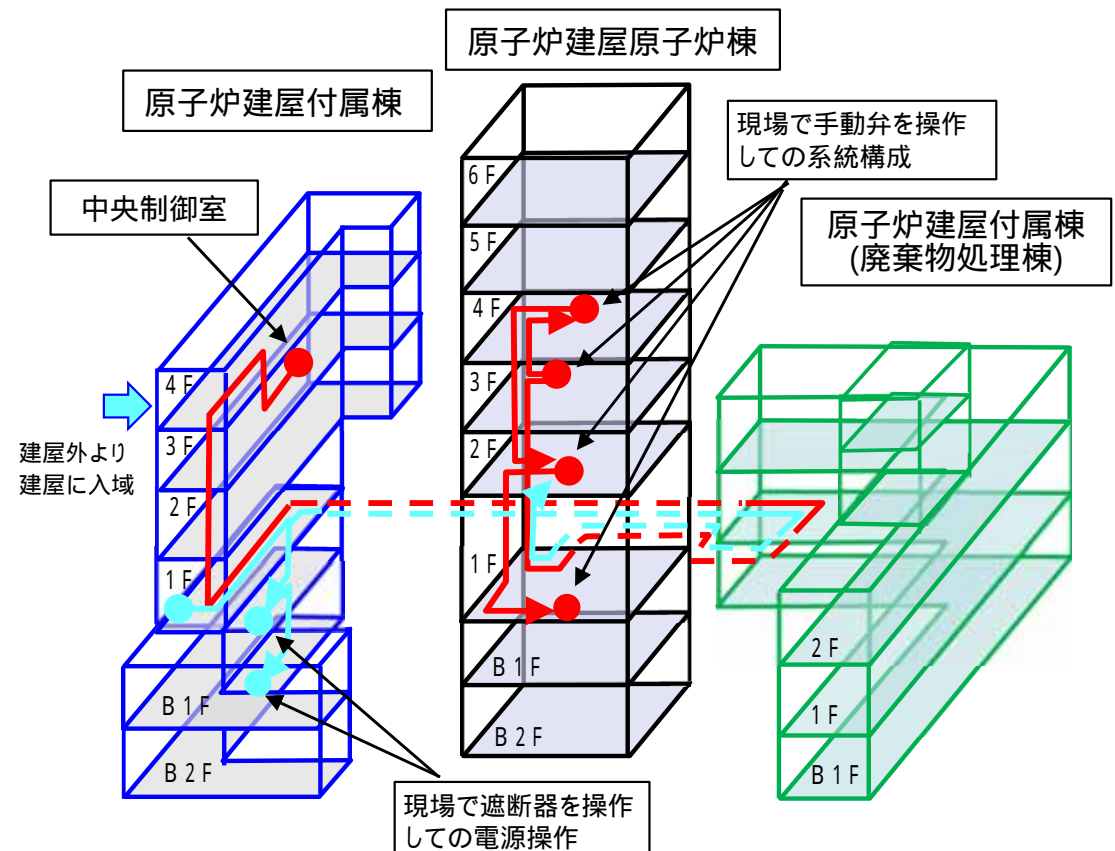
- 原子炉建屋側の接続口は、上記の注水手段等に加えて、冷却用海水送水、電源供給及び窒素ガス供給手段を設置。これらは事象発生後、比較的時間余裕がある対応として必要となるもの。
- 敷地遡上津波時等に使用する場合、敷地浸水が排水後、ホイールローダにより障害物を除去し、接続口にアクセスする。(高所接続口を優先的に使用するため事故対応上支障はない)

➤屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他の自然現象による影響又は人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、各設備の操作場所までのアクセスルートを複数設定する。

- 屋内での各階層におけるアクセスルートを選定する場合、地震随伴火災のおそれがある油内包機器又は水素内包機器、地震随伴内部溢水を考慮しても移動可能なアクセスルートをあらかじめ設定する。
- 建屋屋上にアクセスする際は、地震津波以外の自然現象を考慮し、気象状況をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

屋内アクセスルートの選定の考え方

- 中央制御室から原子炉棟、附属棟(廃棄物処理棟)へ移動するルートは、原子炉建屋内に設定されるアクセスルートを優先して使用することを基本とする。
- 火災発生時に優先ルートのアクセス性が阻害された場合は、迂回路を使用する。
- 原子炉棟、附属棟(廃棄物処理棟)の各階層を移動するルートは、地震、火災等の被害により、アクセス性が阻害された場合は、影響の小さいルートを使用し操作場所までアクセスする。
- 地震随伴内部溢水については、アクセスルートの最大溢水水位を評価した上で影響を受ける可能性があることを想定し、必要な措置を講じる。



屋内アクセスルートの一例

- 屋内アクセスルートは、想定される影響を評価し、現場操作場所までのアクセスが可能であることを確認している。
- 屋内アクセスルートについては、重大事故等時に必要となる屋内での現場操作場所までのアクセス性について、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を評価し、アクセス可能であることを確認
 - 外部起因事象として想定される津波のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。
 - 敷地遡上津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。
 - 地震津波以外の自然現象については、屋内アクセスルートの一部のルートは建屋屋上を通行することから、建屋屋上にアクセスする際は気象状況等をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

地震随伴火災の影響評価	地震による内部溢水の影響評価
● 屋内アクセスルート近傍の油内包又は水素内包機器について、地震により機器が転倒し、火災源とならないことを確認 ● また、アクセスルート近傍のケーブルトレイ及び電源盤は、「設置許可基準規則」第8条「火災による損傷の防止」における火災防護対策を適用し、火災発生時は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することから、消火は可能と考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は、迂回路を優先して使用する。	● 屋内アクセスルートがある建屋のフロアについて、地震により溢水源となるタンク等の損壊に伴い、各フロアにおける最大溢水水位で歩行可能な溢水高さであることを確認

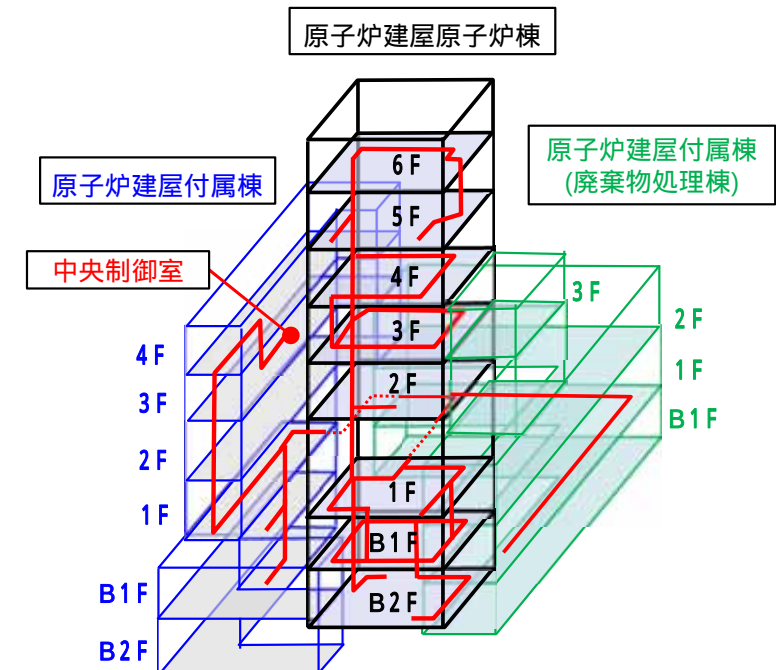
➤ 設定したアクセスルートを用いた重大事故等時における **対応操作に要する所要時間が、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認***

- 有効性評価における重要事故シーケンスで評価している **屋内の現場作業について、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認**
- 経路上の溢水を考慮し、**仮に移動時間を1.5 倍とした場合であっても、有効性評価における事象発生からの作業開始想定時間及びそれ以前の作業の状況を確認した結果、有効性評価想定時間内に作業が実施可能であることを確認した。**
- 重大事故等時において期待する手順についても、**地震随伴火災、地震随伴内部溢水を考慮しても屋内に設定したアクセスルートを通行できることを確認**

*アクセスルートの状態に応じて要員が必要な防護装備を装備した条件での移動や作業性を考慮している。

技術的能力における対応手段で期待する主な屋内現場操作

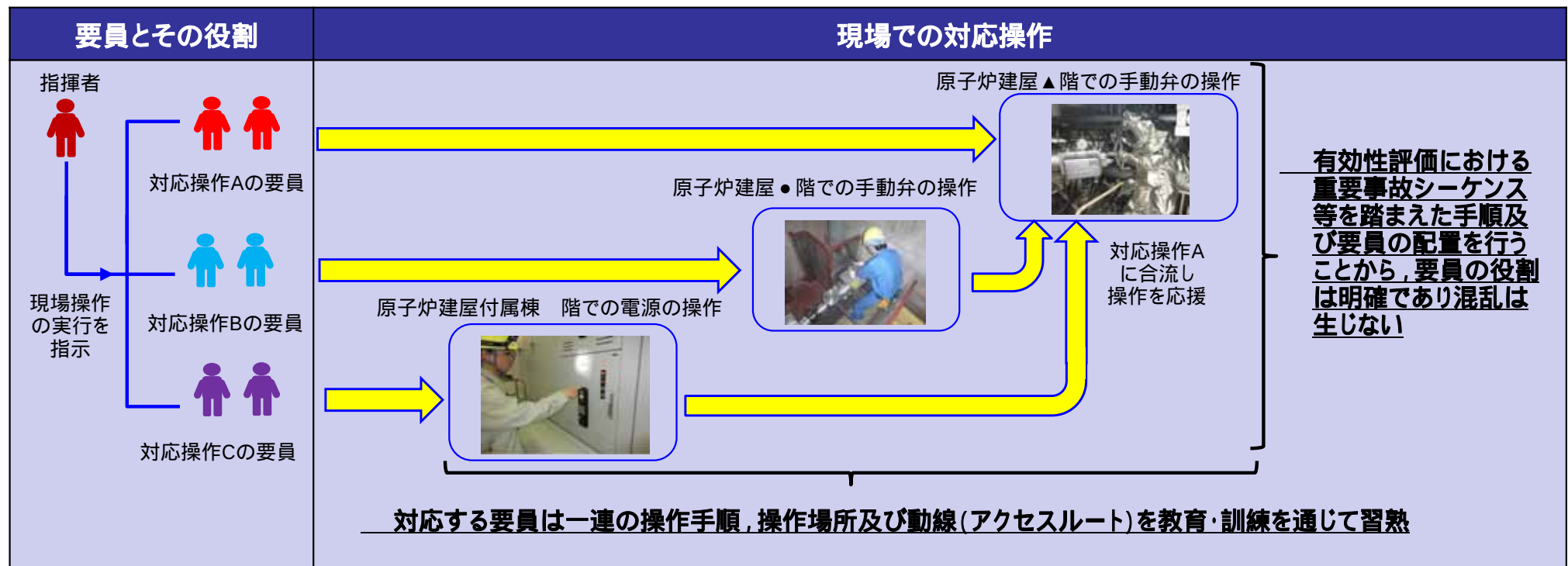
主な対応手段	現場操作
高圧代替注水系の現場操作による起動 < 別紙1参照 >	原子炉建屋
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 < 別紙2参照 >	原子炉建屋
残留熱除去系による原子炉の徐熱	原子炉建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の徐熱	原子炉建屋
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器の冷却	原子炉建屋
全交流動力電源喪失時の格納容器圧力逃がし装置による格納容器の減圧及び徐熱(現場操作) < 別紙3参照 >	廃棄物処理棟 格納容器圧力逃がし装置建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水	原子炉建屋
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	原子炉建屋
代替交流・直流電源設備による給電	原子炉建屋附属棟



運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート

➤ 重大事故等時における対応操作は、有効性評価における重要事故シーケンスを踏まえ、あらかじめ定めた手順書に従い、設定したアクセスルートを用いて現場での対応操作を実施していくため、現場での動線が錯綜することはない。

- 現場において操作を行う災害対策要員は、**要員の役割、操作の場所、操作の順番等が明確である**ことから、要員の対応操作が重複することや操作指揮が錯綜する等の状況は発生しない。
- 対応操作に係る手順書には、有効性評価の重大事故シーケンス等を踏まえた操作に係る**判断基準を定め、優先順位を明確にして対応操作を行う**ことから、対応操作に混乱は生じない。
- 操作現場に向かう災害対策要員及び中央制御室又は緊急時対策所で**操作指揮を行う指揮者**は、**教育・訓練を通じて対応操作の習熟を深め、混乱を生じさせない。**



要員の役割と現場での対応操作のイメージ

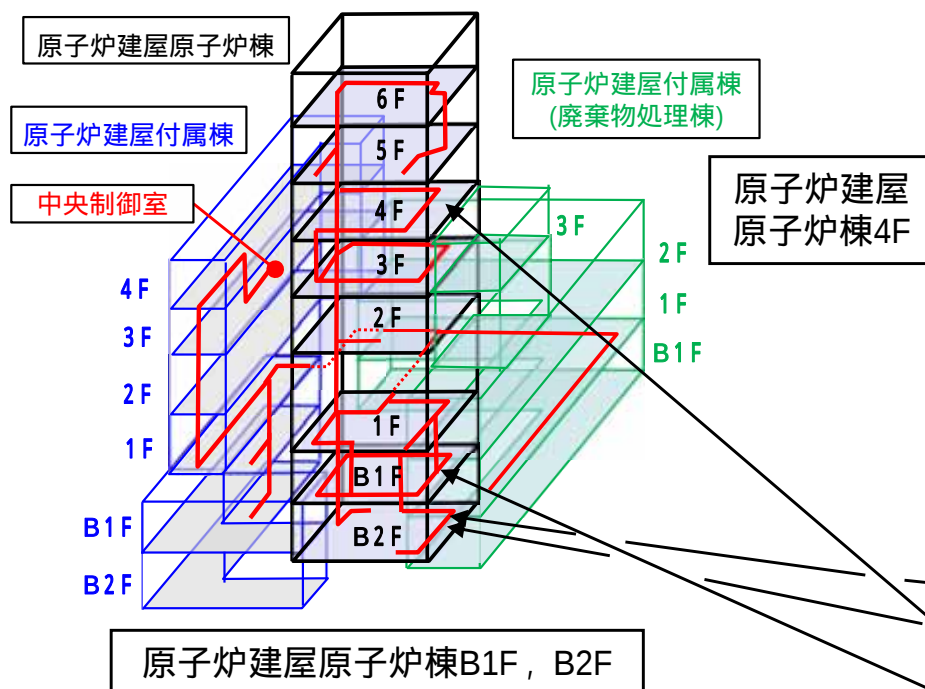
< 別紙1 > 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(1 / 2)



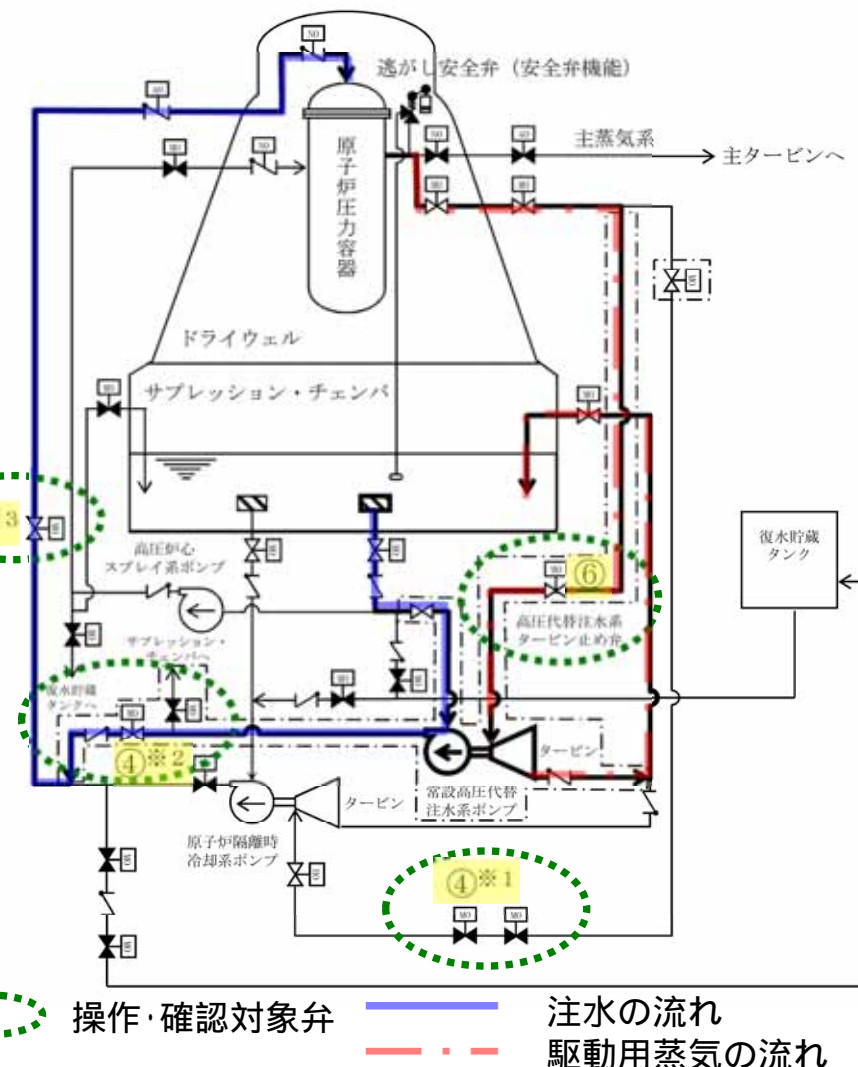
○給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

○現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、サプレッション・チェンバを水源として原子炉圧力容器へ注水

- ・ 1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認
- ・ 2 高圧代替注水系注入弁及び
- ・ 3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を全開操作
- ・ 高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作 注水開始



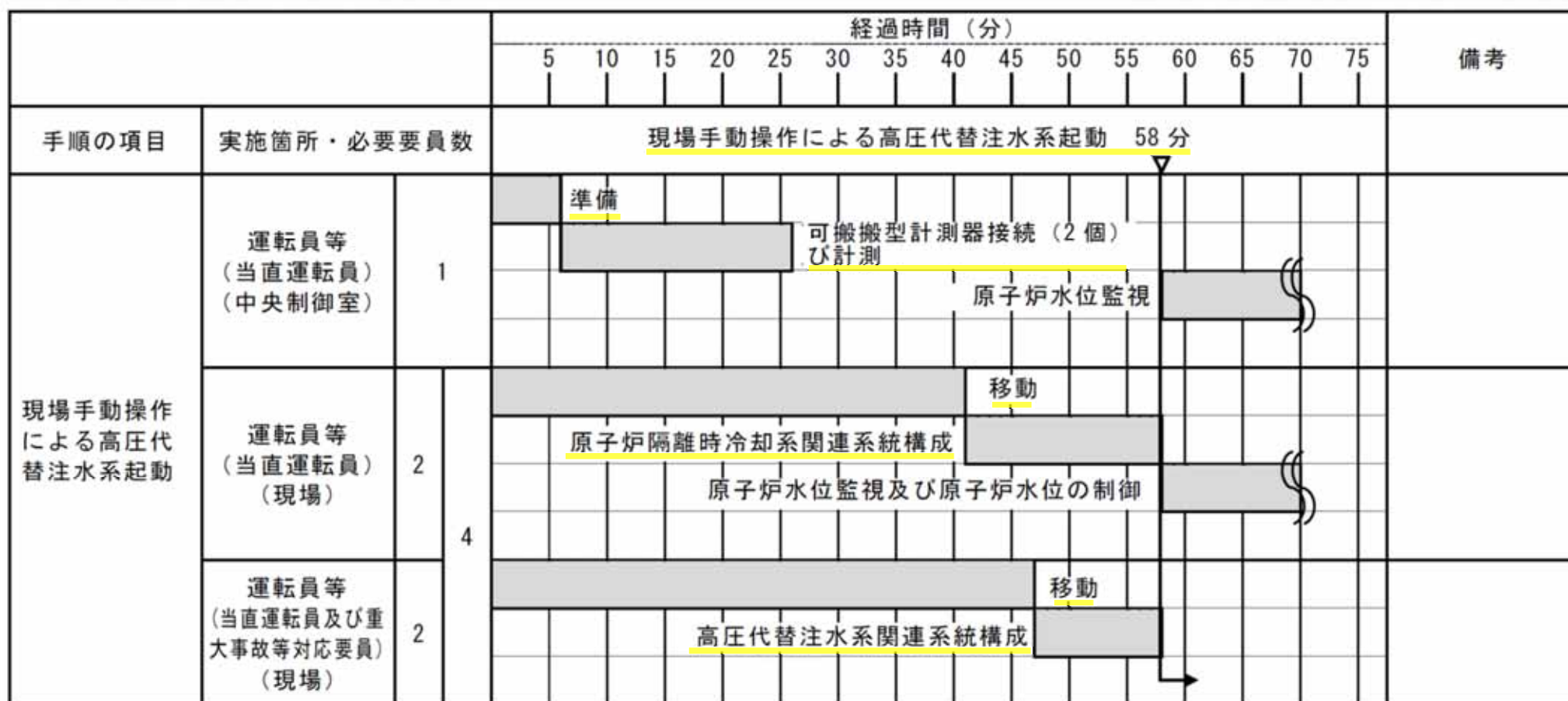
運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート



操作手順	弁名称
1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
2	高圧代替注水系注入弁
3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例 : 操作手順番号を示す。 ~ , は操作指示とプラント状態確認等
1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は
手順・有効性-120 確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

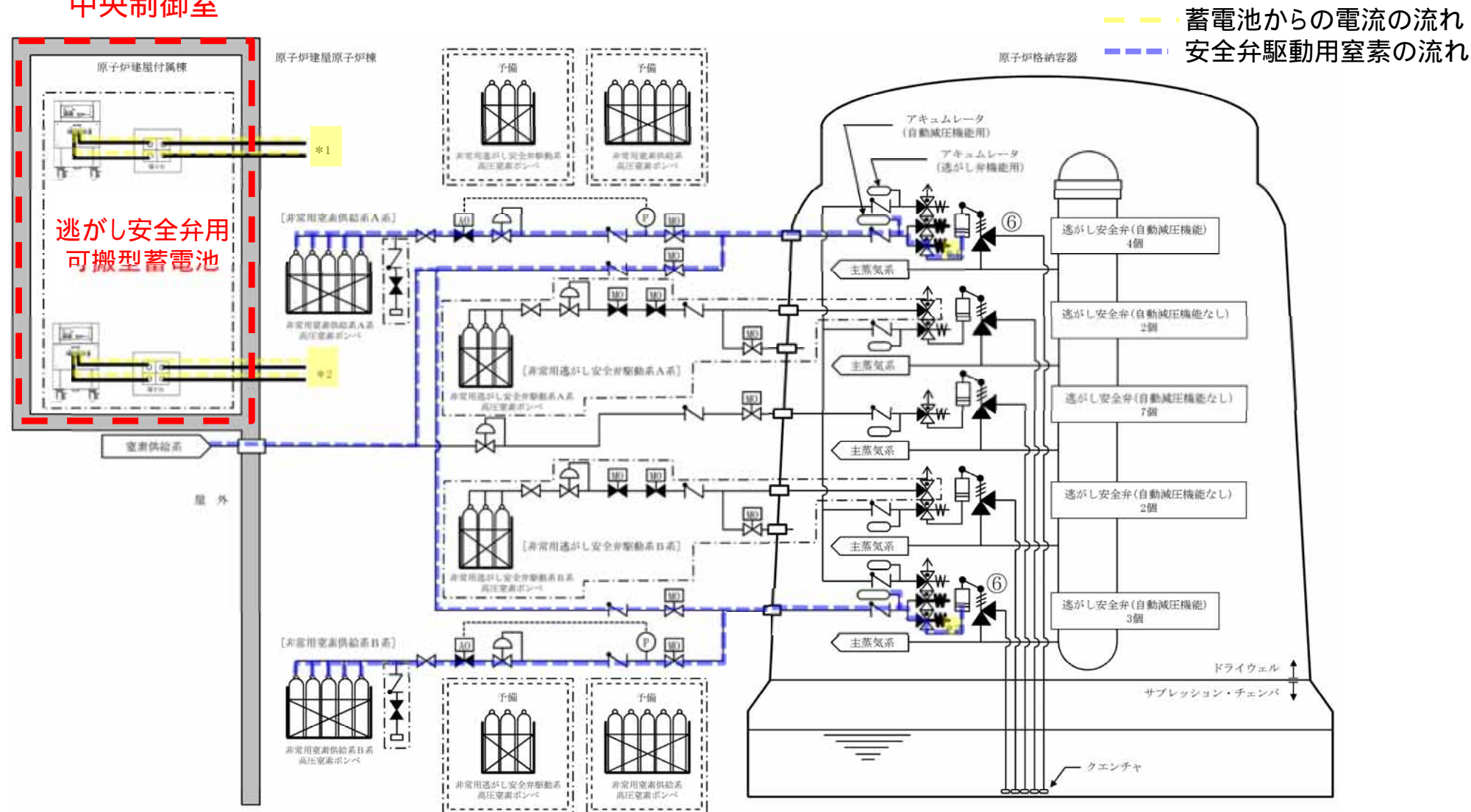
○中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名,現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)4名にて作業を実施した場合,作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉压力容器への注水開始まで約1時間(58分以内)で可能である。



現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート

○常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室内で逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

中央制御室



逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概要図

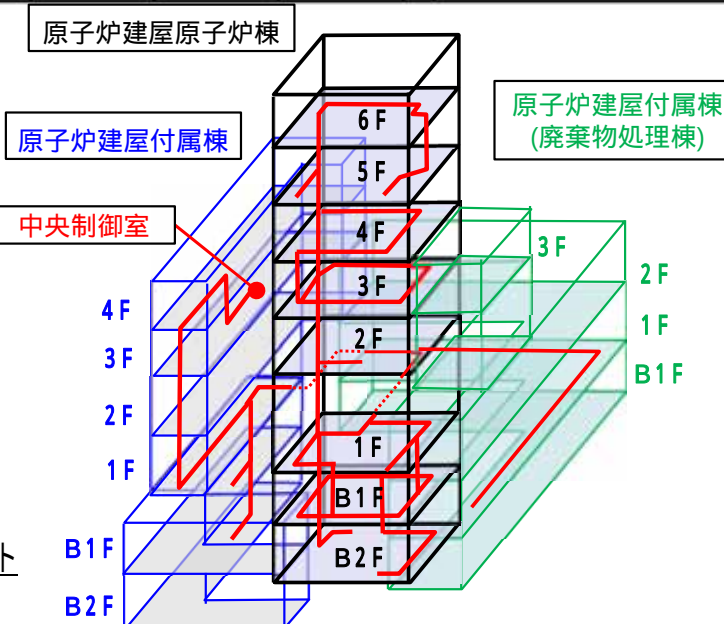
○逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復の操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放まで55分以内で可能である。

		経過時間（分）										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放											
		55 分											
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	準備										
			可搬型計測器接続（1 個） 及び計測										
			可搬型蓄電池、ケーブル接続										
			減圧開始操作										
			減圧確認										

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による
逃がし安全弁(自動減圧機能)開放タイムチャート

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続
- ・逃がし安全弁(自動減圧機能)開放(中央制御室)

運転員及び災害対策要員が
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート
手順・有効性-123



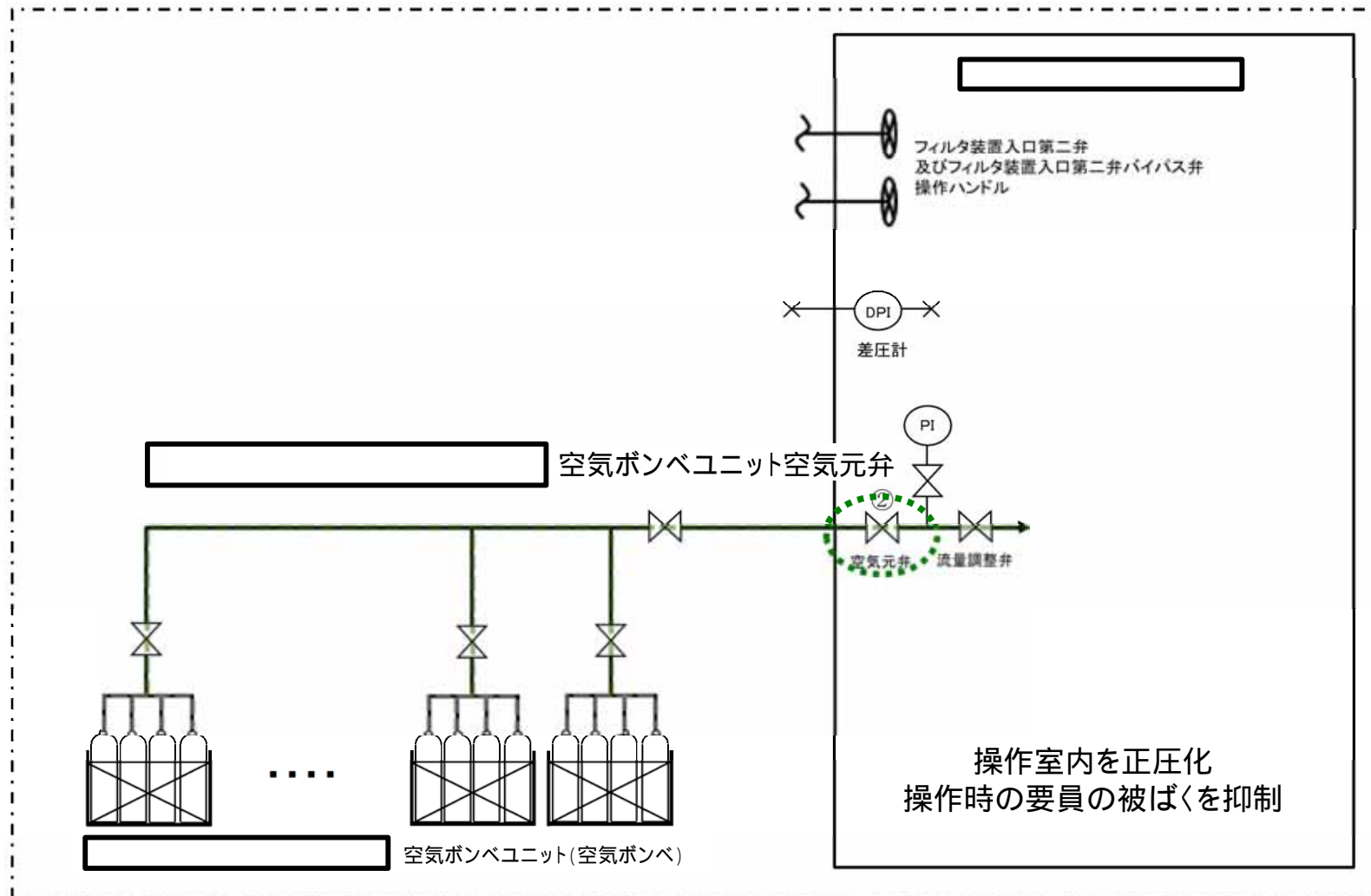
- 室素供給装置用
電源車
- 
- 室素供給装置
- 



手順・有効性-124

○重大事故等対応要員は [] にて, []
 空気ポンベユニット空気元弁を全開とし, **正圧化を開始**する。

○ 操作・確認対象弁
 --- 正圧化用空気の流れ



[] の正圧化 概要図

【現場操作による格納容器ベント】

- サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 5.0mに到達した場合、格納容器ベントの手順着手を判断する。フィルタ装置入口第一弁操作を現場にて実施した場合、130分以内で可能である。また、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 6.5mに到達後、フィルタ装置入口第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。(総要員数:運転員等3名, 重大事故等対応要員3名, 総所要時間:160分以内)

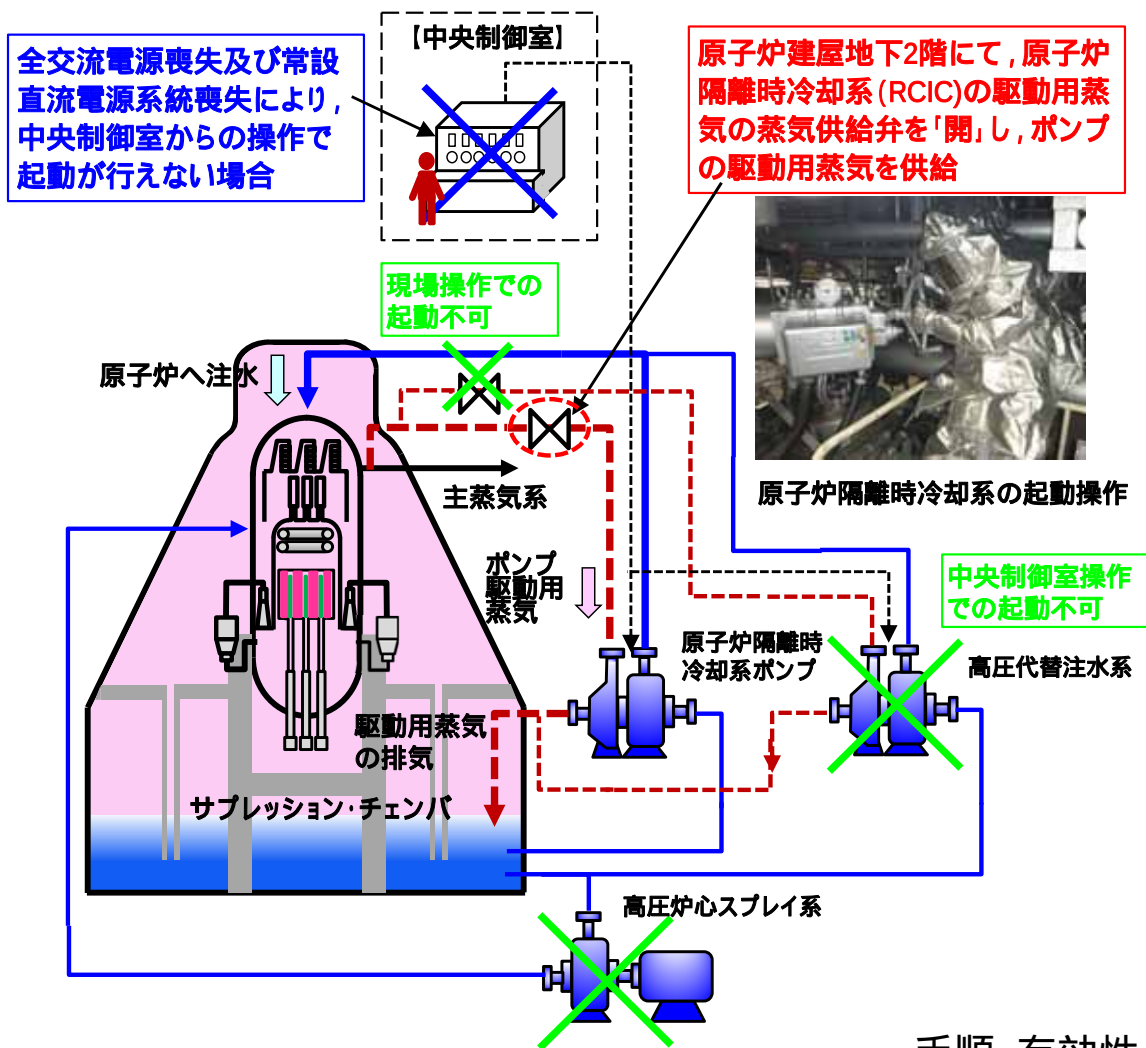


格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)タイムチャート

【現場操作による の正圧化】

- 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に を
空気ポンプユニットにより加圧し、 の居住性を確保する。
- 上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから
 空気ポンプユニットによる の正圧化準備完了まで で可
能である。
- の正圧化基準到達から正圧化開始操作まで で可能である。

- **全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失**により、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水ができず、かつ中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合
- このような場合には、**現場での手動操作によりRCICを起動し、原子炉への注水を行う。**

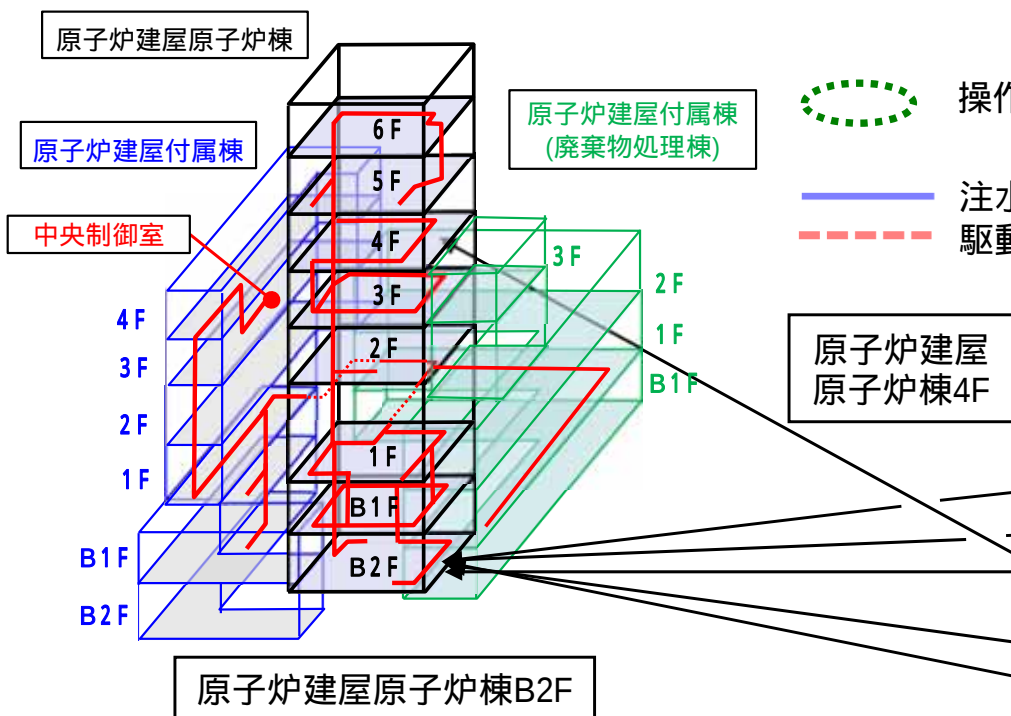
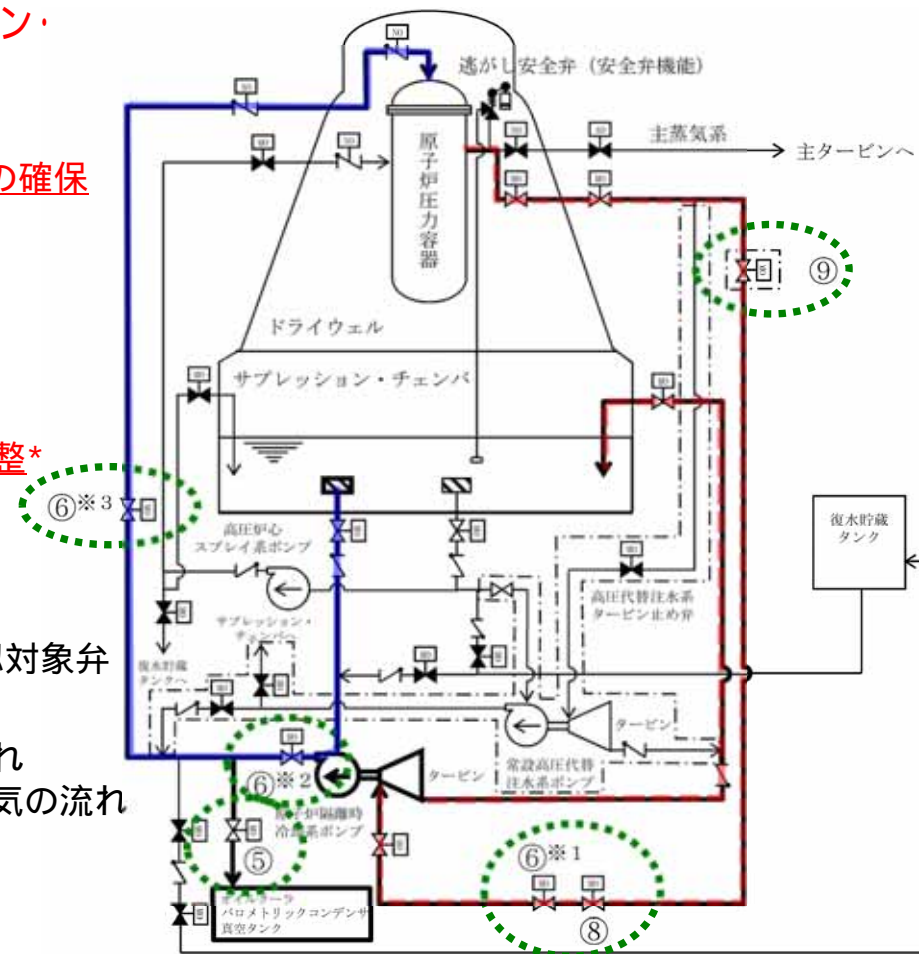


- 原子炉建屋内で原子炉隔離時冷却系を起動する際は、操作する要員は**防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)**を確実に装着
- **照明及び通信連絡設備を整備**し、操作を確実にできる環境の確保及び指示が確実に伝達される体制を整備
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の室温は、通常運転時と同程度と評価され、**同室への入室は可能**
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室への入室はポンプ起動時のみで、その後**速やかに退室する手順**
- 原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持するように**原子炉水位計及び可搬型計測器により監視**
- 直流電源喪失時においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ潤滑油の冷却水通水を確保することで、**ポンプの継続的な運転が可能**
- 崩壊熱の減少に伴い原子炉圧力が低下し、RCICタービン駆動蒸気圧が低下し運転継続が困難になる前に、ディーゼル駆動の**可搬型代替注水中型ポンプ等により注水を継続可能**

○現場での人力による弁の操作によりRCICを起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施

- 原子炉隔離時冷却系真空タンク点検口の開放操作及び
原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作 **冷却水の確保**
- 1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認
- 2 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び
- 3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作
- 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を徐々に開操作することにより
RCICを起動 **注水開始**
- 原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を現場手動操作 **原子炉水位調整***

*中央制御室又は現場にて可搬型計測器の接続等により原子炉水位を計測

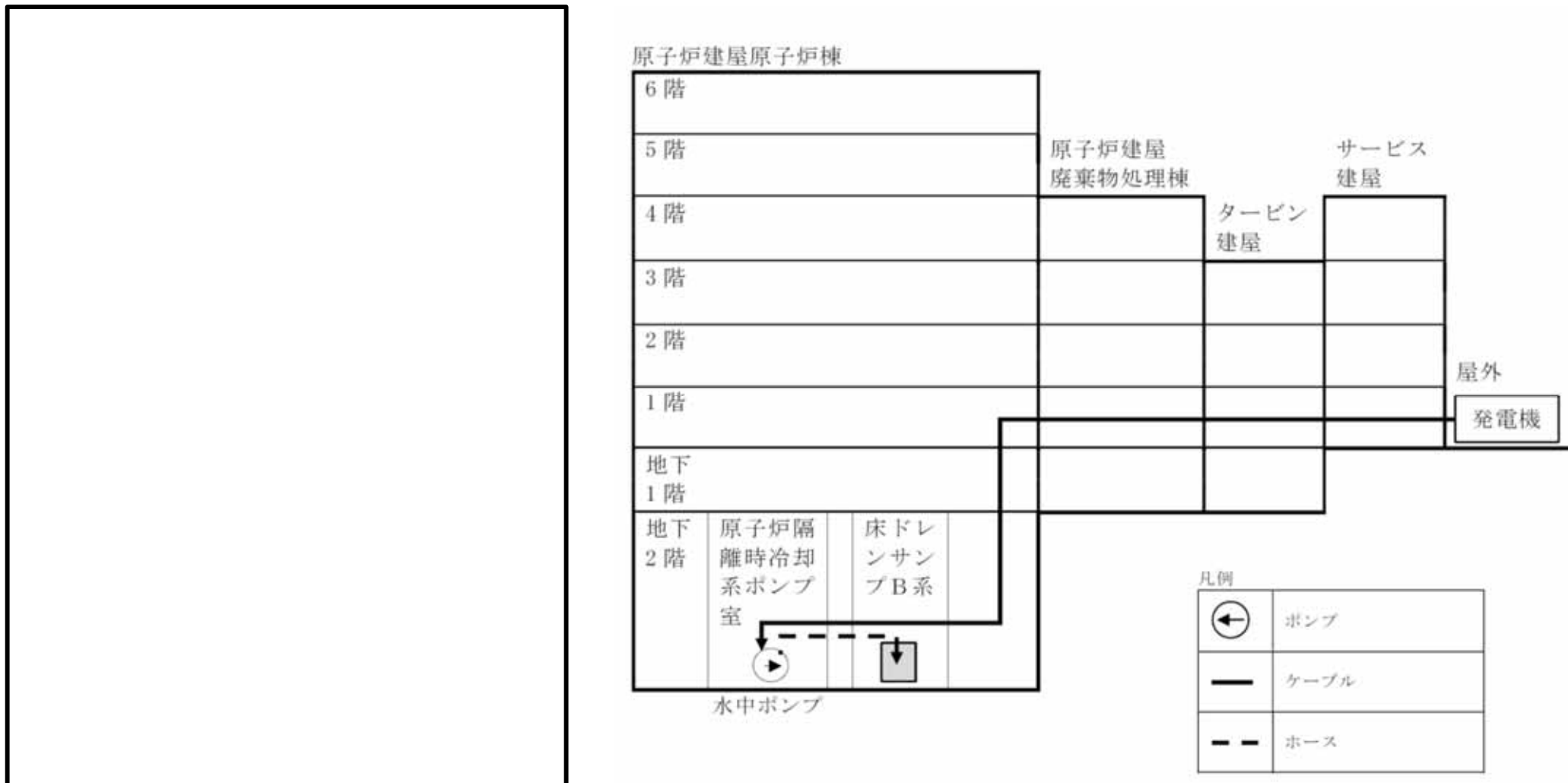


操作手順	弁名称
	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
	原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁

記載例 : 操作手順番号を示す。 ~ , は操作指示とプラント状態確認等

1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は
確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

- 現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、**原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留する。**
- 重大事故等対応要員は、**発電機、電源ケーブル、水中ポンプ及びホースを設置し、RCICの冷却水の排水を床ドレンサンプに送水する。**

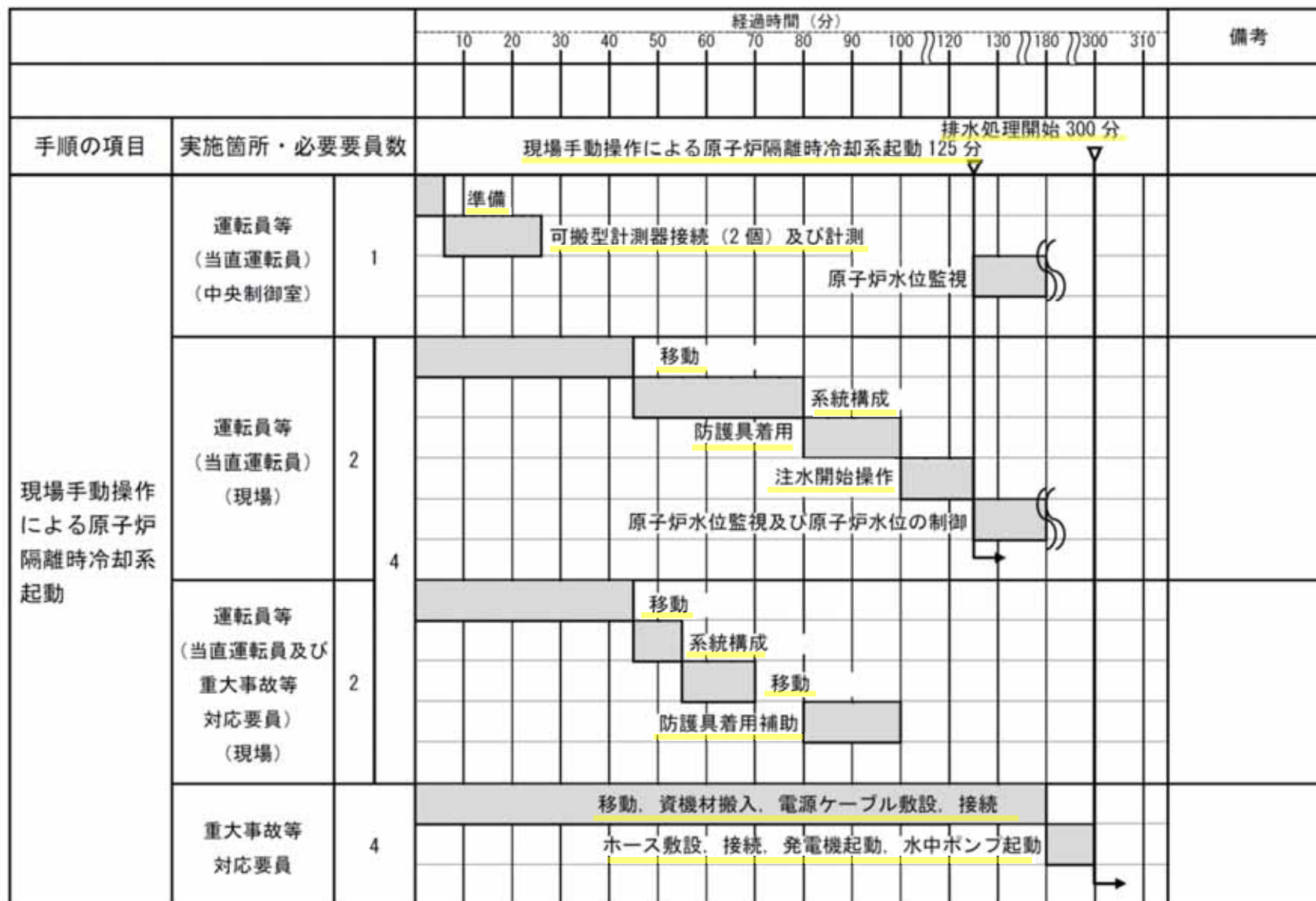


現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(排水処理) 概要図

16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(4 / 4)



○本操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)8名にて作業を実施した場合、**作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内、重大事故等対応要員による潤滑油冷却器冷却水の排水処理開始まで300分以内で可能である。**



現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動 タイムチャート

1. 重大事故等発生時の発電所構内の道路の被害状況把握

➤ 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートとなる発電所構内の道路の被害状況を把握する。

- 重大事故等発生時においては、災害対策要員は、事務本館等での執務若しくは発電所構内に設けた待機場所に待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所又は中央制御室に参集する。
- 参集する経路上において、確認可能な範囲でアクセスルート及び常設重大事故等対処設備等の施設・設備の被害状況を把握する。
- 発電所構内の各所に設置した津波・構内監視カメラが活用可能であれば、状況確認に活用する。

津波・構内監視カメラは原子炉建屋屋上 (E.L.約64m) 及び防潮堤上部 (E.L.18m) に中央制御室より遠隔操作が可能で広範な可動域を有する設置していることから、発電所構内の殆どの箇所を視野に収める。

- 把握した被害状況を元に、災害対策本部は必要な重大事故等対策に用いる可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートを選定し、可搬型重大事故等対処設備を展開する。

要員が参集途上で被害状況を現認する施設・設備の例

- ・アクセスルート (参集する経路上の視認できる範囲で確認)
- ・南側・西側保管場所 (可搬型重大事故等対処設備含む)
- ・常設代替高圧電源装置置場
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備接続口
(高所接続口、原子炉建屋西側接続口) 等



緊急時対策所までの参集ルート

津波・構内監視カメラ	
外 観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	Sクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台 数	原子炉建屋屋上3台, 防潮堤上部4台

2. 自然災害, 外部事象等への耐性を持つアクセスルートの確保

➤ アクセスルートは自然災害, 外部事象等を考慮し, 重大事故等発生時においても対応操作が確実に
行えるよう耐性を持ったルートを確認する。

- 可搬型重大事故等対処設備(可搬型設備)は, 地震, 津波その他の自然現象等の影響を考慮し, 複数箇所に分散して保管
- 可搬型設備が展開するアクセスルートは, 地震, 津波その他の自然現象等の影響を考慮し, 保管場所から接続場所等までのアクセスルートを複数 設定

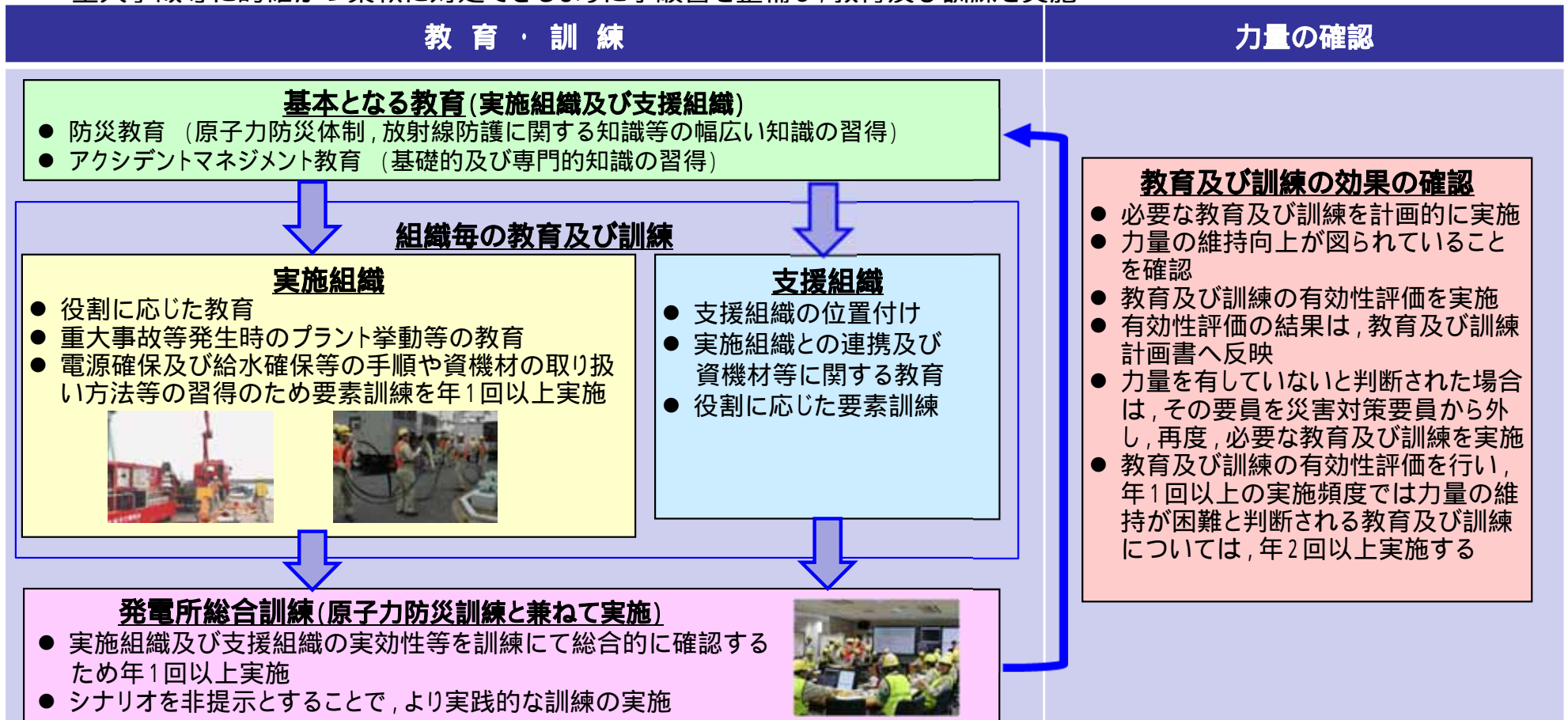
1. 複数設定するアクセスルートは以下の , 2つの条件を満足するルート
基準津波の影響を受けないルート
基準地震動 S_s による被害の影響を受けないルート, 重機による復旧
が可能なルート又は人力によるホース・ケーブルが敷設可能なルート
2. 上記1. のアクセスルートのうち, 基準地震動 S_s の影響を受けないアクセス
ルートのうち少なくとも1ルート設定する。
3. 上記2. のアクセスルートのうち, 敷地遡上津波の影響を受けないアクセス
ルートを少なくとも1ルート設定

- 津波の影響については, 基準津波の影響を受けないよう, 防潮堤内にアクセスルートを設置
- 敷地に遡上する津波の影響を受けない高所に, 基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1
ルート確保し, 可搬型設備の保管場所及び緊急時対策
所等から接続場所までの移動・運搬が可能
- アクセスルートは, 基準地震動 S_s により影響を受けない, 若しくは重機等で障害物の撤去や道路段差の解消等の
復旧をすることにより確保可能(別紙参照)
- 事象進展に応じた可搬型設備の運用の動線をシミュ
レートし錯綜しないことを確認。また今後の実働訓練を
通じて実運用上も問題ないことを確認する。

発電所構内のアクセスルート図

3. 災害対策要員の教育・訓練を通じた力量の確保

- 災害対策要員は、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために、必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。
- アクセスルートの確認、使用するルートの選定、路面の復旧操作、可搬型設備の展開・運用等の対応についても、関連する教育及び実働での訓練を通じて、力量を確保していく。
 - 机上教育にてアクシデントマネジメントの概要を教育する。重大事故の現象に対する幅広い知識を付与
 - 災害対策本部の体制に基づく各班(実施組織及び支援組織)の役割に応じて、重大事故等時の原子炉施設の挙動等の教育を実施する。また、これらの教育を踏まえ、対応操作を習熟することを目的に訓練を実施
 - 必要な教育及び訓練は計画的に実施し、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認
 - 重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備し、教育及び訓練を実施



○使用済燃料プール水の漏えいの有効性評価では、配管の破断によりプール水の漏えいが発生、さらに冷却機能が喪失し、プール水が沸騰して水位の低下が継続することを想定している。

○この有効性評価の主な保守性()と重大事故等対策の冗長性()は以下のとおり。

有効性評価では、事象発生後8時間で注水するが、実際には1時間以内に注水が可能
有効性評価で用いた注水用ポンプ以外にも、複数の代替の注水手段を講じ、冗長性を確保



【有効性評価の保守性】

- 実際には**常設低圧代替注水系ポンプ**を使用可能で、1時間以内に使用済燃料プールへの注水が可能
- **可搬型代替注水中型ポンプ**は有効性評価では8時間で注水開始するが、実際には約6.5時間で注水準備可能

【重大事故等対策の冗長性】

- **常設低圧代替注水系ポンプ**による注水も可能
- **可搬型代替注水中型ポンプ**は**必要容量×2セット**あり、故障時は他方のポンプを使用可能
- **可搬型代替注水大型ポンプ**による注水も可能

【 有効性評価の保守性】

- 実際には**常設低圧代替注水系ポンプ**を使用可能で、1時間以内に使用済燃料プールへの注水が可能
- **可搬型代替注水中型ポンプ**は有効性評価では8時間で注水開始するが、実際には約6.5時間で注水準備可能

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	2	4	6	8	10	12	14
状況判断	1人 A	-	-	10分						
常設代替高圧電源装置による受電	[1人] A	-	-	4分						
常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水操作	[1人] A	-	-	15分						
可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールのスプレイ準備操作(可搬型スプレイノズルの設置等)	-	-	8人 a~h	200分						
可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水	[1人] A	-	[8人] a~h			170分				
注水流量の調整(可搬型代替注水中型ポンプ)	-	-	[2人] a, b							
その他(注水機能回復, 燃料給油, 等)	-	2人 B, C	参集2人							
必要要員合計	1人	2人	8人 + 参集2人							

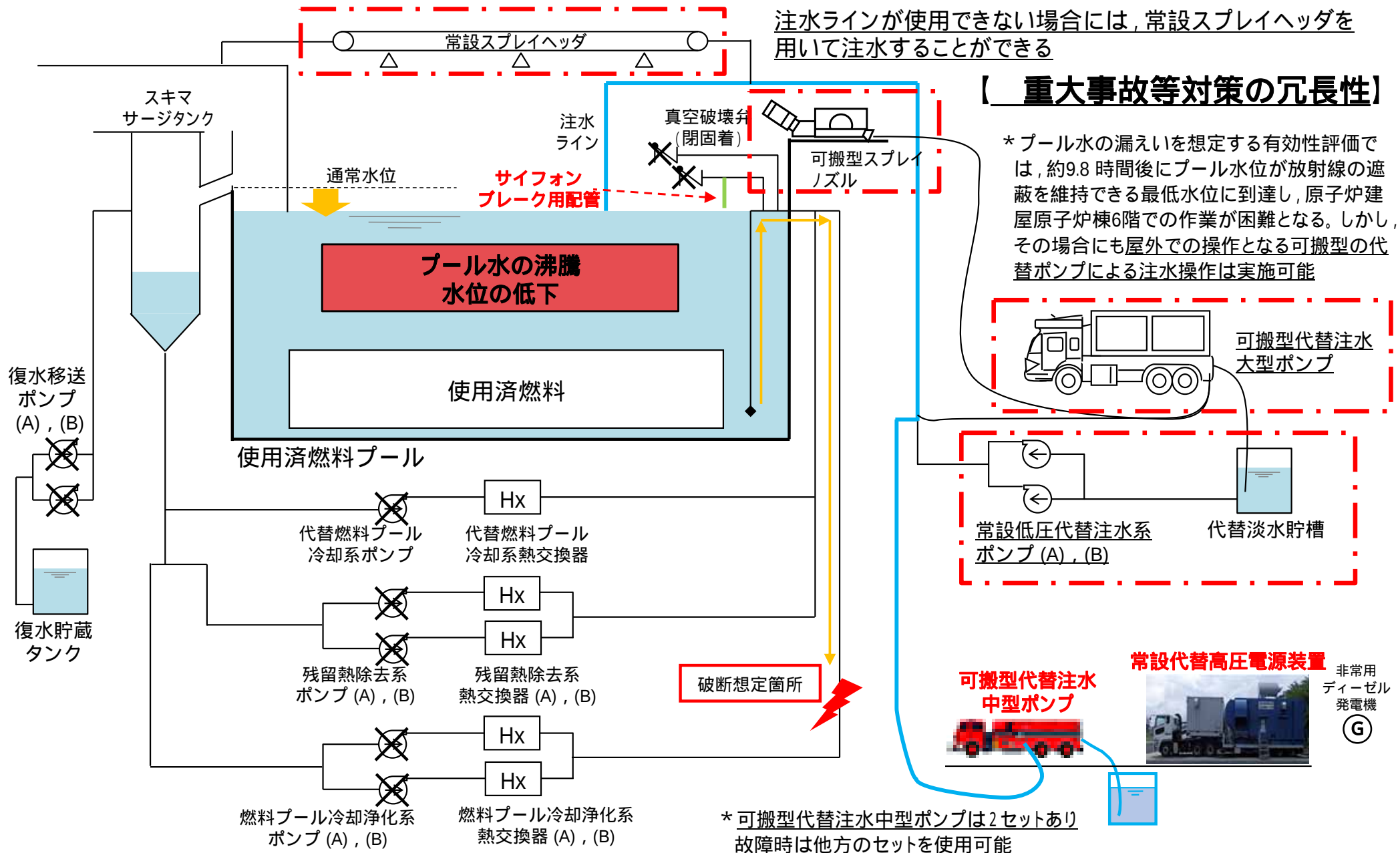
実際には常設低圧代替注水系ポンプにより1時間以内に注水可能

評価上は8時間で注水開始の想定としているが、**実際には約6.5時間で注水準備可能**

有効性評価上は8時間で注水開始
適宜流量調整

この他、当直発電長1名、当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により、**時間内に操作可能なことを確認**



実際には「評価上考慮しない設備」としている。枠内の重大事故等対処設備を用いて事象の収束が可能

本資料では、「東海第二発電所 重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について」のうち、下記の「4. 事故シーケンスの選定」の着眼点(a)～(d)の観点及び指摘事項への回答について次ページ以降にて説明する。なお、着眼点(a)～(d)については、原子力規制委員会から発行されている「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を基に設定している。

4. 事故シーケンスの選定(4/5)



【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- 各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(＝起因事象において機能喪失する設備が多い)
- 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(＝事象進展が早い)
- 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(＝相対的に発生確率が高い)

新しく整備する設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- b. : 事象発生後早期に対応する必要があり、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
- c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

⇒b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認することができる。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	① 過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	② 過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	③ 手動停止／サポート系喪失(手動停止)＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	④ 手動停止／サポート系喪失(手動停止)＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	⑤ サポート系喪失(自動停止)＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	中	高	低
	⑥ サポート系喪失(自動停止)＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	中	中	中	低
高圧注水・減圧 機能喪失	⑦ 過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	⑧ 手動停止／サポート系喪失(手動停止)＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	中	低	低	低
	⑨ 過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	中	中	中	低

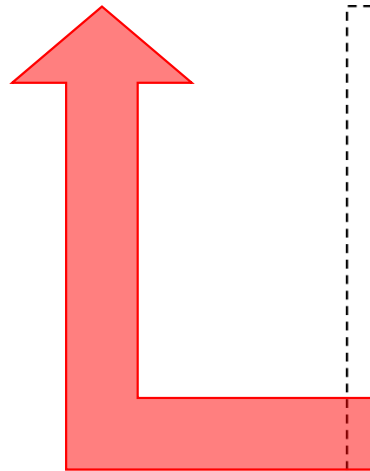
有効性評価を
実施する事故
シーケンス

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (2 / 10)

【重要事故シーケンスの選定に関する補足】

重大事故対策の有効性評価の実施に当たっては、有効性を確認する代表的な事故シーケンス(重要事故シーケンス)を以下の流れで選定する。

- ・確率論的リスク評価(PRA)から抽出された複数の事故シーケンスに対して、**重大事故に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンス**をグループ化(事故シーケンスグループ)する。
- ・上述の**措置の有効性の確認(有効性評価)**は、**事故シーケンスグループの中から選定した重要事故シーケンスに対して実施する(事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シーケンスに対して同じ措置で対応する)**。
- ・以上より、重要事故シーケンスの選定に当たっては、**その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切であるため、着眼点(b): 余裕時間の短さ及び着眼点(c): 必要な設備容量に重きを置き選定する。**



4. 事故シーケンスの選定(4/5)

【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

- ・各事故シーケンスグループの中から、以下の着眼点に基づき有効性評価を実施する事故シーケンスを選定

(着眼点)

- 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る(=起因事象において機能喪失する設備が多い)
- 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い(=事象進展が早い)
- 炉心損傷防止に必要な設備容量(ポンプ流量や逃がし弁容量等)が大きい
- グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している(=相対的に発生確率が高い)

新しく整備する設備・手順の有効性を厳しく(包絡的に)評価する観点からは、b. やc. の着眼点が重要となる。

- ・ b. : 事象発生後早期に対応する必要がある、対応操作が輻輳し必要な要員数が多くなる
- ・ c. : 炉心損傷の防止に対して、より性能の高い設備対策が求められる

⇒b. とc. の着眼点を特に重視し、各事故シーケンスグループについて包絡性の観点等から代表となる事故シーケンスを選定して評価することで、同一グループ内の**他の事故シーケンスについても網羅的に有効性を確認**することができる。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	②過渡事象+逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低	高	中	低
	③手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	④手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	低	低	低
	⑤サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	中	高	低
	⑥サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	中	中	中	低
高圧注水・減圧 機能喪失	①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	低	高	高	高
	②手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	中	低	低	低
	③手動停止/サポート系喪失(手動停止)+原子炉減圧失敗	中	中	中	低

有効性評価を
実施する事故
シーケンス

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る (= 起因事象において機能喪失する設備が多い)
 - (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い (= 事象進展が早い)
 - (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量 (ポンプ流量や逃がし弁容量等) が大きい
 - (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している (= 相対的に発生確率が高い)
- 着眼点(a) ~ (d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(a)の観点

原子炉がスクラムする事象 (起因事象) に着目し共通原因等により期待できなくなる緩和設備の数が多いければ「高」、起因事象によって期待できなくなる緩和設備の数が少なければ「低」とする。ここで扱う共通原因とは、系統間の依存性を有するサポート系の故障により複数の設備が機能喪失する故障を考える。

< 例 >

- ✓ 全交流動力電源喪失が発生した場合、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とする。
- ✓ サポート系喪失が発生した場合、系統間の依存性によって多重性を有する機能の片区分の設備が機能喪失することから「中」とする。
- ✓ 過渡事象が発生した場合、全交流動力電源喪失のように多くの設備が機能喪失する系統間の依存性がないことから「低」とする。

サポート系喪失: 片区分の残留熱除去系海水系故障や交流電源故障等

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る (= 起因事象において機能喪失する設備が多い)
 - (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い (= 事象進展が早い)
 - (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量 (ポンプ流量や逃がし弁容量等) が大きい
 - (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している (= 相対的に発生確率が高い)
- 着眼点(a) ~ (d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(b)の観点

炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間に着目し、事象進展が早いほど**余裕時間が短くなるため「高」**、事象進展が遅いほど**余裕時間が長くなるため「低」**とする。

< 例 >

- ✓ 過渡事象又はサポート系喪失 (自動停止) を起因とする事故シーケンスは、原子炉が自動スクラムする事象であり、**事象進展が早いことから「高」**とする。
- ✓ 手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) を起因とする事故シーケンスは、原子炉を手動停止させる事象であり、**事象進展が緩やかなため「低」**とする。

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る (= 起因事象において機能喪失する設備が多い)
 - (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い (= 事象進展が早い)
 - (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量 (ポンプ流量や逃がし弁容量等) が大きい
 - (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している (= 相対的に発生確率が高い)
- 着眼点(a) ~ (d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(c)の観点

炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等、設備容量に着目し、**要求が大きいほど「高」、要求が小さいほど「低」とする。**

< 例 >

- ✓ 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に**必要な設備容量が大きくなるため「高」とする。**
- ✓ 原子炉を手動停止させる手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) を起因とする事故シーケンスは、**要求される設備容量が小さいため「低」とする。**

【着眼点】

- (a) 共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る (= 起因事象において機能喪失する設備が多い)
- (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い (= 事象進展が早い)
- (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量 (ポンプ流量や逃がし弁容量等) が大きい
- (d) グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している (= 相対的に発生確率が高い)

着眼点(a) ~ (d)については、それぞれの事故シーケンスの特徴を踏まえ「高」「中」「低」の三段階評価を実施している

● 着眼点(d)の観点

事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が高く、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」「中」「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して選定する。このため、炉心損傷頻度が高いほど「高」、炉心損傷頻度が低いほど「低」とする。

< 例 >

- ✓ 事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスを「高」とする。
- ✓ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して1%以上の寄与を持つシーケンスを「中」、1%未満のシーケンスを「低」とする。

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (7 / 10)

- 着眼点「(a)共通原因等によって複数の設備が機能喪失し炉心損傷に至る」と炉心損傷頻度(着眼点(d))との相関性について

左の2つの値の掛け算

起因事象			起因事象 発生頻度 (／炉年)	条件付 炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (／炉年)
過渡事象	非隔離事象		1.7E-01大	1.5E-04小	2.5E-05
	隔離事象		2.7E-02	1.5E-04	4.0E-06
	全給水喪失		1.0E-02	1.5E-04	1.5E-06
	水位低下事象		2.7E-02	1.5E-04	4.0E-06
	原子炉緊急停止系誤動作等		5.5E-02	1.5E-04	8.2E-06
	逃がし安全弁誤開放		1.0E-03	1.5E-04	1.5E-07
外部電源喪失	外部電源喪失		4.2E-03	3.6E-04	1.5E-06
手動停止／サポート系喪失 (手動停止)	計画外停止		4.3E-02	1.5E-04	6.4E-06
	残留熱除去系海水系故障	区分Ⅰ	7.2E-04小	2.2E-03大	1.6E-06
		区分Ⅱ	7.2E-04	2.3E-03	1.6E-06
サポート系喪失 (自動停止)	交流電源故障	区分Ⅰ	1.5E-04	2.3E-03	3.4E-07
		区分Ⅱ	1.5E-04	2.3E-03	3.4E-07
	タービン・サポート系故障		7.2E-04	1.5E-04	1.1E-07
サポート系喪失 (直流電源故障)	直流電源故障	区分Ⅰ	2.8E-04	9.6E-03	2.7E-06
		区分Ⅱ	2.8E-04	9.6E-03	2.7E-06
LOCA	大破断LOCA		2.0E-05	1.5E-04	3.0E-09
	中破断LOCA		2.0E-04	1.5E-04	3.0E-08
	小破断LOCA		3.0E-04	1.5E-04	4.5E-08
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA		4.8E-10	1.0E+00	4.8E-10
合計					6.1E-05

過渡事象は、起因事象によって複数の緩和設備が機能喪失しないため、着眼点(a)が「低」となる。

サポート系喪失は、起因事象によって複数の緩和設備が機能喪失するため、着眼点(a)が「高」となる。
これらの起因事象は、複数の緩和設備が機能喪失するため条件付炉心損傷頻度が高いものの、着眼点(a)が「低」である過渡事象等に比べて起因事象発生頻度が低い。

これらの値の掛け合わせである炉心損傷頻度の値は、着眼点(a)が「低」である過渡事象と同等となった。

起因事象発生頻度と条件付炉心損傷確率各々には着眼点(a)との相関性があるものの、それらの掛け合わせである炉心損傷頻度に関しては、着眼点(a)との直接的な相関性はみられない。

条件付炉心損傷確率：起因事象発生頻度を「1」とした時の炉心損傷確率

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (8 / 10)

- 着眼点「(b)炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い」と炉心損傷頻度(着眼点(d))との相関性について

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別 C D F (／炉年)	着眼点			
			a	b	c	d
高圧・低圧注水機能喪失	①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.6E-07	低	高	高	高
	②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	2.7E-09	低	高	中	低
	③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.2E-10	中	低	低	低
	④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.3E-11	中	低	低	低
	⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	2.5E-09	中	高	高	低
	⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	3.0E-11	中	高	中	低

着眼点(b)とCDFとの相関性はない。

PRAでは人的過誤確率(運転員による操作失敗確率)の評価において余裕時間を考慮しているが、本PRAでは起因事象がスクラム事象かどうかで人的過誤確率を切り替えていない(保守的な評価としている)ため、**炉心損傷頻度との相関性はない。**

19. 事故シーケンスの選定方法の着眼点について (9 / 10)

- 着眼点「(c)炉心損傷防止に必要な設備容量が大きい」と炉心損傷頻度(着眼点(d))との相関性について

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別 C D F (／炉年)	着眼点			
			a	b	c	d
高圧・低圧注水機能喪失	①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.6E-07		高	高	高
	②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	2.7E-09	低	高	中	低
	③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.2E-10	中	低	低	低
	④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.3E-11	中	低	低	低
	⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	2.5E-09		高	高	低
	⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	3.0E-11	中	高	中	低

着眼点(c)とCDFの相関性はない。

新しく整備する**重大事故等対処設備の設備容量の観点**から設定している着眼点であり、**設計基準事故対処設備のみを考慮している今回のPRAの炉心損傷頻度との相関性はない。**

● 着眼点「(d)グループ内の事故シーケンスの特徴を代表している」の補足

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	事故シーケンス別 C D F (／炉年)	着眼点			
			a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.6E-07			高	高
	②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	2.7E-09	低	高	中	低
	③手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.2E-10	中	低	低	低
	④手動停止／サポート系喪失（手動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	4.3E-11	中	低	低	低
	⑤サポート系喪失（自動停止）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	2.5E-09	中	高	高	低
	⑥サポート系喪失（自動停止）＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	3.0E-11	中	高	中	低

事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いドミナントシーケンスが「高」となる。
ドミナントシーケンスに対し1%以上の寄与がある場合は「中」、1%未満は「低」となる。

20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 有効性評価に適用する解析コードの選定



● 各有効性評価事象に対する解析コードの選定

- ・評価対象の事象毎に、考慮すべき物理現象を抽出し、適用候補コードの特徴を踏まえ、必要な物理モデルの有無等から適用コードを選定

評価対象の事象毎に、事象推移や注目する評価指標の観点から、考慮すべき物理現象を抽出

抽出された物理現象及び国内外での使用実績等を考慮し、評価への適用候補コードを検討

抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応(例)

適用コードの選定結果

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード						
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA HI)
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*
	出力分布変化	○*	—	○*	○*	—	○	○*
	反応度フィードバック効果	○*	—	○	—	○*	○	—
	制御棒反応度効果	○*	—	○	—	○*	○	—
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	—	○*
炉圧力容器(安全弁含む)	気液分離(水位変化)・対回流	○	—	—	—	○	—	—
	圧力損失	○	—	○	—	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器	冷却材放出	—	—	○	—	○	—	—
	格納容器各領域間の流動	—	—	○*	—	○	—	—
	気液界面の熱伝達	—	—	○*	—	○	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	○	—	—
	スプレイ冷却	—	—	—	—	○	—	—
	格納容器ベント	—	—	—	—	○	—	—

評価対象	適用コード
炉心損傷防止対策(原子炉停止機能喪失以外)	原子炉: SAFER 格納容器: MAAP
炉心損傷防止対策(原子炉停止機能喪失)	REDY・SCAT
格納容器破損防止対策	MAAP
運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策(反応度の誤投入)	APEX・SCAT

左表にもあるとおり、SAFERは、炉心内の挙動を精緻に扱うことができ、MAAPは、格納容器内の挙動を精緻に模擬できる

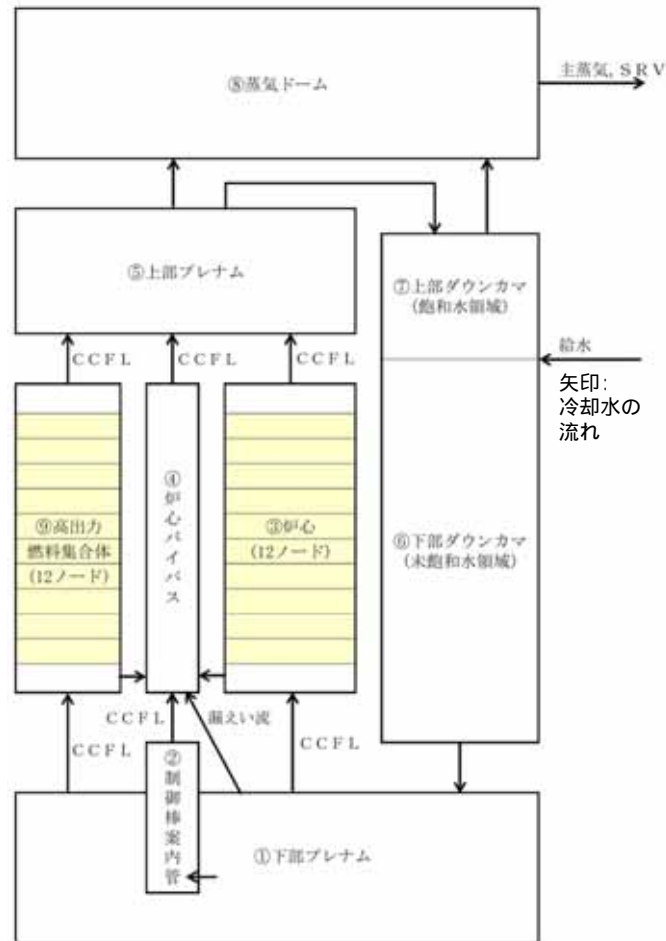
次ページで例示するSAFERコードやMAAPコードでは、構造材が保有する熱の冷却材への移行を考慮している。なお、運転中の中性子照射に伴う炉内構造物の発熱量は燃料の崩壊熱(事故発生直後に数十～数百MW)に比べて十分小さい。

【記号の説明】
○：必要なモデルを備えている
○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
—：必要なモデルを備えていない

20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 解析コードの妥当性の確認

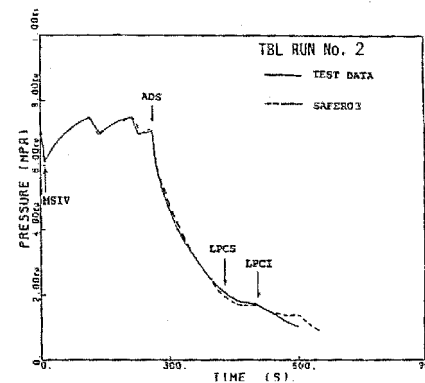
● 有効性評価に用いる各解析コードの妥当性確認

- 各解析モデル毎に、既往実験の再現解析等によりモデルの妥当性、実機への適用性や考慮すべき不確かさを確認

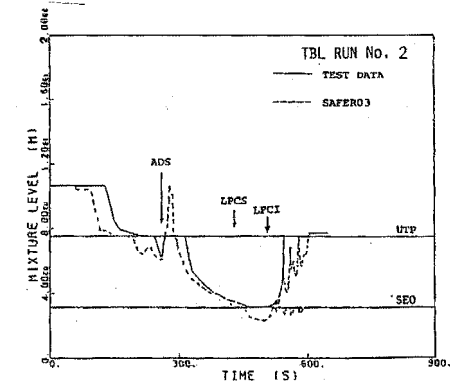


評価モデルにおけるノード分割図

SAFERコードは、炉心部の熱流動を模擬可能であり、従来よりBWRプラントのLOCA解析に用いられてきた実績を有する。

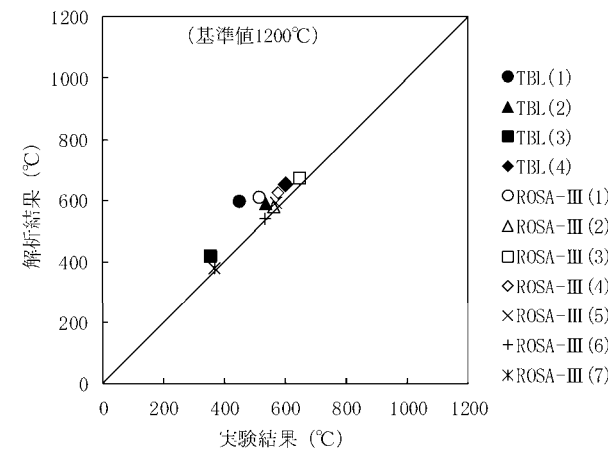


圧力変化



水位変化

実験値(実線)と計算値(点線)が同じ傾向を示している



燃料被覆管最高温度

実験値(横軸)に対して計算値(縦軸)の
ほうが高く、適切な保守性を有している

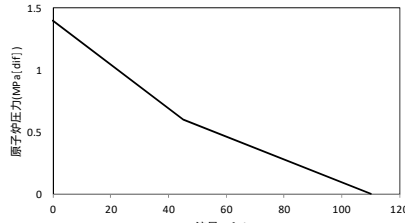
解析コードのモデル・実験解析(SAFERコードの例)

20. 重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性 解析評価の妥当性・保守性と不確かさの考慮



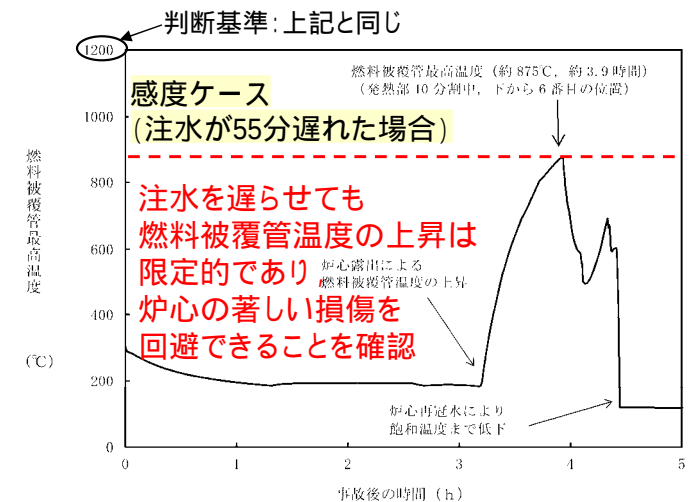
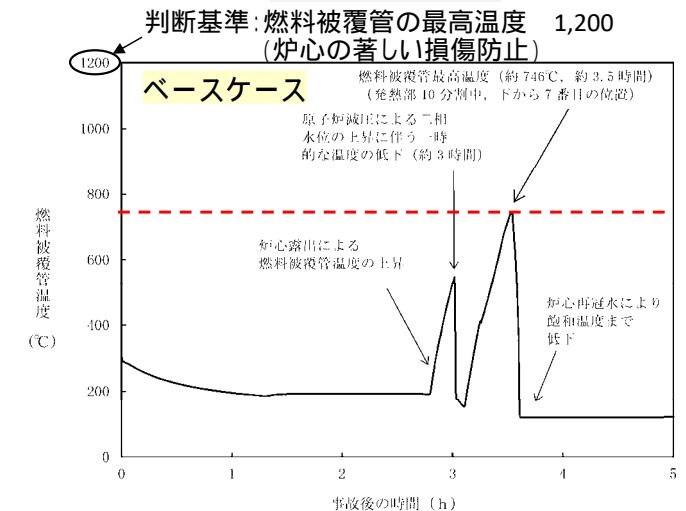
- 解析評価における入力条件の設定と不確かさの影響評価
 - ・ 解析条件として、通常運転中の圧力・水位といった初期パラメータ(初期条件)や、評価の対象となる発生事象(事故条件)、設備の形状・寸法といった設計値(機器条件)等を入力
 - ・ 安全設備の性能(ポンプの注水特性、熱交換機の容量、水源温度等)は、設計値や適切な保守性を持たせた値を設定
 - ・ 運転員等による操作時間については、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要の時間に対し、適切な保守性を考慮して設定
 - ・ 各解析コードや解析条件が有する不確かさについても検討し、評価結果が厳しくなり得るような不確かさについては、傾向分析や感度解析等により影響を確認

解析評価における入力条件の例

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析条件	最大110m ³ /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  (可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水特性)
	50m ³ /h(格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき、併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	130m ³ /hにて格納容器内ヘスプレイ 格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)	熱交換器1基当たり約43MW(サブプレッション・プール水温100℃、海水温度32℃において) 残留熱除去系の設計値として設定 伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
	外部水源温度	35 年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定

設備設置後の使用前検査や定期検査によって、所定の機能が発揮できることを継続的に確認する

感度解析の例



東海第二発電所

事故対応基盤について(緊急時対応資機材への対応) (改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	4
3. 緊急時対応資機材の概要	5
① 電源対策	7
② 原子炉、格納容器及びSFPの冷却対策	9
③ 格納容器水素爆発対策	11
④ 拡散抑制・航空機燃料火災対策	12
⑤ アクセスルート確保	14
⑥ 燃料補給	17
⑦ 重要設備の復旧に係る予備品の確保	19
⑧ 放射能測定	21
⑨ 通信連絡	23
⑩ 放射線防護	24
⑪ 発電所被災状況確認	25
4. 緊急時対応資機材の保管場所	26
5. まとめ	27

補足説明資料 事故対応基盤について(緊急時対応資機材への対応)

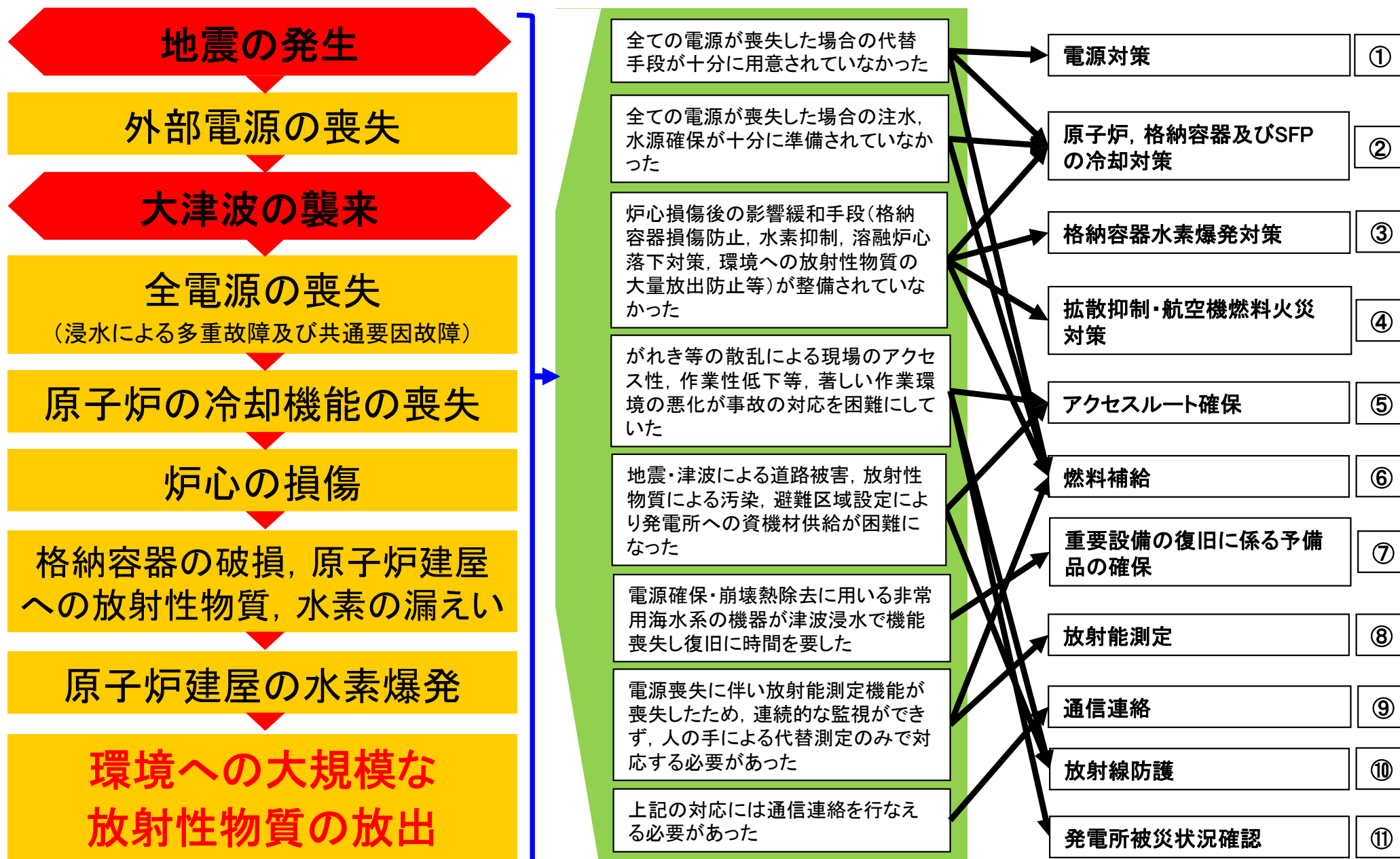
1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】



2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



○福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな対策として、**重大事故等の緊急時において、事故影響に対する緩和対策又はそれらの支援対策等として活用される、常設・固定式でない可搬型／車両型の設備や資機材**(以下「**緊急時対応資機材**」という。)について、以下に示す。

対応方針	従来の対策	新たな対策	想定している状況	備考
①電源対策	－(可搬の設備無)	可搬型の交流電源装置及び直流電源装置	重大事故等時に 常設の電源設備(非常用DG*1、常設代替高圧電源装置) が津波等による海水系機能喪失や機器本体の故障等で 使用不可時のバックアップ として配備	新規
②原子炉、格納容器及びSFP*2の冷却対策	－(可搬の設備無)	可搬型の冷却用注水設備及び海水送水設備	重大事故等時に 常設の注水設備(非常用炉心冷却系、低圧代替注水系等) が津波等による海水系機能喪失や機器本体の故障等で 使用不可時のバックアップ として配備	新規
③格納容器水素爆発対策	－(可搬の設備無)	可搬型の格納容器内への窒素供給設備	重大事故等時に格納容器内の水素・酸素濃度が上昇し 水素燃焼・爆発のリスクが生じた場合の抑制対応 として配備	新規
④拡散抑制・航空機燃料火災対策	消防自動車	可搬型の高揚程・大容量の放水設備	原子炉格納容器破損時の 放射性物質の漏えい・拡散抑制 、使用済燃料プールへの外部注水、航空機落下による 航空機燃料火災の消火対応 として配備	新規
⑤アクセスルート確保	－(可搬の設備無)	土木作業用の重機	地震等で可搬型設備のアクセスルートに 通行の障害(瓦礫・土砂等) が生じた際の 道路復旧用 として配備	新規
⑥燃料補給	－(可搬の設備無)	燃料移送・補給用の車両	電源用や注水用の可搬型設備等を 長期間継続使用する場合の7日間分の燃料補給用 として配備	新規
⑦重要設備の復旧に係る予備品の確保	－(予備品配備無)	重要設備の予備品及び取替用の重機	津波等で 非常用DG*1の海水冷却用ポンプの電動機等が損傷・機能喪失した際の復旧作業用 として配備	新規
⑧放射能等の測定	放射能観測車	可搬型モニタリング・ポスト及び小型船舶等	重大事故等時に発電所から放出される 放射能等の測定が行えるよう可搬型モニタリング・ポスト等を配備するとともに、海上での測定が行えるように小型船舶を配備	強化
⑨通信連絡	衛星電話設備(携帯型)等の配備	事故後7日分の数量確保 地震・津波等に耐性ある保管場所に配備	重大事故等時に発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡を行うことにより 継続的な事故収束対応作業に従事 するために配備	強化
⑨放射線防護	放射線防護具類の配備	事故後7日分の数量確保 地震・津波等に耐性ある保管場所に配備	重大事故等時に汚染・被ばくを抑制しながら 継続的な事故収束対応作業に従事 するために配備	強化
⑩発電所被災状況確認	－(可搬の設備無)	カメラ付き・飛行型で遠隔操縦式の監視設備	地震・津波等発生時の被災状況確認用として 常設の津波・構内監視カメラとは多様性を有する手段 として配備	新規

*1 非常用DG: 非常用ディーゼル発電機 資機材-4

*2 SFP: 使用済燃料プール

3. 緊急時対応資機材の概要 (1/2)



○機能ごとの緊急時対応資機材の種別を以下に示す。資機材の機能は大きく2つに区分される。

1. 原子炉及び使用済燃料プールの燃料冷却や、原子炉施設が被災した際の大規模火災の消火、放射性物質の拡散抑制等、**事故影響に対する直接的な緩和機能を有する資機材**【表1参照】
2. アクセスルートの復旧・確保や各設備への燃料の補給等、1. の緩和機能を果たす際の実効性の確保や信頼性の向上を図るための**サポート機能等を有する資機材**【表2参照】

表1 原子炉及び使用済燃料プールの燃料冷却、原子炉施設被災時等の**事故影響の緩和機能を有する資機材**

No.	機 能	主な資機材の内容	用 途
①	電源対策	・可搬型代替低圧電源車	低圧電源設備用の 交流電源供給
		・可搬型整流器	計装・制御用の 直流電源供給
②	原子炉、格納容器及びSFP*の冷却対策	・可搬型代替注水大型ポンプ	原子炉注水/格納容器スプレイ/SFP注水等 熱交換器等の冷却用海水送水(自主)
		・可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉注水/格納容器スプレイ/SFP注水等
		・可搬型スプレイノズル	SFPへの スプレイ散水
③	格納容器 水素爆発対策	・可搬型窒素供給装置 (窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車)	炉心損傷後の格納容器内への窒素供給による 水素濃度・酸素濃度の上昇抑制
④	拡散抑制・航空機燃料火災対策	・可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲 ・泡混合器及び泡消火薬剤容器(大型ポンプ用) ・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車 及び泡消火薬剤容器(消防車用)(自主)	・炉心損傷及び格納容器破損時等に建屋開口部等への放水による 放射性物質の拡散の抑制 ・航空機落下時の 航空機燃料火災の消火
		・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材(自主)	放射性物質含む 汚染水の海洋拡散の抑制

3. 緊急時対応資機材の概要 (2/2)



- これらの資機材は、必要な機能に応じて、十分な容量、数量及び冗長性確保、位置的分散の考慮、使用環境条件の耐性確保、共通要因による常設設備との同時機能喪失の回避等に配慮したものとする。
- これらの資機材を適切に組み合わせて活用することで、既存の安全設備(設計基準対象施設)による安全対策、新たに設置する常設型の重大事故等対処設備による安全対策に加えて、**可搬型である資機材の特徴を生かした柔軟な安全対策の実施を可能としている。**

表2 表1の各緩和機能の実効性確保・信頼性向上のための**サポート機能等を有する資機材**

No.	機 能	主な資機材の内容	用 途
⑤	アクセスルート確保	・ホイールローダ ・油圧ショベル(自主) ・ブルドーザ(自主)	外部事象等でアクセスルートに生じる障害を排除し(瓦礫を撤去, 土砂を整地等), アクセスルートを復旧することで 車両型の資機材の通行性を確保
⑥	燃料補給	・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	電源供給, 注水等の 安全対策を継続的に実施するために必要な燃料を補給
⑦	重要設備の復旧に係る予備品の確保	・残留熱除去系海水系ポンプ用電動機 ・非常用DG*用海水ポンプ用電動機 ・補機冷却用海水ポンプ用電動機(自主) ・予備電動機運搬用トレーラー ・予備電動機交換用クレーン	安全上特に重要で取替え可能な海水ポンプ用電動機の予備品と取替作業用重機を発電所内に保管。 故障時には復旧作業により機能回復
⑧	放射能等測定	・可搬型モニタリング・ポスト等	重大事故等時に, 大気中, 土壌中, 海上及び海水の 放射線量及び放射性物質濃度を測定
⑨	通信連絡	・衛星電話設備(携帯型)等	重大事故等時に, 発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と 通信連絡を行う
⑩	放射線防護	・放射線防護具類 (個人線量計, 全面マスク, タイベック, 綿手袋, ゴム手袋等)	重大事故等時に, 発電所内で汚染・被ばくを抑制しつつ 継続的に事故収束対応に従事
⑪	発電所被災状況確認	・ドローン(自主)	発電所に影響を及ぼすような自然現象・外部事象発生時の 発電所構内の被災状況の確認

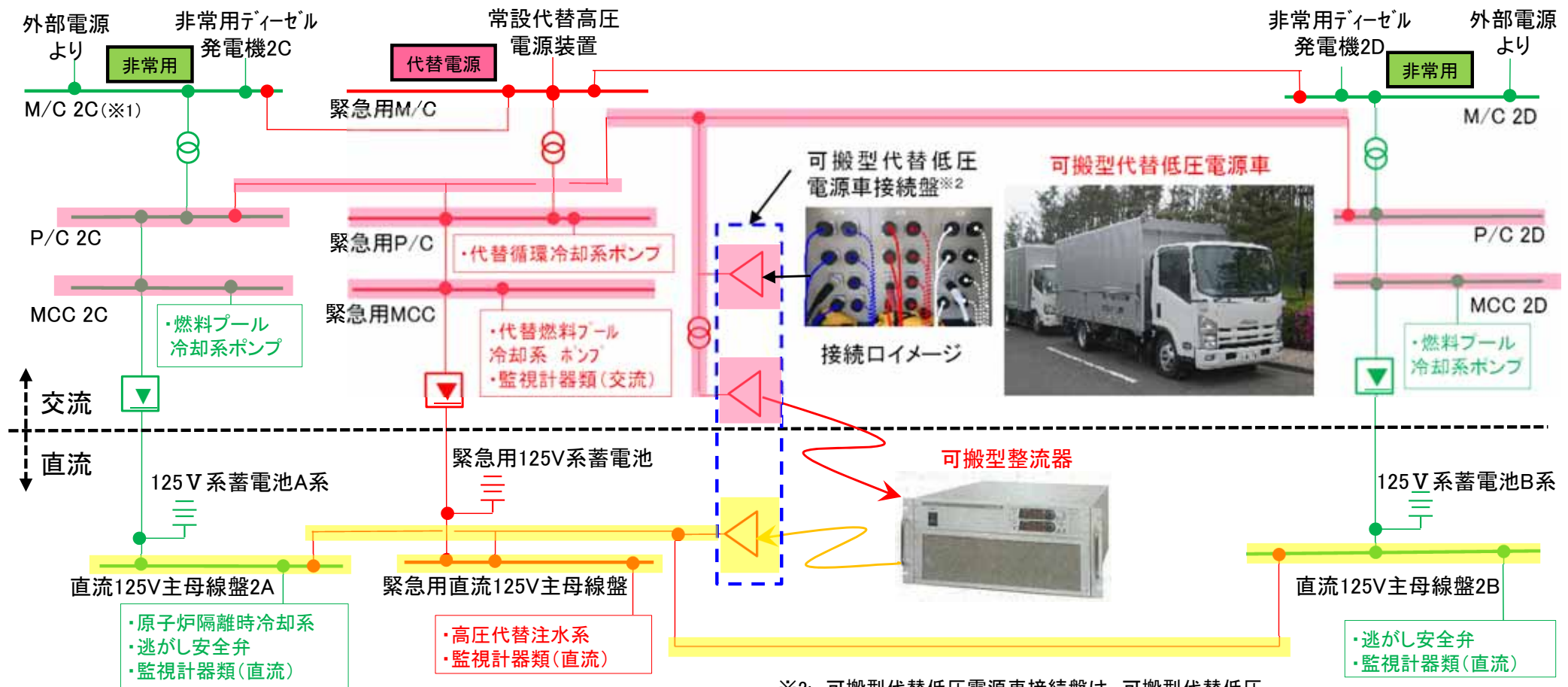
- 重大事故等時に常設の電源設備(非常用ディーゼル発電機, 常設代替高圧電源装置)が津波等による海水系機能喪失や機器本体の故障等による使用不可時においても, 電源を供給する手段として, **可搬型代替交流電源設備(可搬型代替低圧電源車)**及び**可搬型代替直流電源設備(可搬型代替低圧電源車, 可搬型整流器)**を配備する。

	可搬型代替低圧電源車	可搬型整流器
配備目的	● 可搬型代替交流電源設備として, 低圧電源設備(燃料プール冷却系ポンプ, 代替循環冷却系ポンプ, 監視計器類(交流)等)に電源供給する。 ● 可搬型代替直流電源設備として, 可搬型整流器に電源供給する。	● 直流電源設備(原子炉隔離時冷却系, 高圧代替注水系, 逃がし安全弁, 監視計器類(直流)等)に電源供給する。
配備数等	● 配備数: 5台(予備1台を含む) ● 容量: 約500kVA/台 ● 電圧: 440V	● 配備数: 9台(予備1台を含む) ● 容量: 約100A/台 ● 最大直流電圧: 150V
外観		

① 電源対策 (2/2)

【可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の電源供給】

- **可搬型代替低圧電源車**(2台1セット)は、可搬型代替低圧電源車接続盤を介し、各P/C※1に交流電源を供給する。
- **可搬型整流器**(4台1セット)は、常設する整流器が使用不可能となった場合に、**可搬型代替低圧電源車**からの給電により、可搬型代替低圧電源車接続盤を介し直流電源を供給する。
- **可搬型代替低圧電源車**による給電は、燃料補給を行うことで、**7日間の運転継続が可能**である。



※1: M/C(マルチカット開閉装置), P/C(パワーセンター), MCC(モータコントロールセンタ)とは、発電機や外部電源等の電力を設備へ供給する配電盤をいう。

※2: 可搬型代替低圧電源車接続盤は、可搬型代替低圧電源車と各P/Cを接続する。また、可搬型整流器と接続することで直流電源を供給する。

② 原子炉，格納容器及びSFPの冷却対策（1／2）

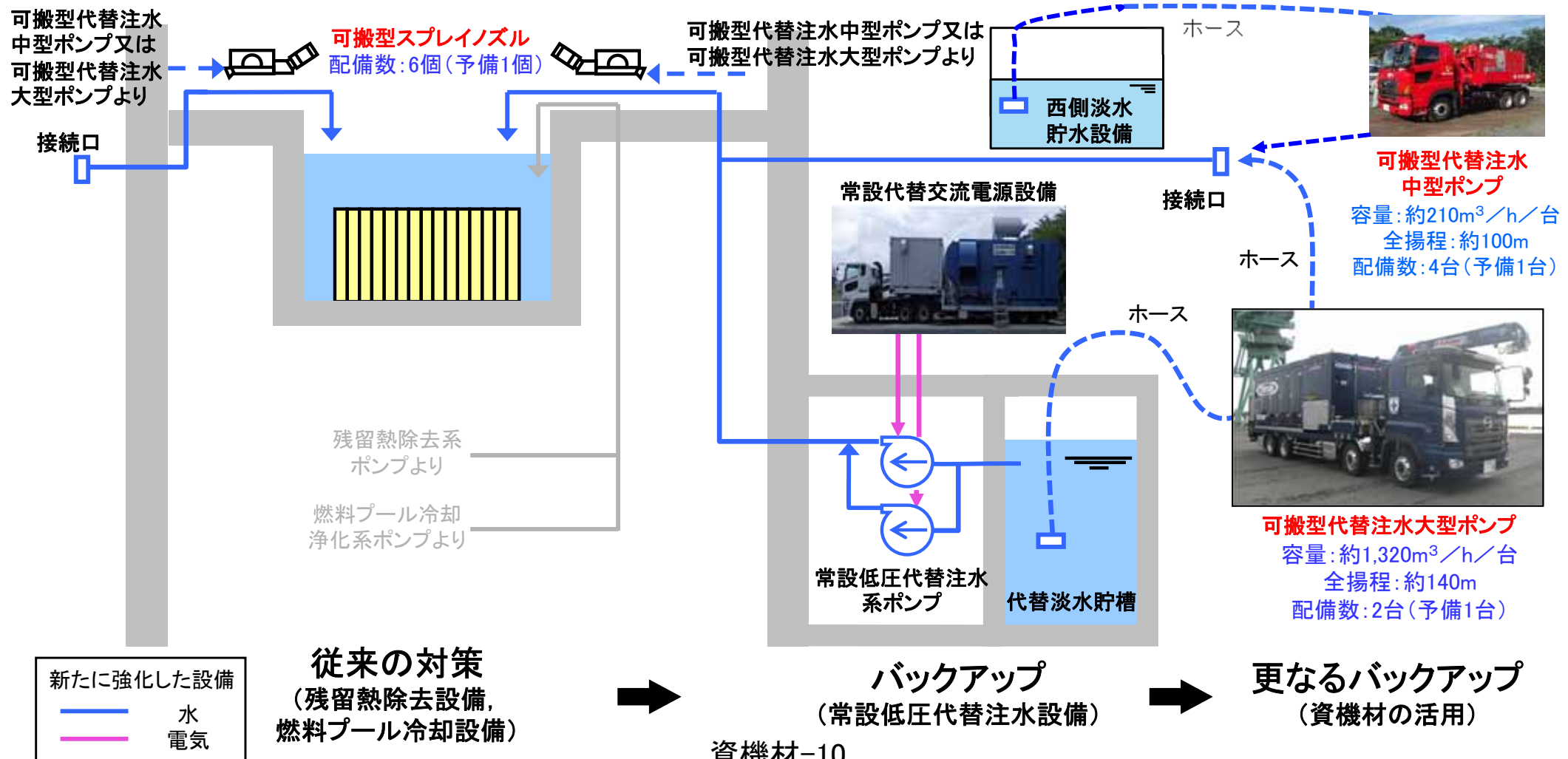
➤ 重大事故等の緊急時において，原子炉圧力容器や格納容器等の冷却，使用済燃料プールの冷却に必要な水を供給するため，**可搬型代替注水大型ポンプ**，**可搬型代替注水中型ポンプ**，及び**可搬型スプレイノズル**を配備。

	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型スプレイノズル
配備目的	・原子炉注水，冷却 ・格納容器スプレイ，冷却 ・格納容器下部注水，冷却 ・使用済燃料プール注水，冷却 ・残留熱除去系熱交換器への冷却用海水送水（自主対策設備）	・原子炉注水，冷却 ・格納容器スプレイ注水，冷却 ・格納容器下部注水，冷却 ・使用済燃料プール注水，冷却	・使用済燃料プールスプレイ，冷却
配備数等	容量：約1,320m ³ ／h／台 全揚程：約140m 配備数：2台（予備1台）	容量：約210m ³ ／h／台 全揚程：約100m 配備数：4台（予備1台）	配備数：6個（予備1個）
外観			

② 原子炉，格納容器及びSFPの冷却対策（2／2）

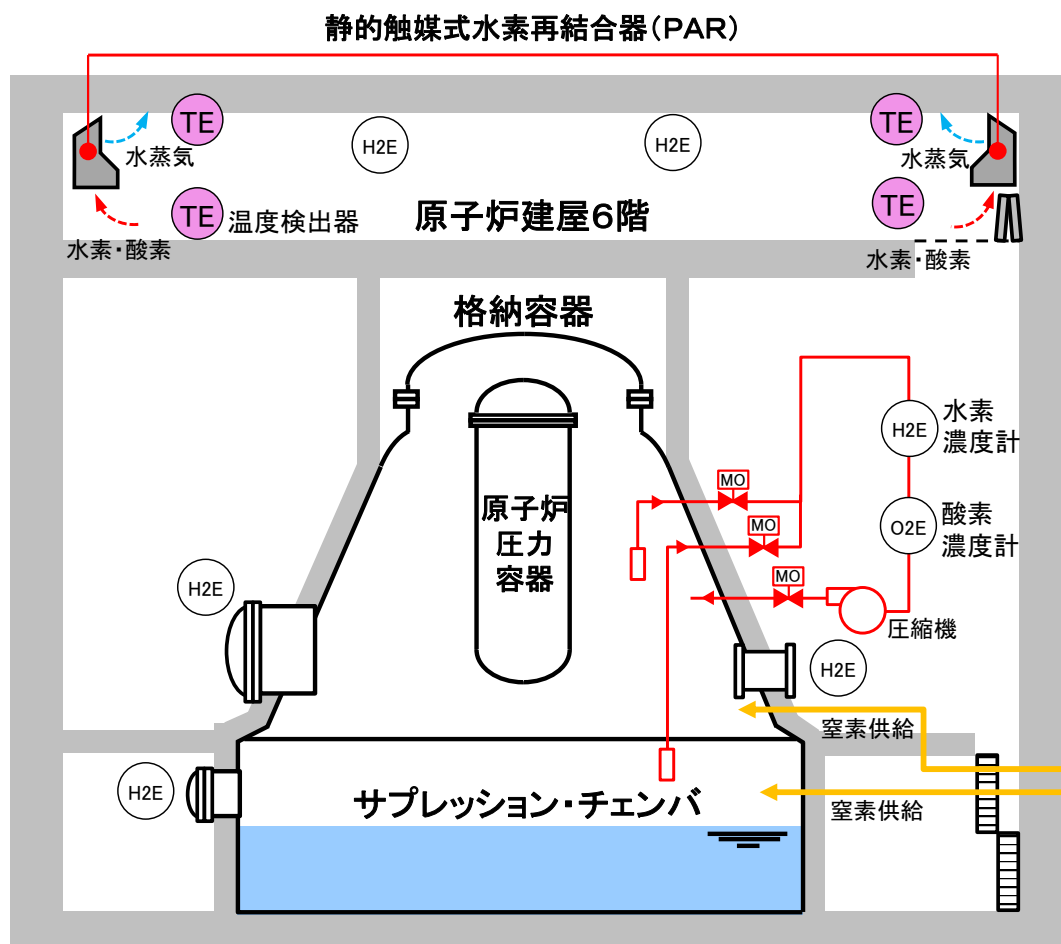
【資機材の活用例（使用済燃料プールへの注水・冷却）】

- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や，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プール水位が低下する場合に備え，注水できる手段を強化。
- **可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し，代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水可能。
- **可搬型代替注水中型ポンプ**を使用し，西側淡水貯水設備の水を使用済燃料プールへ注水可能。
- **可搬型スプレイノズル**は，使用済燃料プール全面にスプレイできるようノズル角度を設定し配置。



③ 格納容器水素爆発対策

- 炉心損傷後の、格納容器内の水素濃度・酸素濃度上昇を抑制するため、**可搬型窒素供給装置**より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高める。
- **可搬型窒素供給装置**は、**窒素供給装置**及び**窒素供給装置用電源車**で構成される。
- **窒素供給装置**は、フィルタベント設備作動による排出開始前まで、格納容器内の水素・酸素濃度を可燃限界未満に抑制できる容量を有する。



窒素供給装置

容量: 約200Nm³/h/台
配備数: 2台(予備2台)



窒素供給装置用電源車

容量: 約500kVA
電圧: 440V
配備数: 1台(予備1台)

④ 拡散抑制・航空機燃料火災対策（1／2）

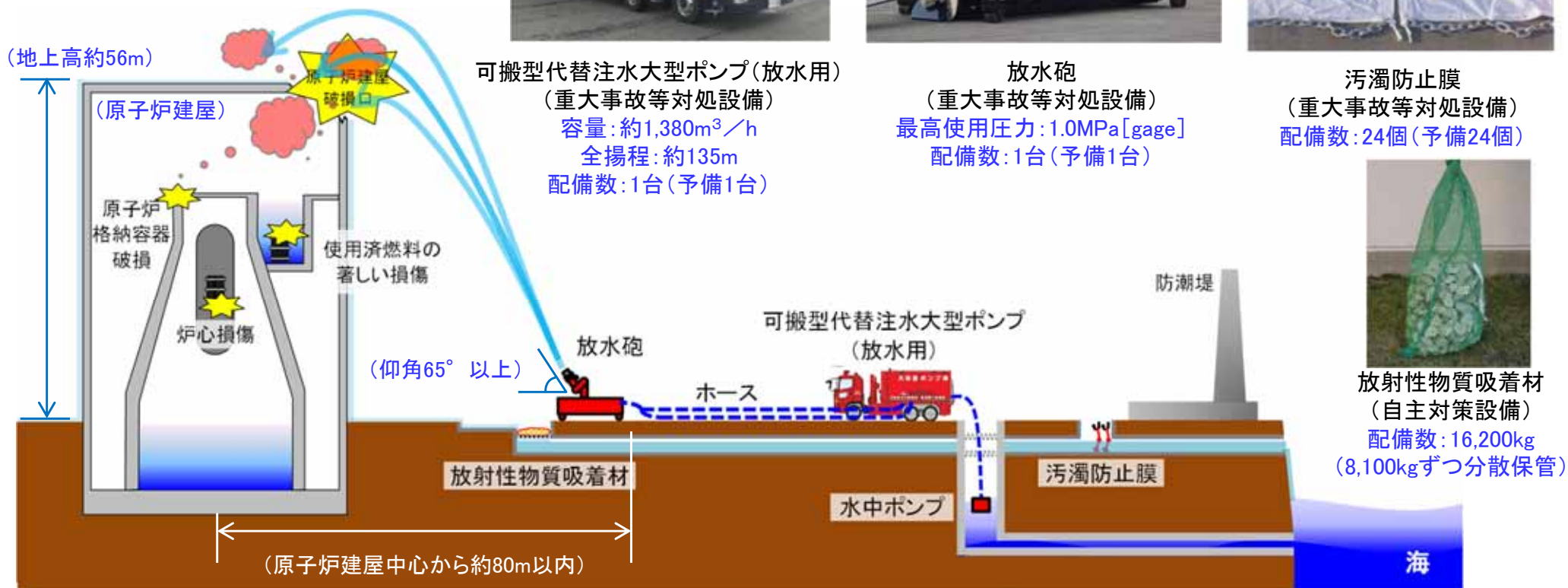
- 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、**可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲**により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。
- 上記の対応により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、**汚濁防止膜及び放射性物質吸着材**により、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。



可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
（重大事故等対処設備）
容量：約1,380m³/h
全揚程：約135m
配備数：1台（予備1台）

放水砲
（重大事故等対処設備）
最高使用圧力：1.0MPa[gage]
配備数：1台（予備1台）

汚濁防止膜
（重大事故等対処設備）
配備数：24個（予備24個）



放射性物質吸着材
（自主対策設備）
配備数：16,200kg
（8,100kgずつ分散保管）

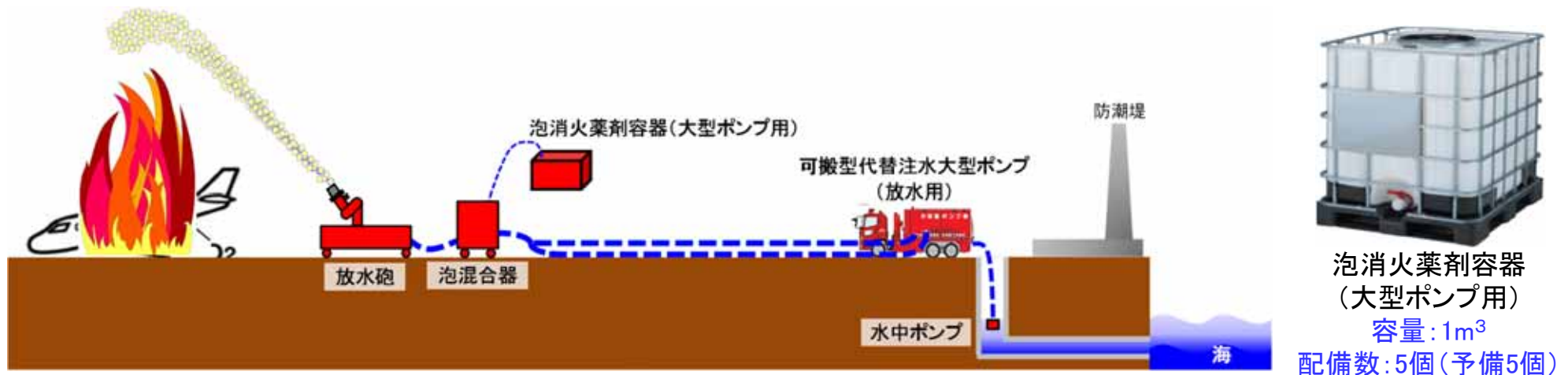
放射性物質拡散抑制措置の概要

④ 拡散抑制・航空機燃料火災対策（2／2）

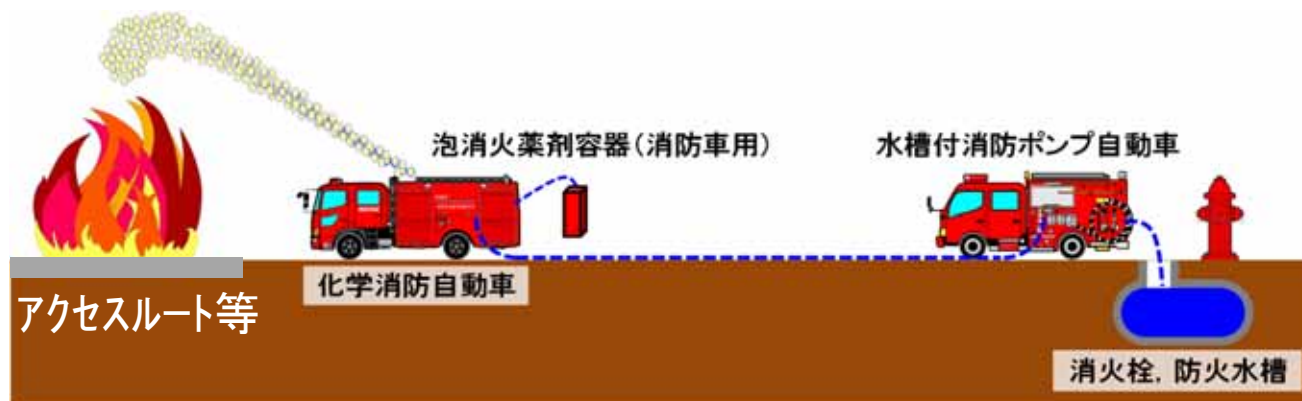
- 原子炉建屋周辺における航空機燃料火災が発生した場合、**可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤 容器（大型ポンプ用）**により、航空機燃料火災への泡消火を行う。

※ 泡消火薬剤は、国際民間航空機関発行の空港業務マニュアルに規定される最大の泡消火薬剤の保有量（放射量 $672\text{m}^3/\text{h}$ で3分の消火活動を2回分）に余裕を考慮し、**放射量約 $1,380\text{m}^3/\text{h}$ で約20分の消火活動が可能となる容量を確保**

- 上記に加えて、自主対策として、火災発生時に早期の消火活動が可能な**化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）**（自主対策設備）を使用し、上記の放水砲等のアクセスルート確保及び建屋への延焼拡大防止等を行う。



放水砲等を使用した航空機燃料火災対応の概要

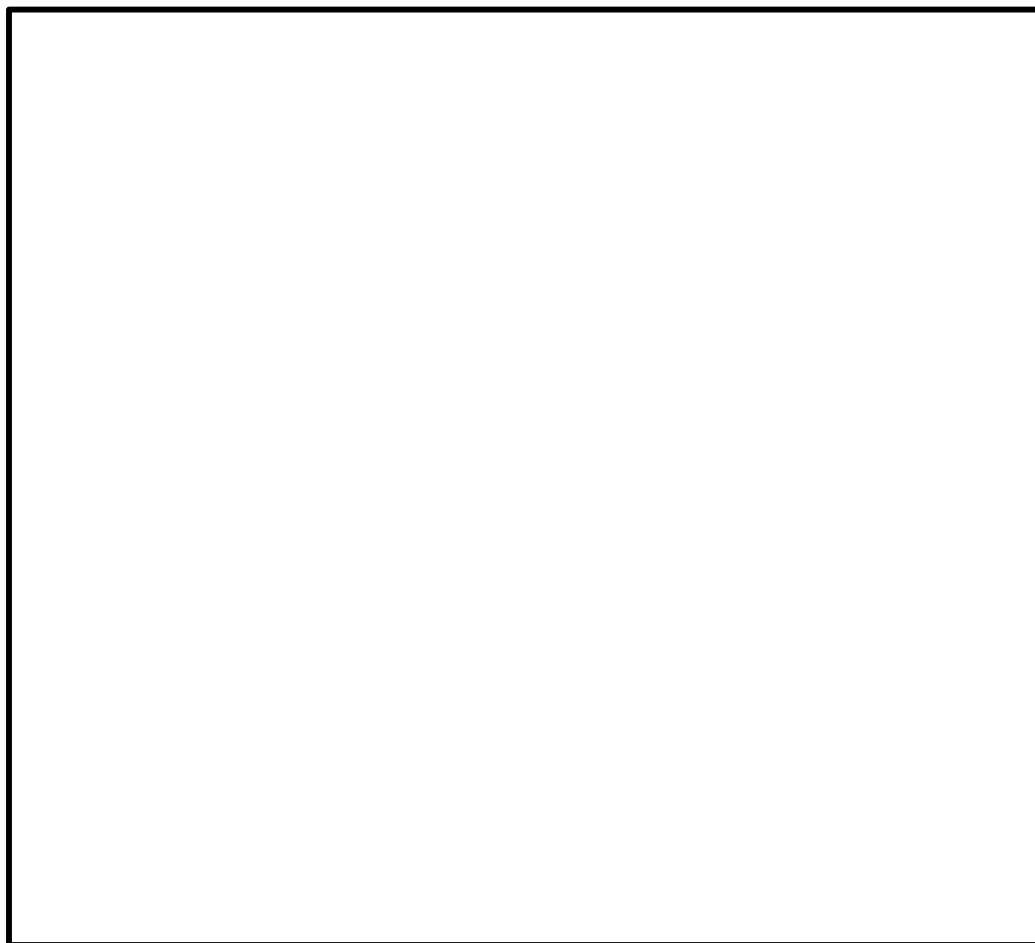


化学消防自動車等を使用した早期火災対応の概要

化学消防自動車	水槽付消防ポンプ自動車
水槽：1,500ℓ 泡原液槽：300ℓ	水槽：2,000ℓ
放水性能： 0.85MPa 、 $0.28\text{m}^3/\text{min}$ 以上	
配備数：各2台（監視所付近及び西側・南側保管場所に分散配備）	
泡消火薬剤容器（消防車用）： $1,500\ell/1$ 組として2組配備	

⑤ アクセスルート確保 (1/3)

- 重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備等の車両型資機材を運搬するためのアクセスルートを複数確保する必要がある。
- 地震、竜巻等の外部事象で発生し得る障害(瓦礫、土砂等)により、アクセスルートの確保が困難となった場合は、**ホイールローダ**等の重機による復旧を行い、車両型資機材の通行性を確保する。



アクセスルート複数確保



ホイールローダ
(重大事故等対処設備)

※ バケット容量: 2m³
けん引力: 86kN
配備数: 2台(予備3台)



ブルドーザ
(自主対策設備)

※ けん引力: 284.4kN
配備数: 1台



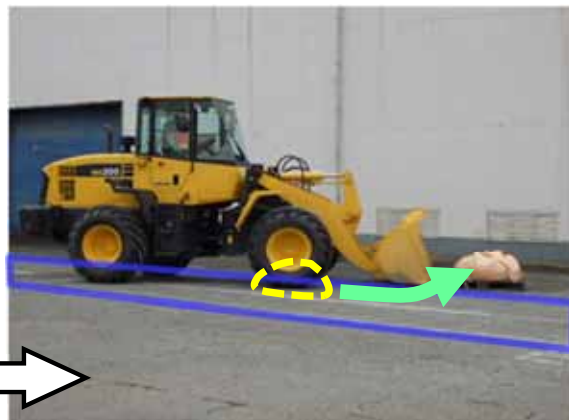
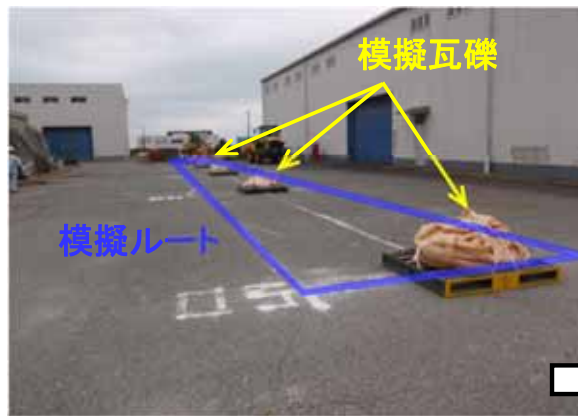
油圧ショベル
(自主対策設備)

※ バケット容量: 0.16m³
最大掘削力: 39kN
配備数: 1台

瓦礫撤去用重機の配備

⑤ アクセスルート確保 (2/3)

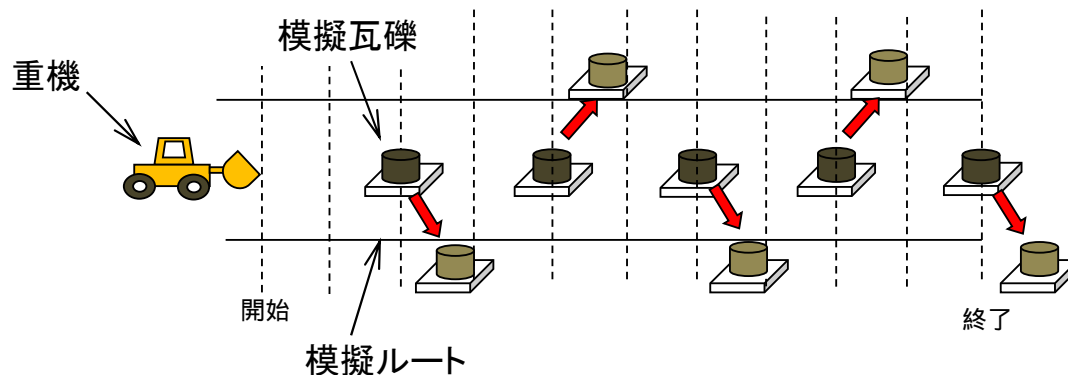
- アクセスルート上に堆積した瓦礫や土砂について、**ホイールローダ**等の重機を用いてルート外への撤去や整地を行うことにより、車両型資機材の通行性を確保する。
- 瓦礫及び土砂の撤去・整地に係る**ホイールローダ**等の重機の取扱いについては、災害対策要員に定期的に教育・訓練を実施することにより必要な力量を確保する。



ルート上に瓦礫を配置し、重機によりルート外に撤去



重機により土砂を撤去



瓦礫撤去訓練の概要



土砂撤去訓練の概要

⑤ アクセスルート確保 (3/3)

- アクセスルート上に堆積することが想定される瓦礫や土砂に対し、**ホイールローダ**が十分な性能を有していることを机上評価及び検証試験により確認している。
- さらに、津波漂流物撤去時の作業性向上を目的として、**ブルドーザ**、**油圧ショベル**を自主対策設備として配備する。

被害事例等の確認

- ・東北地方太平洋沖地震時の被害等、過去の被害事例から、瓦礫による被害状況を確認
- ・斜面崩壊時の土砂到達距離を土砂災害に関連する文献を用いて確認



瓦礫は建屋周辺に堆積

文献名	土砂到達距離
原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術	斜面高 × 1.4倍
土質工学ハンドブック	斜面高 × 1.4倍
土木工学ハンドブック	斜面高 × 0.55倍～0.79倍
土砂災害防止法	斜面高 × 2.0倍
宅地防災マニュアルの解説	斜面高 × 2.0倍

土砂は斜面高 × 0.55倍～2.0倍まで到達



撤去能力評価(机上評価)

- ・被害事例等の確認結果を踏まえて瓦礫や土砂の堆積による被害を想定し、保守的な評価条件を設定
- ・保守的に設定した条件で重機による瓦礫等の撤去能力を机上にて評価

	被害の評価条件 (保守的に設定)	撤去能力 評価結果 (重機仕様等から評価)	撤去能力 試験結果 (検証試験により確認)
瓦礫	建屋から建屋高さ分の範囲に堆積	約 1.4 km/h	約 2.3 km/h (最小値)
土砂	斜面高さ × 2.0倍の範囲に堆積	約 66 m ³ /h	約 78 m ³ /h (最小値)

妥当性確認(検証試験)

- ・評価で得られた重機の撤去能力が妥当であることを検証試験にて確認
- ・重機が最大けん引力で押し出し可能であることを検証試験にて確認

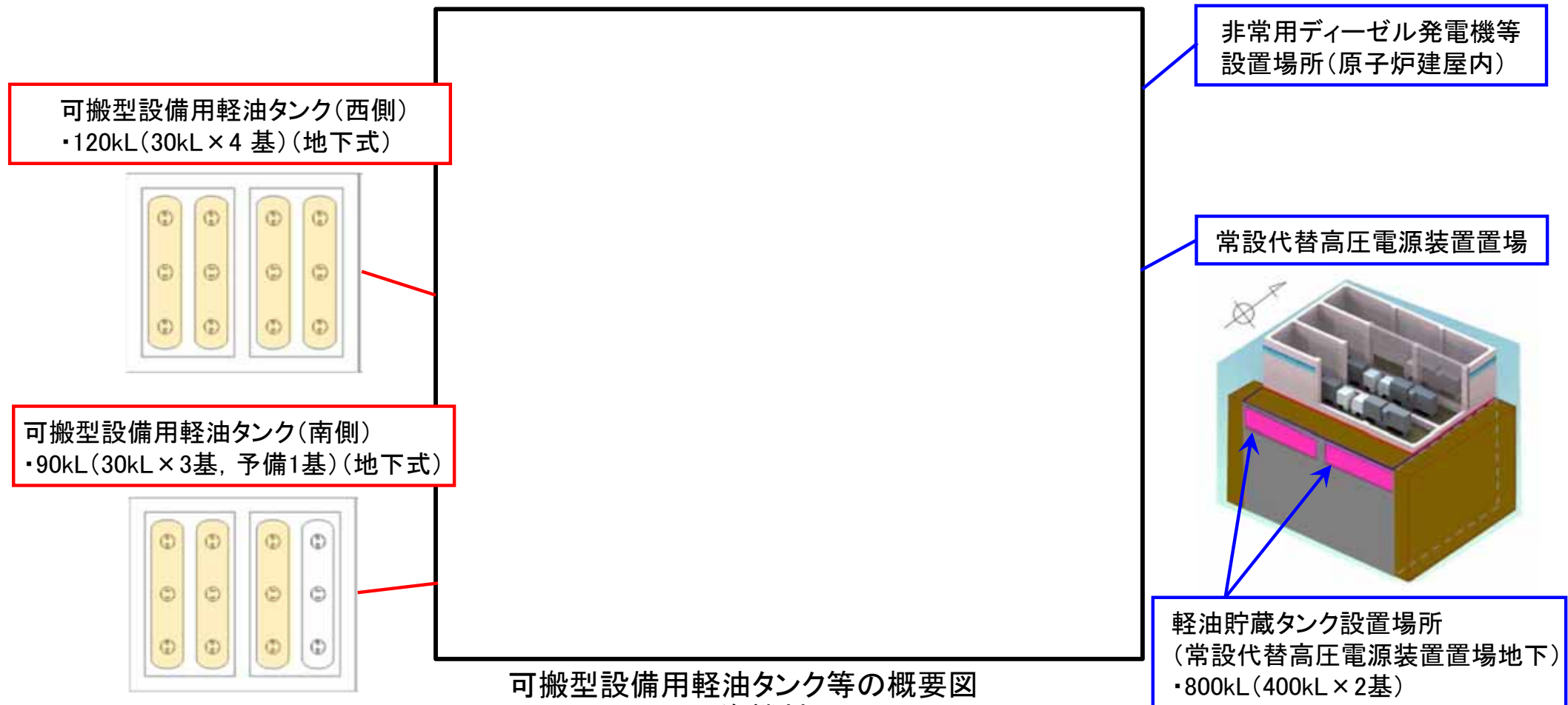
- 被害事例等の確認結果を踏まえて保守的な条件を設定した上で、重機仕様等から評価した撤去能力が妥当であることを検証試験により確認している。
- 検証試験では、重機が最大けん引力で押し出す能力があることを約7tの模擬瓦礫を用いて確認している。



【最大けん引力の確認試験】

⑥ 燃料補給 (1/2)

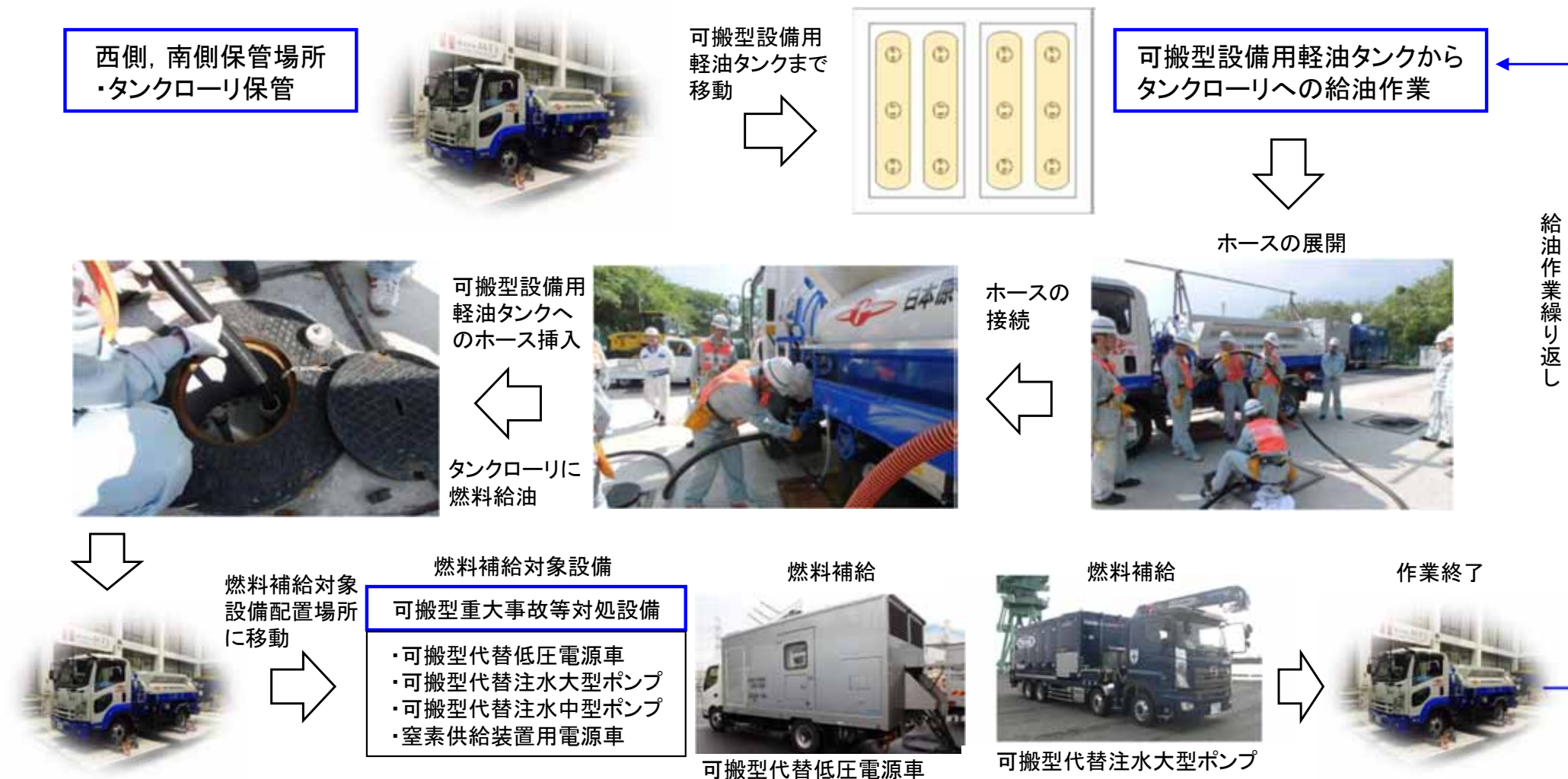
- 電源供給, 冷却等に用いる可搬型設備等を長期間継続使用するための燃料の補給手段として, **可搬型設備用軽油タンク**を設置し, **燃料移送・補給用のタンクローリ**を配備する。
- **可搬型設備用軽油タンク**は, 西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所の地下に合計8基(予備1基含む)を設置し, 210kL(30kL×7基)の軽油を貯蔵する。なお, **常設・固定式の非常用ディーゼル発電機等及び常設代替高圧電源装置用の軽油貯蔵タンク**と**独立・離隔して設置**する。
- **可搬型設備用軽油タンク**は, 可搬型重大事故等対処設備(低圧電源車, 注水ポンプ等)が**7日間連続運転した場合の必要量**(約170kL)に余裕を見込んだ210kLの軽油を確保する。



可搬型設備用軽油タンク等の概要図

⑥ 燃料補給 (2/2)

- 燃料移送・補給用の**タンクローリ**は、**可搬型設備用軽油タンク**から可搬型重大事故等対処設備へ燃料を移送するため、西側及び南側保管場所に各々1台、合計2台(予備3台)を配備する。
- **タンクローリ**のタンク容量(4kL/1台)は、可搬型重大事故等対処設備への燃料補給2回分(3.44kL)以上の容量を確保している。また、燃料消費が最大時の給油シナリオにおいても**必要な給油頻度以内(最短で1回/132分)**で燃料補給が可能であることを確認している(準備, 片付け時間含む)。



タンクローリによる燃料補給作業の流れ

⑦重要設備の復旧に係る予備品の確保(1/2)

- 事故収束させるために、津波等で機能喪失した安全上特に重要な設備の機能回復を図ることが有効な手段であるため、取替え可能な**残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用DG**
*** 用海水ポンプの電動機の予備品^注と取替作業用の重機**をあらかじめ発電所内に保管し、復旧を早期に実施する。



^注 これらの予備品の他、自主対策として使用済燃料プールの冷却等に用いられる補機冷却用海水ポンプ用電動機についても予備品を確保する。

➤ 予備品の選定

海水ポンプ室に設置している残留熱除去系海水系，非常用DG用海水系は，津波浸水で機能喪失の可能性があるため対象機器として選定し，予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき，機能回復することで崩壊熱除去や電源確保ができる機器であることから予備品として確保する。

➤ 保管場所の選定

予備品等(重機を含む。)については，地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面のすべり，津波(敷地に遡上する津波を含む。)による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該海水ポンプとの位置的分散を考慮した西側・南側保管場所に保管する。

予備品の仕様等

名称	仕様	数量	保管場所
残留熱除去系海水系 ポンプ用電動機	三相誘導電動機	2台	南側保管場所 (T.P.+25m)
非常用DG用海水 ポンプ用電動機	三相誘導電動機	1台	南側保管場所 (T.P.+25m)

予備品取替用重機の仕様等

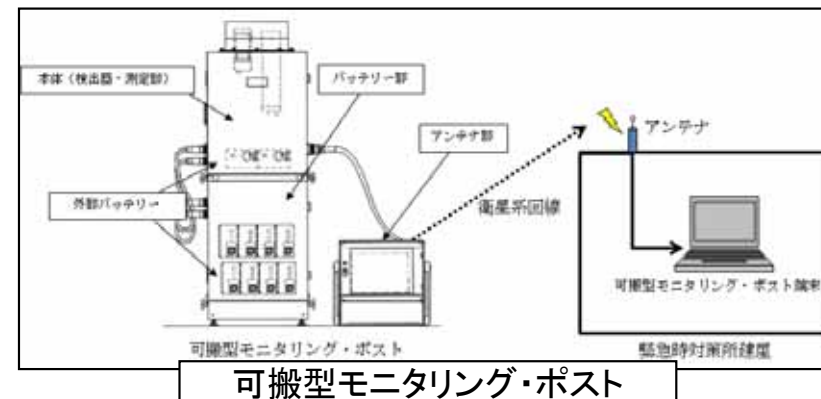
名称	仕様	数量	保管場所
予備電動機交換用 クレーン	最大吊り上げ荷重 220t	1台	西側保管場所 (T.P.+23m)
予備電動機運搬用 トレーラー	積載荷重 20t	1台	西側保管場所 (T.P.+23m)

⑧ 放射能測定 (1/2)

- **可搬型モニタリング・ポスト**によりモニタリング・ポストが機能喪失した場合の代替測定を行うとともに、モニタリング・ポストの設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。

可搬型モニタリング・ポストの主な仕様

項目	内容
検出器の種類	NaI(Tl)シンチレーション式検出器 半導体式検出器
計測範囲	B.G.～ 10^9 nG/h



- **β 線サーベイ・メータ等の可搬型放射能測定装置**により、放射能観測車が機能喪失した場合の空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行うとともに、土壌中や水中の放射性物質の濃度を測定する。

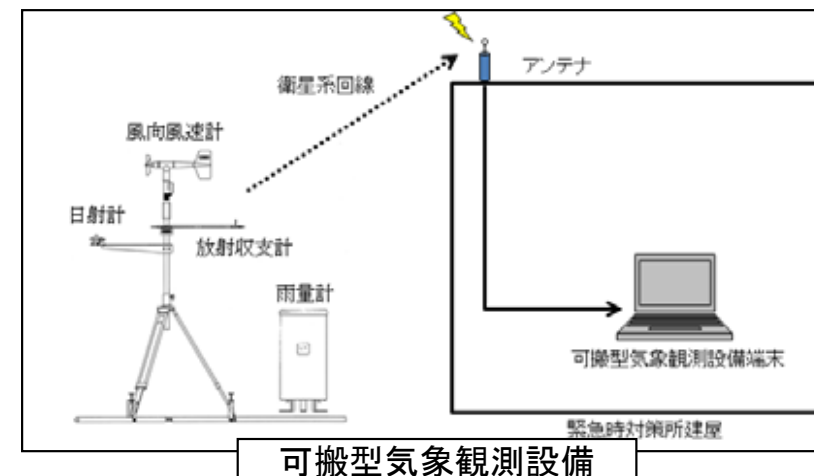
配備する**可搬型放射能測定装置**

・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・NaIシンチレーションサーベイ・メータ・ β 線サーベイ・メータ・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ

- **可搬型気象観測設備**により気象観測設備が機能喪失した場合の代替測定を行う。

可搬型気象観測設備の主な仕様

項目	内容
観測項目	・風向・風速・日射量・放射収支量・雨量



⑧ 放射能測定 (2/2)

- 放射能観測車は、周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質(粒子状物質, よう素)を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

放射能観測車の仕様

測定器の名称	検出器の種類	計測範囲
空間ガンマ 線測定装置	NaI(Tl)シンチレーション	B.G.~ 10^8 nGy/h
	半導体	
ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	B.G.~ 10^5 s ⁻¹
	ZnS(Ag)シンチレーション	
よう素 測定装置	NaI(Tl)シンチレーション	B.G.~ 10^5 s ⁻¹



放射能観測車

- **小型船舶**は、重大事故等が発生した場合に、発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合、**小型船舶**により、周辺海域の**放射線量率を電離箱サーベイ・メータで測定し、その結果を記録するとともに、空気中の放射性物質及び海水のサンプリング**を行う。

小型船舶の仕様

項目	内容
最大積載重量	350kg以上 (要員2名+資機材を想定)
モニタリング時に持ち込む重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ:1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ :1台 採取用資機材:1式
移動方法	保管場所から船舶運搬車両等を用いて岸壁まで運搬する。



小型船舶

⑨ 通信連絡



➤ 重大事故等が発生した場合において、発電所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、無線連絡設備(携帯型)、携行型有線通話装置及び衛星電話設備(携帯型)を配備。

		発電所内の配備数※1	必要台数※2
①警報装置	送受話器(ページング)		約280台
	無線連絡設備	無線連絡設備(固定型)	3台
		無線連絡設備(携帯型)	19台(予備1台)
②通信設備(発電所内)	携行型有線通話装置		15台(予備2台)
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	約180台
		PHS端末	約300台
FAX		2台	
	衛星電話設備	衛星電話設備(固定型)	8台
		衛星電話設備(携帯型)	11台(予備1台)
	④通信設備(発電所外)	加入電話設備	加入電話機
加入FAX			2台
テレビ会議システム(社内)		2台	
	統合原子力防災ネットワーク	IP電話	6台
		IP-FAX	3台
		テレビ会議システム	1台
	専用電話設備	専用電話(ホットライン)(地方公共団体向)	1台
	③SPDS	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDSデータ表示装置
⑤データ伝送設備	緊急時対策支援システム(ERSS)	1台(予備1台)	

※1 台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

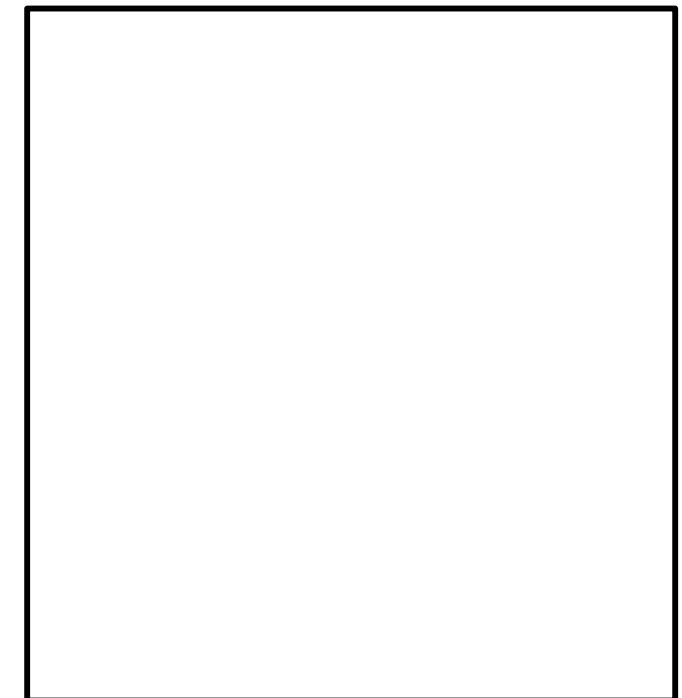
※2 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備(□)に対し、重大事故等対処時の人員配置等を踏まえて設定

⑩ 放射線防護



▶ **放射線防護具類の種類と数量を増やし**，外部からの支援なしに事故発生後7日間の活動に必要な数を地震，津波，その他の自然現象による影響を受け難く居住性の確保された**緊急時対策所建屋等に配備**する。

名称 ()内は防災業務計画の名称	従来から備えている放射線防護具類 (防災業務計画に定める 防災用資機材及び防災関連資機材)		今後備えることとしている放射線防護具 配備数※1	
	配備数	保管場所	緊急時対策所建屋	中央制御室
電子式個人線量計	57台	緊急時対策室建屋	333台	33台
タイベック (汚染防護用装備)	57組	緊急時対策室建屋	1,166着	17着
靴下	—※2	—	2,332足	34足
帽子	—※2	—	1,166個	17個
綿手袋	—※2	—	1,166双	17双
ゴム手袋	—※2	—	2,332双	34双
全面マスク (ダスト・マスク)	57個	緊急時対策室建屋	333個	17個
チャコールフィルタ	114個	緊急時対策室建屋	2,332個	34個
アノラック (PVAスーツ)	57組	緊急時対策室建屋	462着	17着
長靴	—※2	—	132足	9足
胴長靴	—※2	—	12足	9足
高線量対応防護服	10着	緊急時対策室建屋	15着	—
セルフ・エアー・セット	4台	サービス建屋	—	—
自給式呼吸用保護具	—	—	—	9式



保管場所の配置

※1 今後，必要に応じて訓練等で見直しを行う。

※2 防災用資機材として位置付けてはいなかったが，通常時より配備している装備を適宜使用することとしていた。

	従前の考え方	今後の考え方
防護具の数量	原子力災害対策特別措置法を基に，必要な数量の算出。事故対応の要員数に対し，凡そ3日以上を確保。	事象発生後7日間は外部からの支援を受けなくても，継続して事故収束の対応に当たれる数量を確保する。
防護具の保管場所	事故対応の要員の活動拠点となる場所に保管し，迅速な活動に支障を及ぼさないよう考慮。	従前の考え方に加えて，地震及び津波等の自然災害並びに重大事故等の影響受け難い場所を保管場所とする。

⑪ 発電所被災状況確認

▶ 発電所に影響を及ぼすような、自然現象や外部事象が発生した際の発電所の被災状況を確認するための手段として、津波・構内監視カメラを導入することとしている。

- ・津波・構内監視カメラとして、原子炉建屋の屋上及び防潮堤の上部に、耐震性を有するカメラ(赤外線式)を設置する。
- ・発電所内及び発電所外を含め広範な範囲で、津波等の自然現象・外部事象の兆候を昼夜にわたり中央制御室の運転員が定期的な巡視点検により監視可能となる。

▶ 更に、東海第二発電所では、本ワーキングチームにおける指摘を踏まえ、自主的な対策としてカメラを搭載したドローン(自主対策)を配備する方針とする。

- ・発電所が自然現象等で被災した後、屋外作業を実施するに当たって、災害対策本部は発電所構内やアクセスルートの被災状況等を把握するため、津波・構内監視カメラの監視映像の確認や、目視による直接確認を行い、構内の被災状況を把握する。
- ・この確認手段の多様性を確保する観点から、カメラを搭載したドローンを飛行させて発電所構内の状況を確認する手段の導入を検討する。
- ・東海第二発電所のロケーションを踏まえ、今後、具体的なドローンの機種選定、運用方法等を検討していく。

津波・構内監視カメラの主な仕様

津波・構内監視カメラ	
外 観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	Sクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台 数	原子炉建屋屋上3台, 防潮堤上部4台



ドローンの機種の例

ドローンの仕様の例

項 目	仕 様
対角寸法	約35cm
重量	約1.5kg
最高時速	70km/h
飛行時間	約28分
最大転送距離	約3km(障害物なし)
積載物	可視カメラ

4. 緊急時対応資機材の保管場所



- 緊急時対応資機材は概ね西側保管場所又は南側保管場所に保管する。このうち可搬型重大事故等対応設備は西側及び南側に分散して保管し、バックアップは予備機置場に保管する。このうち重大事故等対応で特に重要となる**原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備については、必要な容量を賄うことのできる設備を2セット以上確保した上で分散して保管する。**
- 緊急時対応資機材のうち、事故収束対応で従事者が装備する衛星電話設備等や放射線防護具類、小型で建屋内収納できる可搬型モニタリングポスト等は、地震や津波等自然現象の影響を受け難い中央制御室又は緊急時対策所建屋に保管する。

- 緊急時対応資機材として、重大事故等の緊急時において事故影響に対する緩和対策又はその支援対策等として活用される、常設・固定式でない可搬型／車両型の設備や資機材を導入する。
- 緊急時対応資機材は、原子炉及び使用済燃料プールの燃料冷却や、大規模火災の消火、放射性物質の拡散抑制等、事故影響に対する直接的な緩和機能を有する資機材と、アクセスルートの復旧・確保や各設備への燃料の補給等、事故影響の緩和機能の実効性確保や信頼性向上を図るためのサポート機能等を有する資機材の両方を導入する。
- これらの資機材を適切に組み合わせて活用することで、既存の安全設備による安全対策、新設の常設型の重大事故等対処設備による安全対策に加えて、可搬型である資機材の特徴を生かした柔軟な安全対策の実施を可能としている。
- 各緊急時対応資機材の安全対策上の効果は以下のとおり。

【事故影響の直接的な緩和機能を有する緊急時対応資機材】

①電源対策

: 低圧電源車及び可搬型の整流器により、交流及び直流の電源供給が可能

②原子炉、格納容器 及びSFP冷却対策

: 可搬型のポンプ等により、原子炉注水、格納容器スプレイ、使用済燃料プールへの注水、熱交換器等の冷却用海水送水等が可能

③格納容器水素爆発対策

: 可搬型の窒素供給装置等により、格納容器内の水素濃度・酸素濃度の上昇抑制が可能

④拡散抑制・航空機燃料火災対策

: 可搬型の大型ポンプ、放水砲、汚濁防止膜等により、大気及び海洋への放射性物質の拡散の抑制、航空機落下火災等の大規模火災の消火が可能

【サポート機能等を有する緊急時対応資機材】

⑤アクセスルート確保対策

: ホイールローダ等により、アクセスルートを復旧して車両型の資機材の通行性を確保可能

⑥燃料補給

: タンクローリにより、電源供給や冷却等の安全対策を継続的に実施するための燃料補給が可能

⑦重要設備の復旧に係る予備品の確保

: 海水ポンプ用電動機予備品と取替作業用重機により、故障時には復旧作業により機能回復が可能

⑧放射能測定

: 可搬型モニタリング・ポスト、放射能観測車及び小型船舶により、陸上及び海上の放射線量及び放射性物質濃度を測定可能

⑨通信連絡設備

: 衛星電話設備(携帯型)等により、発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡を行うことにより継続的な事故収束対応作業への従事が可能

⑩放射線防護

: 放射線防護具類により、汚染・被ばくを抑制しつつ継続的な事故収束対応作業への従事が可能

⑪発電所被災状況確認

: ドローンにより、自然現象・外部事象発生時の発電所構内の被災状況の確認が可能

(補足説明資料 事故対応基盤について(緊急時対応資機材への対応))

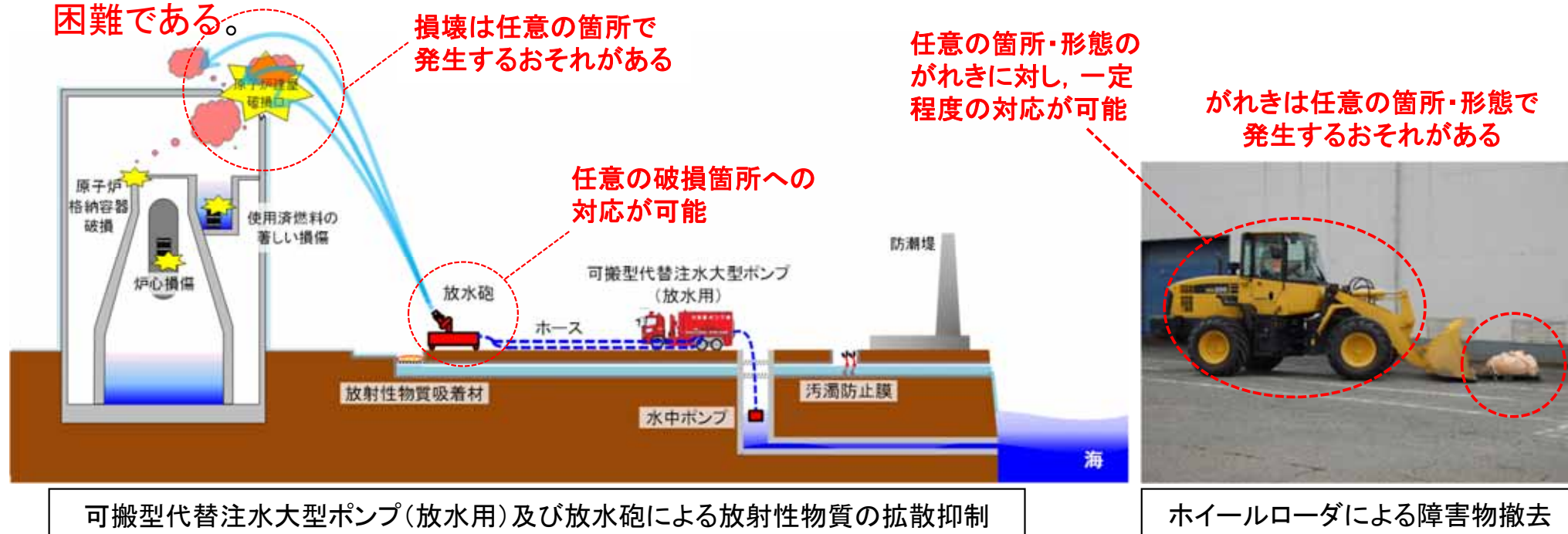
補足説明資料 目 次

1. 重大事故等対策における自動化の考え方について	31
2. 夜間及び自然災害等の環境下での 重大事故等対策の成立性及び有効性	33

1. 重大事故等対策における自動化の考え方について
想定を超えた事象に対する可搬型設備による対応

○放射性物質の拡散抑制のための放水や、がれき撤去等の対策は、以下の考え方に基づき、**インターロック等により自動動作する常設設備ではなく、手動で操作する可搬型設備を基本**としている。

- ・放水砲を例とすると、**可搬型設備を用いることにより、放水箇所や放水のための操作タイミングを任意とすることができ、柔軟に対応できる。**
- ・インターロック等により自動動作する常設設備を用いる場合は、放水箇所(建屋の損壊箇所)等をあらかじめ特定する必要があるが、**自然災害等に対して建屋の損壊箇所を特定することは困難**である。
- ・がれき撤去についても、同様の考え方であり、**がれきの発生箇所や形態をあらかじめ特定するのは困難である。**

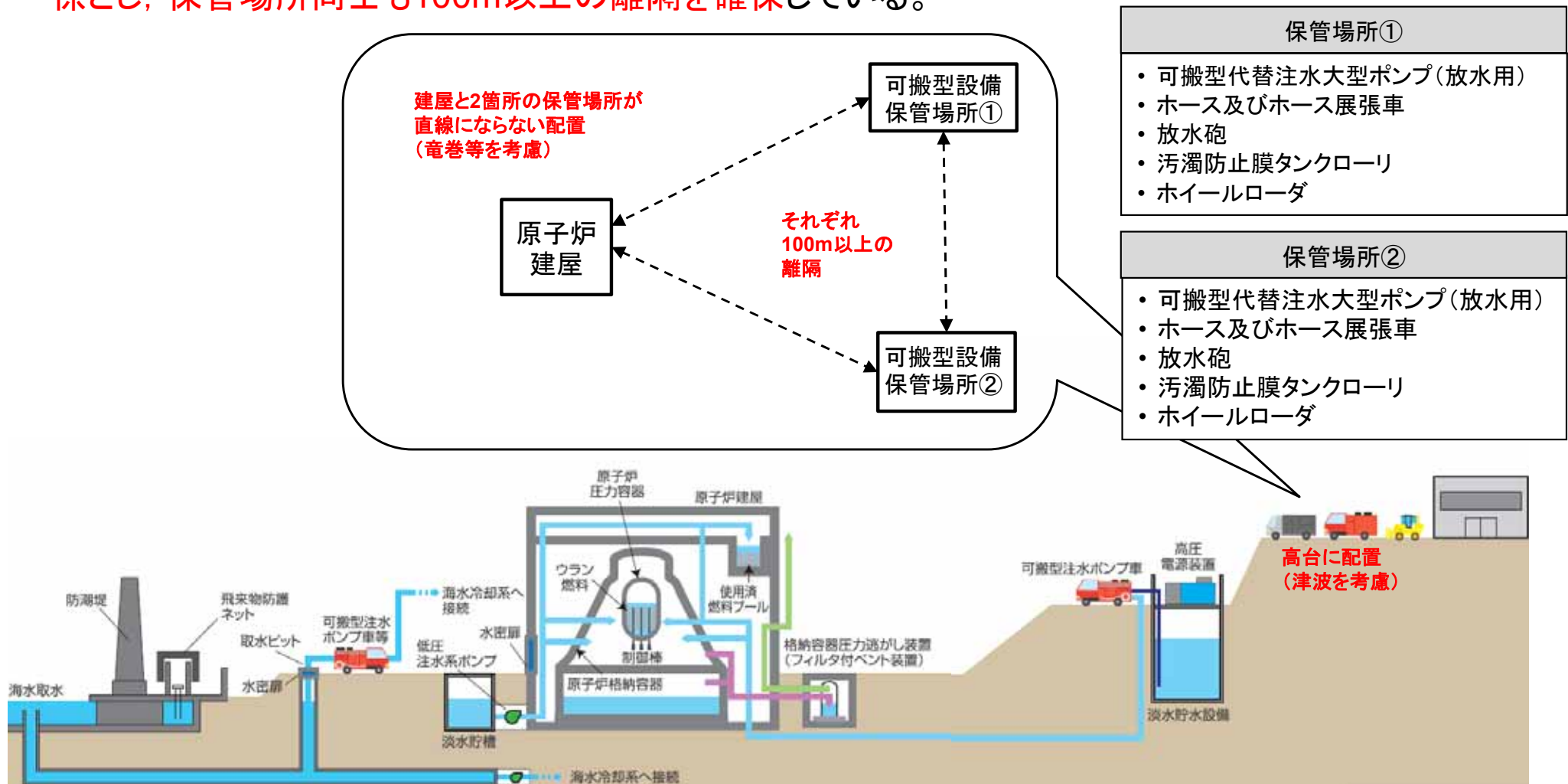


可搬型設備を用いた放射性物物質の拡散抑制等への対策

1. 重大事故等対策における自動化の考え方について 放射性物質の拡散抑制に使用する可搬型設備の保管場所



- 放水砲等の可搬型重大事故等対処設備は複数保持しており、自然現象等により同時に喪失しないよう、原子炉建屋と100m以上の離隔を確保した、高所の2箇所の保管場所に分散して保管している。
- 2箇所の保管場所は、竜巻等で同時に被害を受けないよう原子炉建屋と一直線上にならない位置関係とし、保管場所同士も100m以上の離隔を確保している。



可搬型重大事故等対処設備の保管に当たって考慮していることのイメージ図

➤ 可搬型重大事故等対処設備は自然災害等の影響を受けずに展開することが可能

- 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの影響を考慮し、常設重大事故等対処設備及び設計基準対処設備から十分な離隔を確保した保管場所を分散して設定する※¹。
- 可搬型重大事故等対処設備が展開するアクセスルートは、地震、津波その他の自然現象又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影響を考慮し、可搬型設備の保管場所から設置場所及び接続場所までのアクセスルートを複数設定する※²。

※1【保管場所の設定の考え方】

- ・保管場所同士は100m以上の離隔を確保して配置*
- ・大型航空機の衝突を考慮して原子炉建屋と100m以上の離隔を確保
- ・敷地遡上津波の影響を受けない場所に配置
- ・基準地震動 S_s による被害(周辺構造物の倒壊など)の影響を受けない場所

* 竜巻飛来物により保管場所の設備が悪影響を同時に受けないようにするために、各々の保管場所は離隔を確保して分散配置を行う。

※2【屋外アクセスルートの設定の考え方(地震及び津波の影響)】

1. 複数設定するアクセスルートは以下の①、②2つの条件を満足するルート
 - ①基準津波の影響を受けないルート
 - ②基準地震動 S_s による被害の影響を受けないルート、重機による復旧が可能なルート又は人力によるホース・ケーブルが敷設可能なルート
2. 上記1. のアクセスルートのうち、基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートのうち少なくとも1ルート設定する。
3. 上記2. のアクセスルートのうち、敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート設定

保管場所及びアクセスルート図

発電所構内のアクセスルート図

2. 夜間及び自然災害等の環境下での重大事故等対策の成立性及び有効性 可搬型重大事故等対処設備の展開



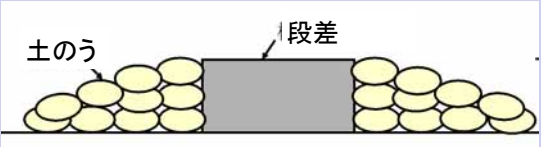
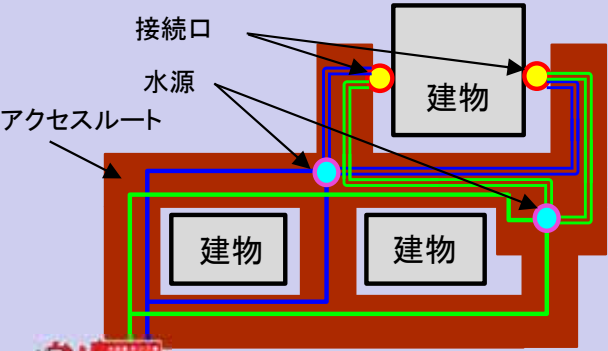
➤ 重大事故等対処設備は環境条件を考慮した設計方針としており、可搬型重大事故等対処設備は、想定される設計上考慮すべき事象における環境条件を考慮し機能が損なわれない設計とする。

	設計上考慮すべき事象	個別事象の影響評価
自然現象	風(台風)	安全施設は、建築基準法及び同施行令第86条第4項に基づく建設省告示第1454号で定められた東海村において建築物を設計する際に要求される基準風速30m/s(地上高10m, 10分間平均)に対して、安全機能を損なわない設計とする。
	竜巻	観測記録によると、竜巻検討地域の最大竜巻規模はF3(風速70m/s～92m/s)である。安全施設は、上記を包絡する設計竜巻の最大風速100m/sによる風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物等の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策(固縛等)及び竜巻防護対策を行う。
	凍結	安全施設は、最寄りの気象官署である水戸地方気象台の観測記録史上1位の最低気温-12.7℃に対して、安全機能を損なわない設計とする。
	降水	安全施設は、降水に対する排水施設の規格・基準として、森林法に基づく林地開発許可に関する審査基準等を示した「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」で定められた「水戸」(東海村が適用範囲内)における雨量強度127.5mm/hに対して、安全機能を損なわない設計とする。
	積雪	安全施設は、建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則で定められた東海村において建築物を設計する際に要求される基準積雪量30cmに対して、安全機能を損なわない設計とする。
	火山の影響	安全施設は、文献調査、地質調査及び降下火砕物シミュレーション解析の結果等から算出した降下火砕物の層厚50cm、密度1.5g/cm ³ (湿潤状態)、粒径8.0mmに対して、直接的影響及び間接的影響を踏まえて安全機能を損なわない設計とする。
外部人為事象	電磁的障害	安全保護系は、電磁的障害による擾乱に対して、計装盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、影響を受けない設計とする。

2. 夜間及び自然災害等の環境下での重大事故等対策の成立性及び有効性 可搬型重大事故等対処設備の展開

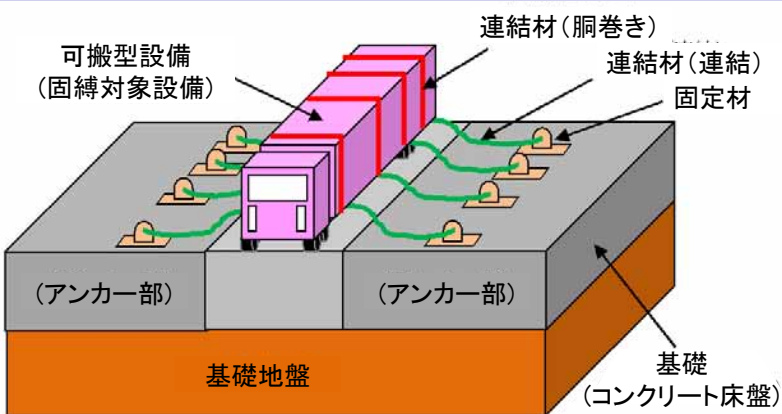


➤ 自然災害等が起因となって発生が想定される障害にも対応が可能

障害物の撤去	道路の段差の解消	複数のアクセスルートの確保
障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を配備  ホイールローダ  ホイールローダによるがれきの撤去の検証	土のうによる段差解消対策により通行性を確保  土のうによる段差解消のイメージ  段差解消後  段差の乗越えの検証	複数設定するアクセスルート（ルートのイメージ）  接続口 水源 アクセスルート 建物 建物 建物 可搬設備 水源及び接続口に対し、複数のルートを設定することで、発生する障害に対し迂回も可能となる

➤ 想定される自然現象への対策を講じた保管を行うことにより、可搬型設備の機能を保つことが可能

保管場所の可搬型設備等の固縛



保管場所の可搬型設備の固縛方法の一例

可搬型設備は、竜巻防護施設及び竜巻防護施設に波及的影響を及ぼす施設に悪影響を及ぼす可能性のある飛来物源として、飛来物発生防止対策を検討し、以下に示すような固縛策を講じる。



緊張固縛



余長付き固縛
(動き代がある)

地震時の機能要求がある可搬型設備のうち、転倒リスクがあるもの等については「緊張固縛」を実施し、転倒リスクのないものについては、「余長付き固縛」を講じる。

2. 夜間及び自然災害等の環境下での重大事故等対策の成立性及び有効性 夜間や悪天候を想定した訓練等の実施



➤放射線防護具※及び資機材等を使用し、様々な状況を想定した訓練を実施

- 以下のような様々な悪条件を考慮して訓練を実施
 - ・ 悪天候(降雨, 降雪, 荒天等の天候)
 - ・ 作業環境(夜間・暗闇, 高線量環境下)
 - ・ 現場環境の放射線(放射線防護具類※)を着用して実施)
- 訓練により対応操作の成立性を確認している。
 - ・ 防護具等を着用が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
 - ・ 暗所環境での照明器具を用いた操作が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
- 訓練計画は, 前年度の訓練実績を踏まえて次年度の計画を策定し, 要員が各訓練を満遍なく経験するように考慮

悪天候(降雨時)の訓練例(一例)



降雨時のホイールローダの運用



降雨時の電源車の設置・運用

放射線防護具類を着用した訓練の一例



可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



可搬型代替低圧電源車の設置・運用

※ 放射線防護具類



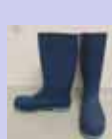
個人線量計



タイベック



アノラック



長靴



胴長靴



高線量対応防護具服(遮蔽ベスト)



全面マスク



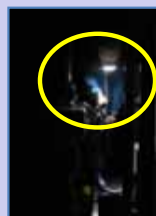
自給式呼吸用保護具

可搬型照明を用いた訓練の一例



暗所環境下での可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用

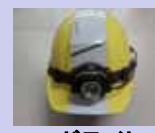
車両に備え付けられた照明を活用し作業を実施するため, 作業環境は暗所とはならない。



可搬照明を使用した状態での弁の開閉操作



LEDライト

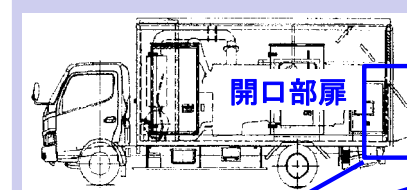


ヘッドライト

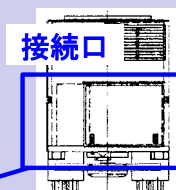
作業環境が暗所の場合には, LEDライトやヘッドライトを携行し, 作業環境の照明を確保して作業に当たる。また, 要員は訓練を通じ作業を習熟させる。

低圧電源車のケーブル接続作業(一例)

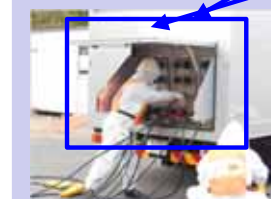
可搬型代替低圧電源車



側面図



後面図



可搬型代替低圧電源車のケーブル接続作業

可搬型代替低圧電源車のケーブル接続部は, 車体後部の跳ね上げ式の扉の内側にあり, また開口部の側面部にも覆いとなる側壁があることから, 降雨の影響を直接受けにくいよう養生を施し, 作業を行う。接続先の接続口は水密化した扉の内側にあることから, 同様に影響を受けない。

東海第二発電所

重大事故等対策に係る訓練への 対応について(改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

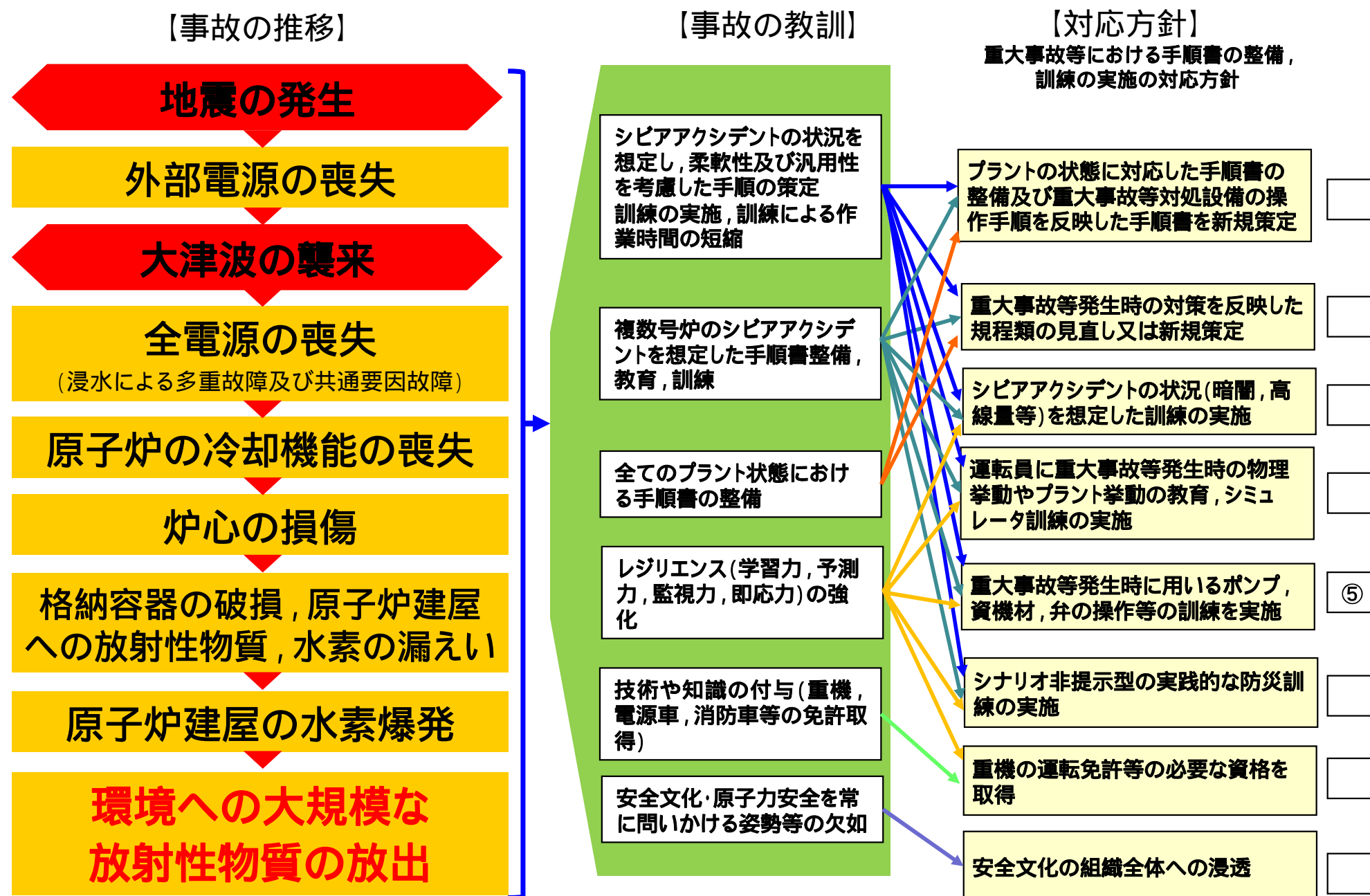
本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1 . 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2 . 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	4
3 . 重大事故等の対応に係る手順書及び規定類の見直し	5
4 . 災害対策要員の教育及び訓練	7
5 . 災害対策要員の訓練	9
6 . 運転員の教育及びシミュレータ訓練	10
7 . シビアアクシデントの状況(高線量, 暗闇等)を想定した訓練	11
8 . シナリオ非提示型の訓練の実施	12
9 . 社員による重機等の資機材の操作	13
10 . 安全文化の組織全体への浸透	15
11 . まとめ	16

補足説明資料 重大事故等対策に係る訓練への対応について

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



➤ 新たに想定した有効性評価の事故シナリオを踏まえて、新規の重大事故等対処設備の操作等を反映した教育及び訓練を構築するため、以下の対策を施す。

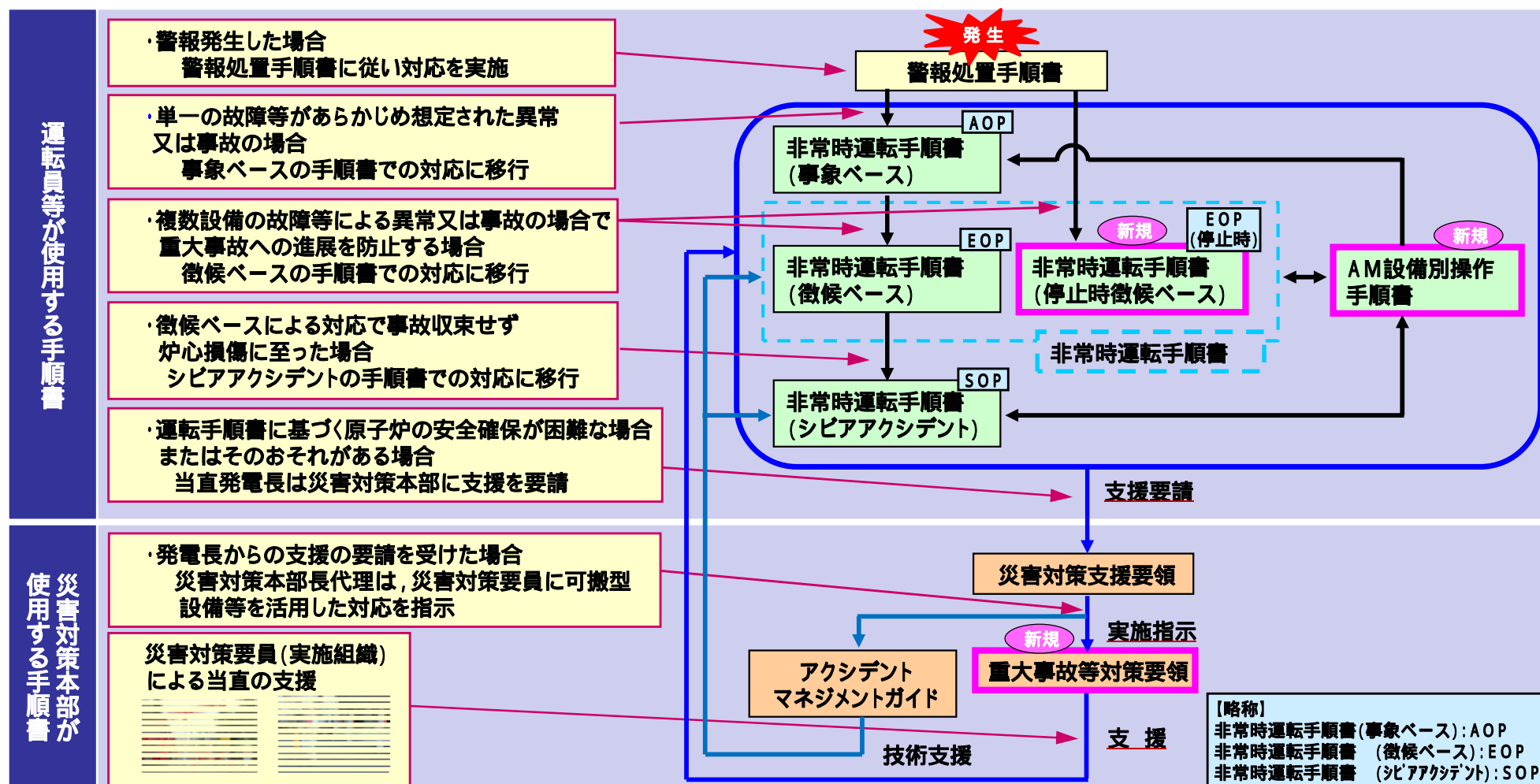
対応方針	従来の対策	新たな対策	備考
プラントの状態に対応した手順書の整備及び重大事故等対処設備の操作手順を反映した手順書を新規策定	・非常時運転手順書(事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント)を整備し、訓練を実施	・原子炉運転停止時に対応した非常時運転手順書(停止時徴候ベース)を新たに整備 ・重大事故等発生時に使用する設備の操作手順書を新たに整備 ・既存の手順書に、重大事故等対処設備の操作に係る手順の反映を実施	新規 / 強化
重大事故等発生時の対策を反映した規程類の見直し又は新規策定	・アクシデントマネジメントとして整備した手段に係る手順及び規程類を整備	・重大事故等及び大規模損壊等を考慮した重大事故等対策要領を新たに整備	新規 / 強化
シビアアクシデントの状況(暗闇、高線量等)を想定した訓練の実施	・全交流動力電源喪失時の初動対応に備えた各種訓練を実施	・放射線防護具等の着用及び夜間での操作を想定した訓練の実施	新規
運転員に重大事故等発生時の物理挙動やプラント挙動の教育、シミュレータ訓練の実施	・重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に係る基礎的及び応用的な教育を実施	・新たに想定した有効性評価の事故シナリオの教育 ・重大事故等対処設備を用いた対応時のプラントの挙動等の教育	新規
重大事故等発生時に用いるポンプ、資機材、弁の操作等の訓練を実施	・アクシデントマネジメントとして整備した手段に係る教育を実施	・可搬型重大事故等対処設備等を用いた訓練を実施	強化
シナリオ非提示型の実践的な防災訓練の実施	・事象の概要が提示された訓練を実施	・事故シナリオ非提示型の原子力防災訓練の実施 ・社内関係箇所との情報連携等を実践的な訓練を実施	強化
重機の運転免許等の必要な資格を取得	・協力会社の要員も含めた重機等の作業要員の確保	・社員の重機の運転免許の取得を推進し、社員自らで対応可能な体制を整備	強化
安全文化の組織全体への浸透	・主な取り組みとして、コンプライアンス・安全文化醸成活動、トラブル低減活動、安全の在り方検討を実施	・原子力安全を最優先とした安全文化の行動指針を策定し、組織全体に浸透する取り組みを実施	強化

3. 重大事故等の対応に係る手順書及び規定類の見直し (1 / 2)



➤ 中央制御室及び現場で運転員等が使用する手順書並びに緊急時対策所及び現場で災害対策要員が使用する手順書に分類して整備

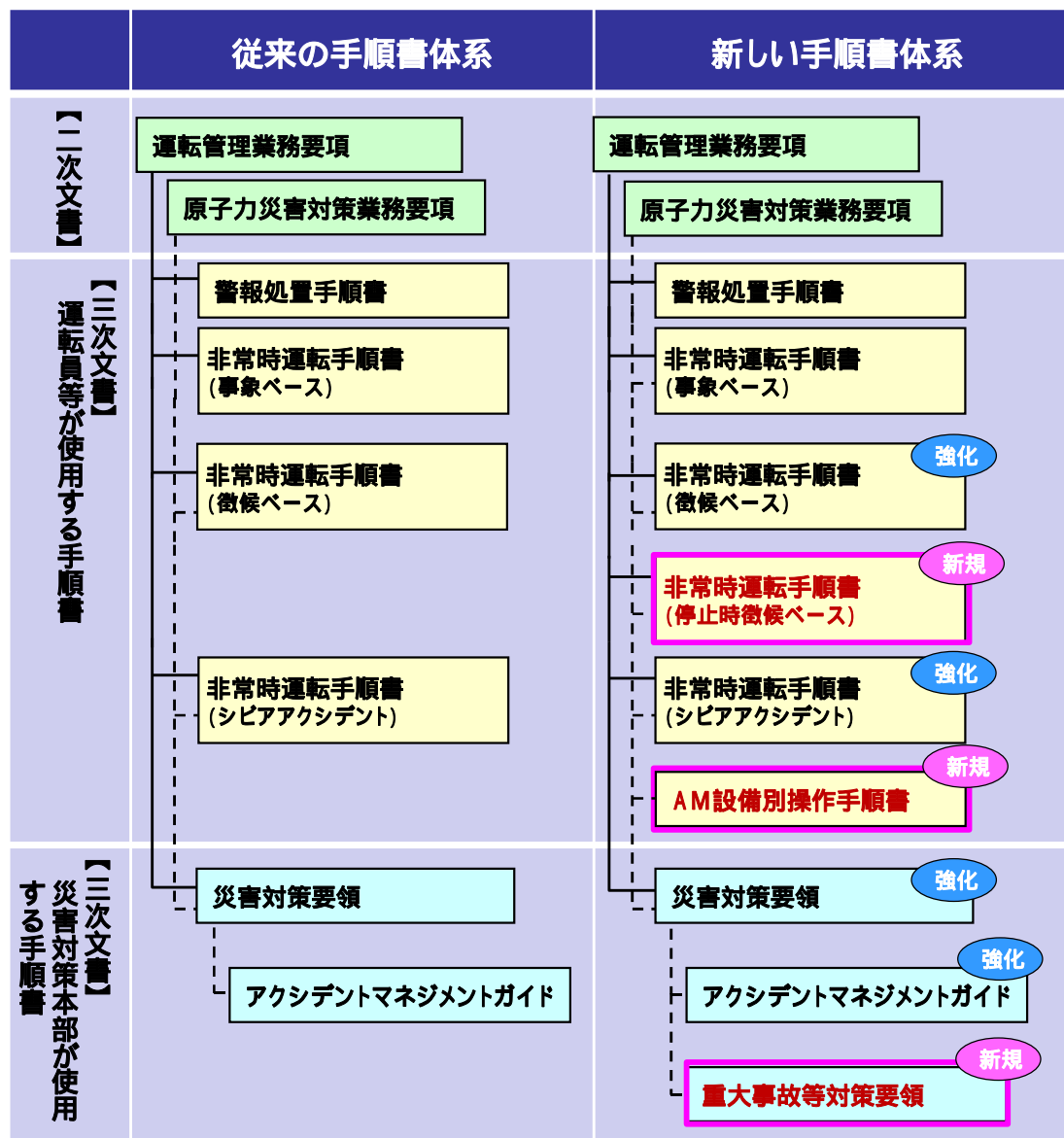
- 発電長は、非常時運転手順書等に基づき重大事故等対応を実施
- 発電長は、運転手順書に基づく原子炉の安全確保が困難な場合又はそのおそれがある場合、災害対策本部に支援を要請し、要請を受けた災害対策本部は、災害対策要員による可搬型設備等を活用した対応処置を重大事故等対策要領に基づき実施



3. 重大事故等の対応に係る手順書及び規定類の見直し (2 / 2)



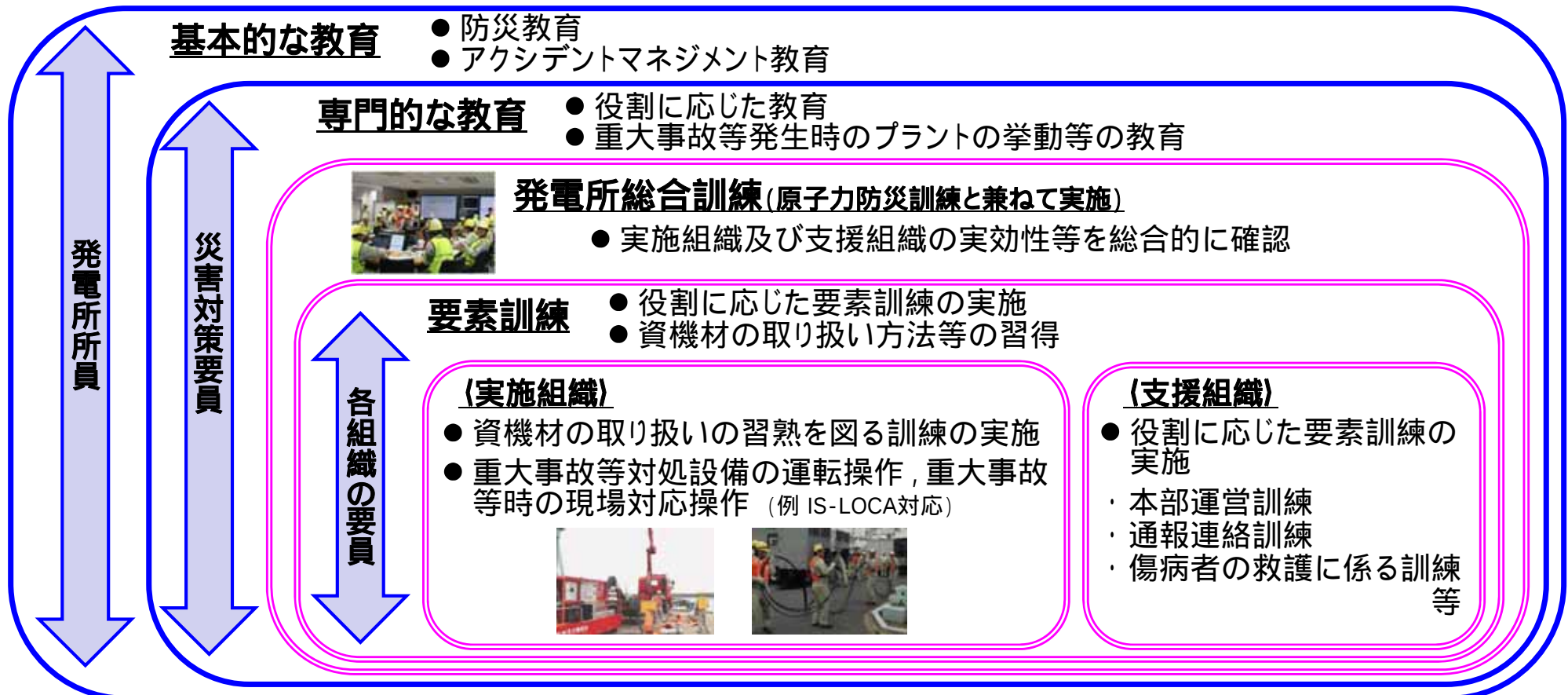
➤ 重大事故等の対応に係る手順書及び規程類の見直し又は手順書の新規策定を実施



- 原子炉運転停止中における異常事象発生時において、燃料の損傷を防止するために**非常時運転手順書 (停止時徴候ベース)**を新規に整備
- 重大事故等時に用いる**重大事故等対処設備**等の操作手順を新規に整備
- 重大事故等及び大規模損壊等を考慮した**重大事故等対策要領**を新規に整備
- 既存の手順書及び災害対策要領、アクシデントマネジメントガイド等の規程類を見直し、**重大事故等発生時の対応に係る運用の見直し**又は**新規の重大事故等対処設備に係る反映**を実施

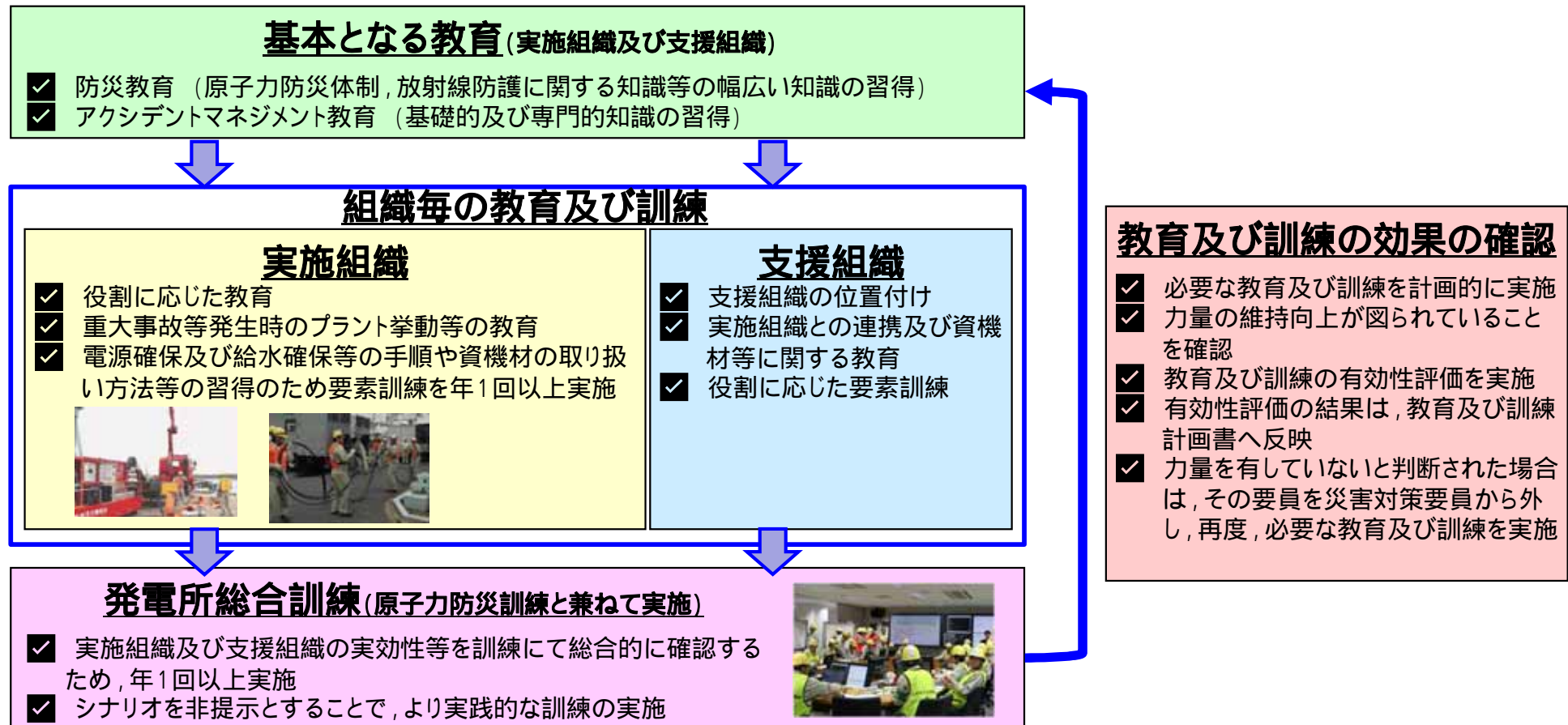
4. 災害対策要員の教育及び訓練 (1 / 2)

- 災害対策要員には、想定され得る重大事故等の事象を包括的に考慮し、**重大事故事象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を実施**
- 災害対策要員には、**重大事故等発生時のプラント挙動等**、事故対応上理解が必要な知識を付与する教育及び訓練を実施
 - 必要な**教育及び訓練を計画的に実施**し、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認
 - 教育及び訓練は**有効性評価を行い**、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られる**実施頻度に見直す**
 - 力量を有していることを確認した災害対策要員は、**管理リストに反映し管理**
 - 力量を満たさないと判断された要員は、災害対策**要員から外し**、**再度、必要な教育及び訓練を実施**



4. 災害対策要員の教育及び訓練 (2 / 2)

- 事故収束に係る各種の対応を行う実施組織及び支援組織に対しては、必要な教育及び訓練を**社内ルールに基づき定期的に実施**
- 各要素訓練は、重大事故事象に対応又は包含した訓練であるが、設備が未導入のものについては、設備の**設置以降に適宜訓練を実施**していく。
 - 計画的に基本教育、組織毎の要員に付与する教育及び訓練、発電所総合訓練を実施し、**災害対策要員の力量の維持及び向上を図る**。
 - 発電所総合訓練等を通じて**教育及び訓練の有効性評価を行い**、必要に応じて再教育の実施や訓練実施頻度の見直しを行う。



5. 災害対策要員の訓練

- 非常事態に対処するための総合的な訓練として **発電所総合訓練を実施**
- 要員の力量維持及び向上を図るため **要素訓練の実施** 及び発電所と本店との連携の強化を図るため **原子力防災訓練を実施**
 - 災害対策本部長の指揮のもと、**原子力防災組織が有効に機能することを発電所総合訓練により確認**
 - 訓練項目ごとに対象者の力量向上のために実施する要素訓練及び本店等と合同で行う原子力防災訓練を実施
 - それぞれの訓練は計画に基づいて **年1回以上実施**
 - 教育及び訓練により、操作が必要な要員数及び想定時間で効率的かつ確実に実施できることを訓練で確認

要素訓練	発電所総合訓練	原子力防災訓練
・実施組織の要員に対し、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な「電源確保」及び「可搬型設備を使用した給水確保」等の対応に係る要素訓練を実施 ・重大事故等対策に関する教育及び訓練として手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取扱い方法等の習得を図るため年1回以上要素訓練を実施	・原子力防災管理者の指揮のもと、原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認するために実施 ・各要素訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるか検証	・発電所と本店等と合同で行う原子力防災訓練には経営層も参加 ・本店災害対策本部における活動の指揮命令及び情報収集等の訓練を実施し、発電所と本店等のコミュニケーションの強化を図る ・オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携（協力要請等）、社外への情報提供（模擬記者会見訓練）等を実施
水源確保に係る訓練 電源確保に係る訓練 アクセスルートの確保に係る訓練 要素訓練は、各重大事故に対応した訓練を手順書に基づき実施する。（補足説明資料参照） なお、使用設備が未導入の場合は、予め教育を行い設備の設置以降に適宜訓練を実施していく。	災害対策本部	本店災害対策本部

6. 運転員の教育及びシミュレータ訓練



- 重大事故等発生時のプラント挙動等, 事故対応上理解が必要な知識を運転員に付与するため, 教育を実施
- 重大事故等発生時のプラント挙動等の事故対応上理解が必要な知識を付与するため, 机上教育を実施
 - 自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターで対応操作訓練を実施し, 知識の向上と実効性を確認
 - 訓練は国内外で発生したトラブル対応や全交流動力電源喪失を想定した対応等, 事象ベースに留まらずに随時拡充して実施し, 運転員の技術的能力を向上
 - 訓練では監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬し, 事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し, 重大事故等発生時の運転操作の対応能力を向上
 - 自社のシミュレータについては, 重大事故等対処設備の模擬運転操作等も反映できるよう改造する予定

机上教育等	シミュレータを用いた訓練
『防災教育』 ・ 原子力防災体制等に関する知識 ・ 放射線防護に関する知識 ・ 放射線及び放射性物質の測定等に関する知識 (法令の概要, 放射線防護に関する知識, 防災設備に関する知識 等の教育)	『異常時対応訓練』 ・ 指揮, 状況判断 ・ 中央制御室対応 ・ 現場操作対応 (判断・指揮命令 異常時操作の対応(中央制御室), 異常時操作の対応(現場) 等の訓練)
『アクシデントマネジメント教育』 ・ 基礎的知識 ・ 応用的知識 (アクシデントマネジメントの概要, プラント状況に応じた優先順位等の専門知識 等の教育)	『シミュレータ訓練 ~ 』 ・ 当直班の運転操作の連携に係る訓練 (ファミリー訓練) ・ 中央制御室対応の運転員の起動停止・異常時・警報発生時の対応に係る訓練 ・ 発電長, 副発電長の判断・指揮命令に係る訓練
『発電所総合訓練』 (当直の活動, 各作業班との連携, 当直の意思決定 等の教育)	

7. シビアアクシデントの状況(高線量, 暗闇等)を想定した訓練



➤ 放射線防護具類及び資機材等を使用し, 様々な状況を想定した訓練を実施, 対応能力を向上

- 以下のような様々な悪条件を考慮して訓練を実施
 - ・ 悪天候(降雨, 降雪, 荒天等の天候)
 - ・ 作業環境(夜間・暗闇, 高線量環境下)
- 現場環境の放射線量の上昇が予測される対応に係る訓練は, 放射線防護具類(タイベック・全面マスク)を着用して実施
- 訓練により, 防護具等の着用が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
- 訓練により, 暗所環境での照明器具を用いた操作が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認

前年度の訓練実績を踏まえて次年度の訓練計画を策定し, 要員が各訓練を満遍なく経験するようにしている。

放射線防護具類を着用した訓練例



可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



可搬型代替低圧電源車の設置・運用



可搬型照明を用いた訓練例



暗所環境下での
ポンプ車の設置・運用



可搬照明を使用した
弁の開閉操作

悪天候(降雨時)の訓練例



降雨時のホイールローダの運用



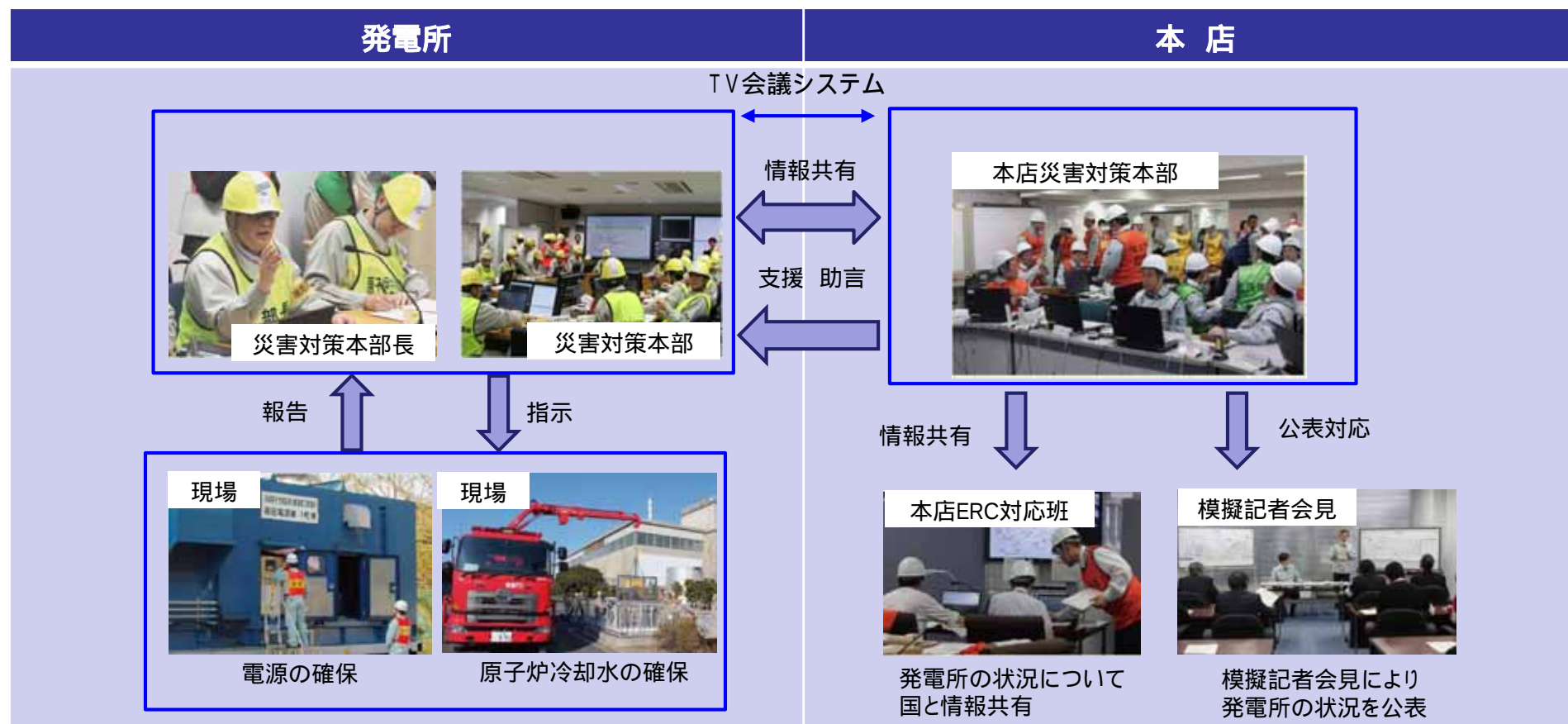
降雨時の電源車の設置・運用

8. シナリオ非提示型の訓練の実施

➤ 原子力防災訓練では事故シナリオ非提示型での訓練も実施することで，社内関係箇所とのTV会議システム等を用いた情報連携等，より実践的な訓練を行う

- 訓練では，**事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練を実施し**，災害対策要員の**対応能力を強化**
- 訓練では地震及び津波による外部電源喪失事象だけでなく，様々な自然災害や外部事象等にも対応するよう，計画的に実施
- 東海発電所との**同時被災等のシナリオも取り込み**，発電所災害対策本部の**各活動が輻輳しないことも確認**

事故シナリオ提示型の訓練を通じた練度向上に加えて，**非提示型の訓練を通じた徴候ベースの対応能力向上を図っている。**



9. 社員による重機等の資機材の操作 (1 / 2)

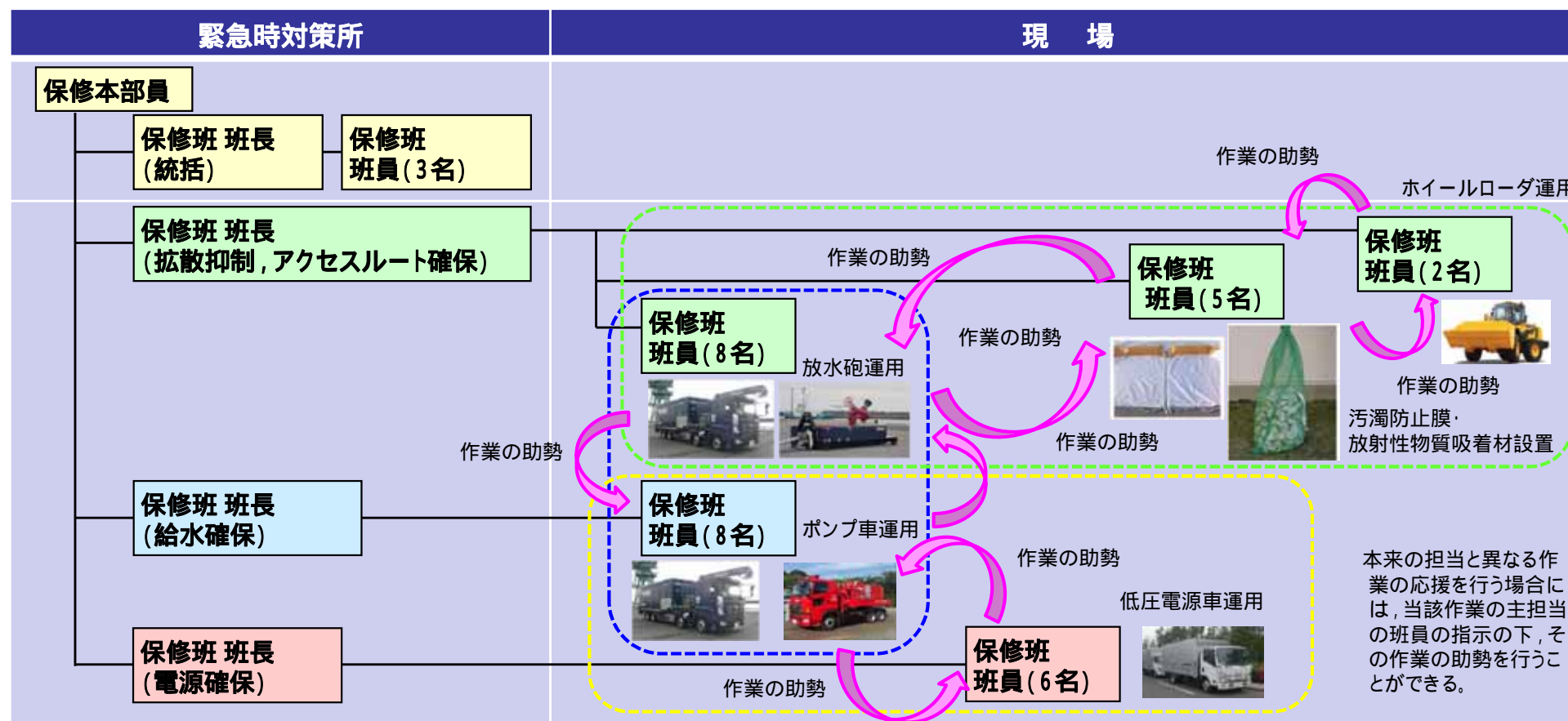
➤ 重大事故等発生時に必要となるホイールローダ等の重機の運転を**社員自らが**できるように、社員の大型自動車、重機等の**免許の取得を推進し対応能力を向上**

- ホイールローダ等の重機を、**当社社員自らが運用**できるよう、**運転免許の取得を推進**
- 特殊技量(重機の操作等)を有した要員を確保するため、社員の大型自動車、重機等の免許の資格取得を推進
- 要員に対しては、導入する資機材の仕様(ポンプの容量、積載可能荷重、最大けん引力等)及び運用に係る教育を実施し、各資機材の基本的な知識を付与

免 許	資格取得者数		主な車両・重機
	2011年	2021年	
大型自動車	7	36	可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ 予備電動機運搬用トレーラー 等   
車両系建設機械 (うち大型特殊 取得者)	11 (1)	49 (16)	ホイールローダ、油圧ショベル、ブルドーザ   

9. 社員による重機等の資機材の操作 (2 / 2)

- 災害対策要員 が重大事故等発生時に可搬型設備等を柔軟に運用するため，保修班員には複数の可搬型設備の操作に係る力量を付与し，組織として対応能力を向上
- 保修班の要員のうち給水確保及び拡散抑制対応に係る操作は，同じ可搬型代替注水大型ポンプを用いるため互いの操作に対応が可能
 - アクセスルート確保に係るホイールローダの操作や電源確保に係る可搬型低圧電源車の操作は，資機材の運転，操作であるため，他の設備で担当する要員に対して教育及び訓練することにより力量を有した要員を確保
重大事故等発生時に現場で事故収束に係る対応を行う要員には，要員に力量を付与することにより，必要な対応に要員を融通して対応することができる保修班と，特定の力量が必要で専属で対応することになる運転班(運転操作対応)の要員及び放射線管理班(放射線測定対応)がある。



10. 安全文化の組織全体への浸透

- 原子力安全の確保を達成するため、**原子力安全を最優先とする指針**として「安全行動宣言」、**安全行動3原則**及び**安全文化の行動指針**を策定し、**組織全体に浸透する取り組みを実施**
- 健全な安全文化の醸成活動に不可欠な事項(リーダーシップ、問いかける姿勢、コミュニケーション、継続的学習等)を浸透させるため、「**安全ハンドブック**」を作成し、業務遂行にあたり**安全意識の向上に活用**している。

安全文化の組織全体への浸透

平成23年3月

福島第一原子力発電所事故

当社の取り組み

平成24年8月

最高水準の安全確保を目標として行動する「**安全行動宣言**」を掲げると共に「**安全行動3原則**」「安全行動指針」を制定

平成26年6月

「原子力の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組み」を公表し、取り組みの一つとして「可視化による安全文化の不断の改善」を開始

平成26年12月

安全行動指針の後継として、組織の各人、リーダーがどのように考えて、いかに行動すれば、健全な安全文化につながっていくかを「問いかける姿勢」を含む、「10の特性」とそれに寄与する「40の要素」として纏めた「**安全文化の行動指針**」を制定

平成28年1月

これらの理念や行動指針を浸透するために「安全文化の行動指針」「安全文化の共通行動標準」(安全文化の行動指針の実践例)等を記載した「**安全ハンドブック***」を作成し、経営層を含む全社員へ配布

* 補足説明資料参照

具体的な浸透の取り組み例



【作業前ミーティングでの唱和】

発電所の各部署が朝礼、作業前ミーティング、各会議等にて、**安全文化の行動指針の唱和やセーフティミニッツ**(原子力安全文化に関する自身の経験や他社の事例を紹介し議論する)を行い、業務遂行時の**安全意識向上に活用**



【安全大会での表彰】

当社発電所員に限らず、発電所内で勤務・現場作業等を行う**各協力会社にも安全文化に基づく安全意識向上を呼び掛け**、現場パトロールや作業実績に基づき、**良好事例に対する表彰活動等**を実施

効果の確認と反映

上記活動に対して、**発電所では安全を最優先に考える行動を観察する仕組みの具体例として、以下を実施中**。今後も維持・促進していく。
・発電所幹部自ら所内の各現場作業・組織運営のオブザベーションを定期的に行い、発電所の問題点・改善点を見出し改善を指示・実行
「現場優先」の率先垂範(リーダーシップの発揮)

これらを通じて、当社は**安全文化の醸成活動・浸透状況等を定期的に評価し、発電所現場への定着と改善に取り組んでいる**。

- 災害対策要員及び運転員は、新規の重大事故等対処設備の操作を反映した教育・訓練を実施する。
- 重大事故等発生時における各要員の役割に応じて、必要な知識・技能を明確化し、教育・訓練の計画・実績を管理する。
- 教育及び訓練は、全ての項目において年1回以上必須で実施することにより、技術伝承を図り、経験・知識の風化を防止する。
- シビアアクシデント時の現場環境を想定し、必要な防護具等を装備した訓練を実施することで、さまざまな悪条件下での対応の習熟を図る。
- 事故シナリオ非提示型の防災訓練を実施することで、社内の関係箇所との情報連携の強化を図り、防災組織全体の対応力を強化する。
- 重大事故等発生時に用いる重機等の資機材の運転に係る免許の取得を推進し、社員自らが運用できるように対応力を強化する。
- 安全文化醸成に係る取り組みとして、原子力安全を最優先とした組織全体の基本指針の策定及び浸透を図り、原子力安全を確保する。

以上の対策により、重大事故等発生時に災害対策本部が実施する事故収束活動を、災害対策要員が滞りなく遂行するための教育及び訓練を実施する体制を構築するとともに、組織全体に安全文化の浸透を図っている。

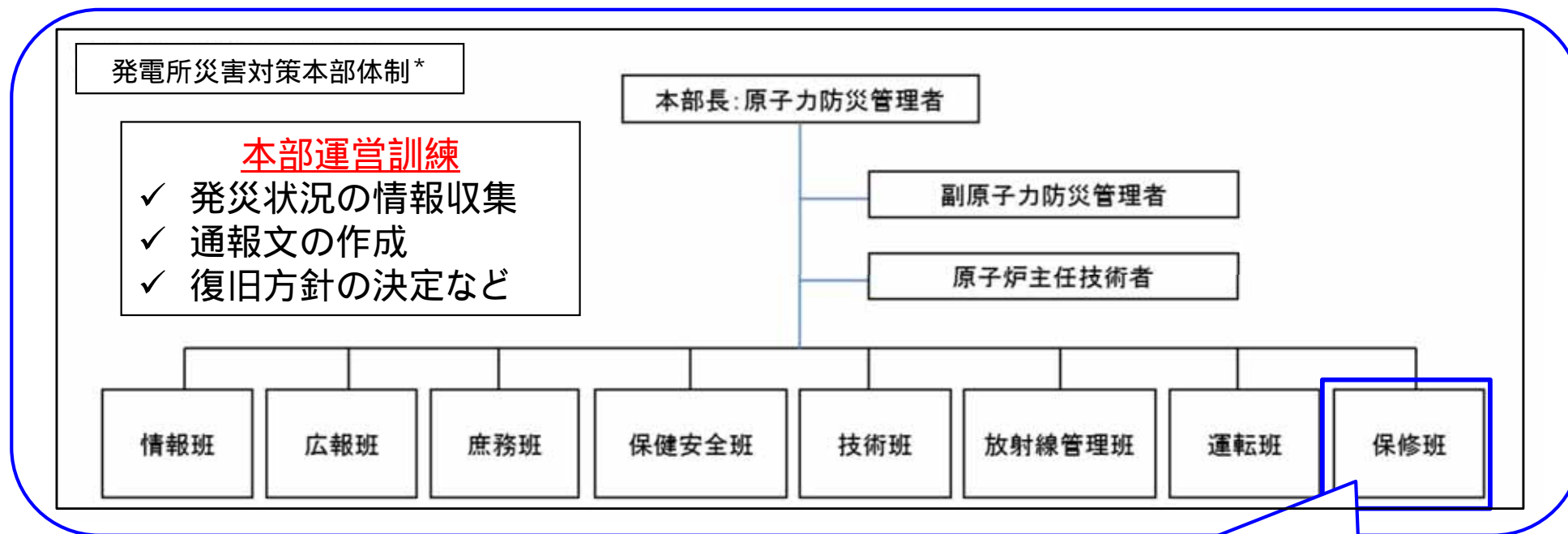
(補足説明資料 重大事故等対策に係る訓練への対応について)

補足説明資料 目 次

1. 重大事故等対策訓練	19
2. 安全ハンドブック	25
3. 新しい手順書体系	26
4. 災害対策要員の教育及び訓練	27
5. 運転員の教育及びシミュレータ訓練	28
6. 緊急時対応に関する手順化の状況及び職員の教育・訓練計画	29
7. 実際の設備・機器等を用いた訓練の実施方針	30
8. 想定外事象が発生した場合の対応方針及び対応能力向上の取り組み	31

1. 重大事故等対策訓練(発電所災害対策本部体制)

- ここでは重大事故等対策訓練のうち、緊急時対策所内で行われる**本部運営訓練**及び発電所現場で行う要素訓練として**中型ポンプ及び低圧電源車の訓練状況**について示す。



* 上記体制は現行の組織体制に基づくものであり、今後の新規制基準への適合に合わせて見直しを行う。

応急復旧作業(水源確保 電源確保)

可搬型代替注水中型ポンプ訓練

- ✓ 注水ポンプ取扱い
- ✓ クレーン操作
- ✓ 送水ホース接続
- ✓ ポンプ・ホース収納



可搬型代替低圧電源車訓練

- ✓ 電源車機関操作
- ✓ 電源ケーブル敷設・接続・収納
- ✓ ケーブル接続箇所確認



1. 重大事故等対策訓練(災害対策本部運営訓練(1/2))



- 訓練目的

新規制基準の有効性評価のシナリオを基に、**新規制基準設備を想定した訓練等の実施**(平成27年8月から新たに訓練開始)

- 達成目標

想定される全ての事故について、本部長以下全ての本部員要員が、事故進展や、なすべき役割を把握し、最善の対応が図れること。

- 訓練頻度、参加人数

原則毎月1回実施(総合防災訓練、総合火災訓練等の実施月は除く。)

参加人数: 約40～60人/回

- 訓練想定

本訓練は災害対策本部の対応訓練とし、災害対策本部要員以外の要員(重大事故等対応要員、自衛消防隊等)は確保されているものとみなして実施する。

以下を通じて訓練内容について**継続的な改善(PDCA)**を行う。

- ✓ 訓練振り返り(Check)

訓練終了後に訓練の振り返りを行う。

(疑問または不明であった点の確認、良好事例の共有等)

- ✓ 気付き事項の抽出及び改善策の検討(Action)

評価者、プレーヤーによる気付き事項を抽出し、

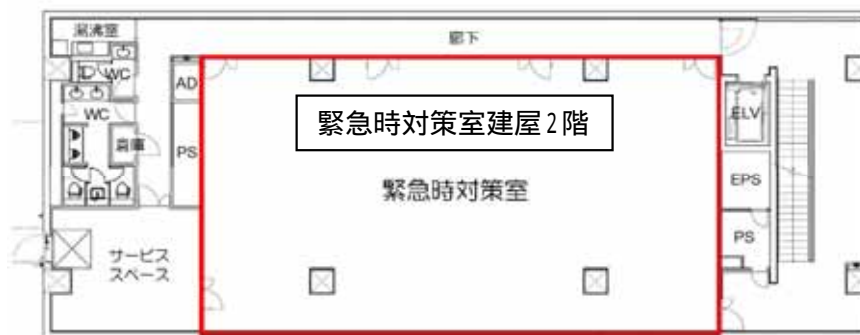
評価会議にて改善策の検討を実施する。

- ✓ 改善策を次回訓練計画へ反映(Plan)

改善策の例) 適時ブリーフィングの実施(対策方針等の確認)

- ✓ 訓練の実施(Do)

訓練を実施し、改善策の有効性を確認する。



1. 重大事故等対策訓練(災害対策本部運営訓練(2/2))



訓練シナリオの例

時間	事 象 等
0:00	地震発生(東海村震度6弱, 津波なし) 原子炉自動停止 外部電源喪失発生
0:30	非常用ディーゼル発電機故障 常設代替高圧電源装置起動失敗 発電所内全交流電源喪失発生
0:35	地震発生(東海村震度5強, 津波なし) 原子炉隔離時冷却系ポンプ故障 常設高圧代替注水系ポンプ起動失敗
0:40	原子炉冷却材喪失事象発生
1:00	復旧方針確認(水源・電源の確保)

時刻	事 象
13:35	外部電源喪失に伴い原子炉スクラム。スクラム成功。95全台起動失敗
13:37	原子炉水位L2。RCIC自動起動
13:38	AL22故障発生
13:38	常設代替高圧注水装置起動失敗
13:39	非常事態宣言(522線路)。災害対策本部設置
13:40	ディーゼル発電機ポンプ起動失敗
13:41	13:40RCICにて水位調整中(L2-L8)
13:39	戦略立案
13:47	14:20可搬型代替注水中型ポンプ準備完了見込み。30分後PPS66高見込み
13:48	PP設備異常なし。13:35UPS運用。30分程度で電源枯渇。構内立入制限実施済。見学者各自退場済
13:48	15時30分プレスで調整中
13:50	経路面から方針説明(RCICによる長時間運転のため負荷の切り離し。可搬型代替注水中型ポンプ起動。低圧電源準備。系統ラインナップの準備)
13:52	低圧電源等西侧接続口に接続。14:50頃準備完了見込み
13:52	全量マスク。ライブック。調整済。ゴム手袋を携行で現場に入ること。
13:53	SFP100℃到達12.5時間後の見込み。(その前に注水済)
13:57	14:05頃525線路
13:58	可搬型気象計器を露場に設置

チャットシステムの例

災害対策本部内での活動

情報収集・共有

- 事象等の時系列をパソコン(チャットシステム)に入力し, 発電所災害対策本部及び本店総合災害対策本部にて情報共有
- 発電所災害対策本部内にて大型スクリーン, ホワイトボード, 電子ボードを用いて通報文の内容確認, 機器の故障状況, 復旧状況等の情報を共有

通報文の作成

- 速やかな通報を行うために, 通報文テンプレートを活用し通報文の作成

戦略立案

- 事故発生から事態収束するための対応戦略を立案するため, 発電所災害対策本部内に戦略チームを設置する。
- 戦略立案の際は戦略シートを用いて, 必要な情報を集め速やかに有効性のある戦略を立案する。

ブリーフィング

- 戦略(対応方針)を発電所災害対策本部にて決定し, 発電所災害対策本部及び本店総合災害対策本部内に周知する。
- 適時本部長によるブリーフィングを実施し, 発電所の状況, 復旧作業状況等を確認し, 対応方針に沿った対応が採られていることを確認する。

応急復旧・拡大防止措置

- 対応方針に沿った, 水源・電源確保の作業方法を定める。

1. 重大事故等対策訓練(可搬型重大事故等対処設備(中型ポンプ)訓練)



- 訓練目的

可搬型重大事故等対処設備(可搬型代替注水中型ポンプ)を用いた水源確保訓練を行い要員の力量の維持・向上を図る。(平成27年10月から新たに訓練開始)

- 達成目標

水源確保に必要なポンプユニット運転操作, ポンプ取出・収納作業, クレーン操作, ホース展張・回収作業等ができること。

- 訓練頻度

訓練対象者(約60名)年1回以上 (H29年度18回実施)

- 訓練項目

注水ポンプ車の取扱い

クレーン操作(有資格者), ポンプユニット起動操作, ポンプ引出・回収操作

ポンプ設置作業

ポンプ引出しから設置までの一連の作業を実施(タイムアタック)

ホース車の取扱い

ホース展張及び回収作業

以下を通じて訓練内容について継続的な改善(PDCA)を行う。

- ✓ 訓練評価(Check)

作業開始からポンプ設置までの時間測定を行い練度を確認する。

- ✓ 気付き事項の抽出及び改善策の検討(Action)

訓練後, 訓練参加者から気付き・要望事項の抽出を行い改善策の検討を実施

- ✓ 改善策を次回訓練計画へ反映(Plan)

改善策の例: 有資格者によるクレーン操作訓練の追加
(個別訓練による練度向上)

- ✓ 訓練の実施(Do)

訓練を実施し, 改善策の有効性を確認する。



ポンプユニット運転操作



ポンプ設置作業



ホース展張作業

1. 重大事故等対策訓練(可搬型重大事故等対処設備(低圧電源車)訓練)



- 訓練目的

可搬型代替低圧電源車を用いた電源確保訓練を行い、要員の力量の維持・向上を図る。(平成27年10月から新たに訓練開始)

- 達成目標

電源確保に必要な低圧電源車機関操作、ケーブル敷設・接続作業ができること。

- 訓練頻度

訓練対象者(約100名)年1回以上 (H29年度28回実施)

- 訓練項目

ケーブル搭載車操作

ケーブルドラム操作、電力ケーブルの敷設、低圧電源車へのケーブル接続

低圧電源車機関操作

電源車機関の起動準備及び機関起動・停止操作

構内の低圧電源車接続箇所の確認

水処理建屋、屋内開閉所内にある接続箇所の確認

以下を通じて訓練内容について継続的な改善(PDCA)を行う。

- ✓ 訓練評価(Check)

訓練指導者による観察により練度を確認する。

- ✓ 気付き事項の抽出及び改善策の検討(Action)

訓練後、訓練参加者から気付き・要望事項の抽出を行い改善策の検討を実施

- ✓ 改善策を次回訓練計画へ反映(Plan)

改善策の例:訓練場所を電源車駐車場から実働場所(水処理建屋)へ変更

- ✓ 訓練の実施(Do)

訓練を実施し、改善策の有効性を確認する。



構内の低圧電源車接続箇所(現行)

1. 重大事故等対策訓練(まとめ)

- 以上のとおり、本部運営訓練や可搬型重大事故等対処設備訓練等の要素訓練について、**継続的实施と改善により訓練の強化・充実に図り、組織の事故対応能力(レジリエンス)を維持・向上し、災害対策の実効性を確保している。**
- 今後、新規制基準に適合した設備の追加設置 / 配備に応じて**訓練項目を充実化し、更なる事故対応能力の維持・向上に努めていく。**

< (参考) 継続実施中の要素訓練 (平成30年) >

●本部運営訓練

●可搬型重大事故等対処設備訓練

- ✓注水ポンプ車・ホース車取扱訓練
- ✓注水ポンプ車クレーン操作訓練
- ✓使用済燃料プール注水訓練(注水ホース接続口現場確認及び手順確認)
- ✓低圧電源車機関操作訓練
- ✓低圧電源車ケーブル敷設・接続訓練

●車両等運転技能訓練維持・向上訓練

- ✓ホイールローダ運転訓練(資格取得時の試験コースを設定し運転操作)
- ✓注水ポンプ車(大型車両)運転訓練(発電所構内道路を走行運転操作)
- ✓低圧電源車(中型車両)運転訓練(発電所構内道路を走行運転操作)
- ✓原付バイク運転訓練(発電所構内道路を走行運転操作)

●給油訓練(地下軽油タンクからタンクローリによる燃料採取作業)

●消防活動訓練(消防ホースの取扱い及び消防自動車を用いた放水作業)

●ロボット操作訓練(美浜原子力緊急事態支援センター及び発電所構内におけるロボット・ドローン取扱・操作)

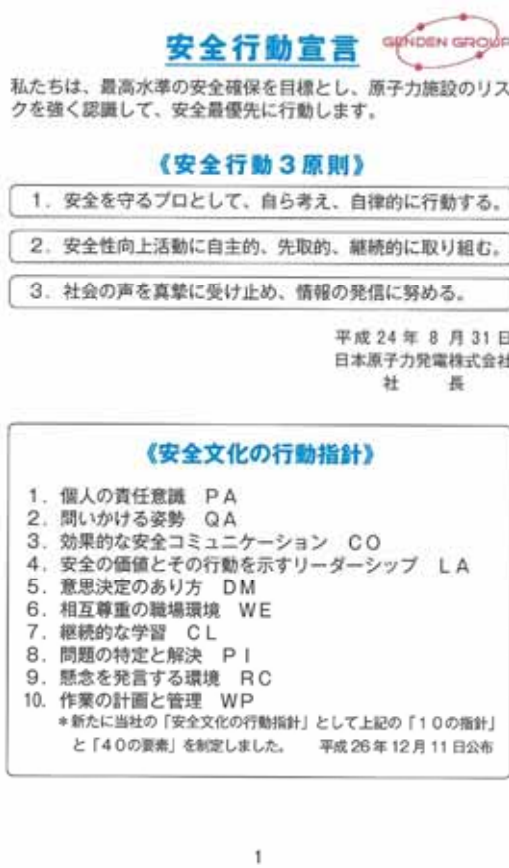
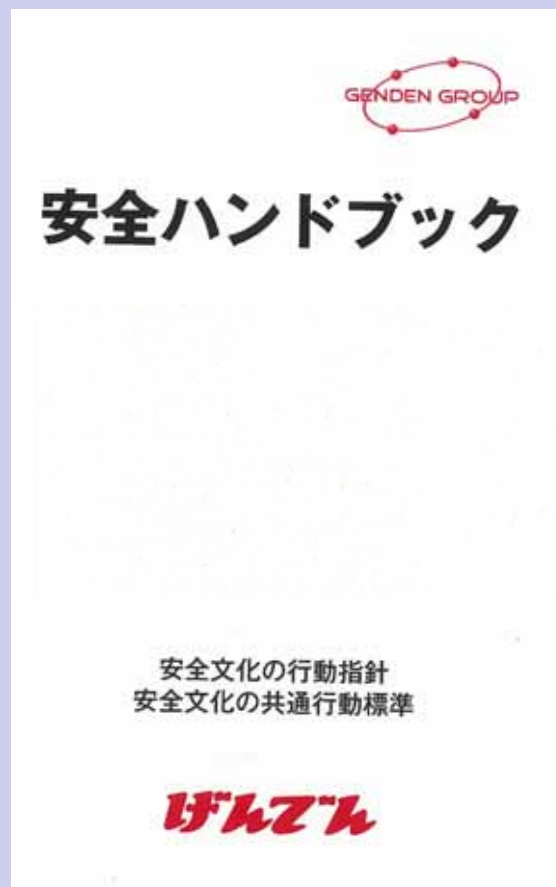


2. 安全ハンドブック



- 「安全文化の行動指針」を踏まえ、健全な安全文化の醸成活動に不可欠な事項(リーダーシップ, 問いかける姿勢, コミュニケーション, 継続的学習等)を浸透させるため、「安全ハンドブック」を作成
- 「安全ハンドブック」の日常的な唱和, 事例紹介, 議論等を通じて業務遂行時の安全意識向上に活用

安全ハンドブック



安全文化の行動指針(抜粋)

■「安全文化の行動指針」日本原子力発電株式会社 ■

2. 問いかける姿勢 (Questioning Attitude) QA

- 各人は、意識して自己満足を避けていること。
- 各人は、誤りや不適切な行為につながるものを見つけるため、現在の状況や活動に絶えず疑問を投げかけていること。
- 各人は、お互いに、発電所の安全に悪影響を及ぼすおそれのある前提条件、警報、プラントパラメータ、発電所内外の状況や保安活動に注意を払っていること。

QA.1 原子力の特殊性の認識

- 各人は、「原子力発電所では、予期せぬ事故・故障が起きる可能性がある」ということを常に意識していること。

QA.2 不明な点を質す姿勢

- 各人は、不明なことに直面した時、一旦立ち止まり、不明な点を質していること。

QA.3 前提を質す姿勢

- 各人は、業務の前例や前提の妥当性を自問し、「もし…だったら?」といった意見を出していること。

QA.4 自己満足の排除

- 各人は、予定通りに業務が進んでいる時でも、間違える可能性、潜在的問題、及び避けられないリスクを認識し、対処していること。

[安全ハンドブック 10ページ目を抜粋]

3. 新しい手順書体系



	従来の手順書体系	新しい手順書体系
【二次文書】	運転管理業務要項 原子力災害対策業務要項	運転管理業務要項 原子力災害対策業務要項
【三次文書】 運転員等が使用する手順書	警報処置手順書 非常時運転手順書 (事象ベース) 非常時運転手順書 (徴候ベース) 非常時運転手順書 (シビアアクシデント)	警報処置手順書 非常時運転手順書 (事象ベース) 非常時運転手順書 (徴候ベース) 強化 非常時運転手順書 (停止時徴候ベース) 新規 非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 強化 AM設備別操作手順書 新規
【三次文書】 災害対策本部が使用する手順書	災害対策要領 アクシデントマネジメントガイド	災害対策要領 強化 アクシデントマネジメントガイド 強化 重大事故等対策要領 新規
		中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラント安全な状態に維持するために必要な対応操作に係る手順 単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に係る手順 事故の起因事象を問わず、非常時運転手順書(事象ベース)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に係る手順。プラントの徴候に応じた対応操作を定めた手順書であり、設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重事故等に適用する。 原子炉の運転停止時に、異常事象が発生した際の対応操作に係る手順 (徴候ベース)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に係る手順 重大事故等発生時において恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合に災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、運転員等が行う対応操作に係る手順 重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限を定めた要領 炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。 自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。

4. 災害対策要員の教育及び訓練



【災害対策要員の教育及び訓練】

重大事故等対策に関する教育

- ⑤⑧ 防災教育(原子力防災体制等に関する知識)(1/年):
原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要等
- ⑤⑧ 防災訓練(放射線防護に関する知識)(1/年):
放射線の人体に及ぼす影響,被ばく管理,放射線防護に関する
こと
- ⑤⑧ 防災教育(放射線及び放射性物質の測定等に関する知識)(1/年):
防災関係設備に関すること(機器の用途,測定方法,機器の取扱
い方法の理解)
- ⑤⑧ アクシデントマネジメント教育(基礎)(1/年):
アクシデントマネジメントの概要
- ⑤ アクシデントマネジメント教育(応用)(1/年):
代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動,機能別の設備のプ
ラント状況にあった優先順位等の専門知識の習得

【凡例】

教育対象 : ⑤ 実施組織 ⑧ 支援組織

重大事故等対策に関する訓練

- ⑤ 常設代替高圧電源装置による給電(1/年):電源装置(現場手動)による給電
- ⑤ 可搬型代替低圧電源車による給電(1/年):電源車の起動操作
- ⑤ 可搬型代替高圧電源装置,可搬型代替低圧電源車等への燃料補給(1/年):
タンクローリを用いた給油
- ⑤ 非常用ディーゼル発電機等冷却水確保(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による給電(1/年):可搬型代替低圧電源車の起動
- ⑤ 原子炉の減圧(1/年):可搬型窒素供給装置(小型)による送気
- ⑤ 低圧の原子炉への注入操作(1/年):可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水
- ⑤ 最終ヒートシンクへの熱輸送(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保
- ⑤ (炉心損傷緩和及び格納容器破損防止)格納容器内の減圧・徐熱・冷却(1/年):
可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水,可搬型窒素供給装置による送気
- ⑤ 原子炉圧力容器への注水(1/年):可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水
- ⑤ 水素爆発による格納容器の破損防止(1/年):可搬型窒素供給装置による送気
- ⑤ 使用済燃料プールへの注水及びスプレイ(1/年):代替燃料プール注水系によるスプレイ
- ⑤ 発電所外への放射性物資の拡散抑制(1/年):大気・外洋への放射性物質の拡散抑制
- ⑤ 代替淡水貯槽への補給(1/年):可搬型代替注水大型・中型ポンプによる送水
- ⑤ 西側淡水貯水設備への補給(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- ⑤ 送水(1/年):可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- ⑤ アクセスルートの確保(1/年):がれき撤去
- ⑤⑧ 事故時計装を用いた測定(1/年):可搬型計測器による測定,SPDSデータ表示装置操作
- ⑤ 中央制御室の居住性の確保(1/年):チェンジングエリアの設置
- ⑤⑧ 緊急時対策所等の居住性の確保(1/年):チェンジングエリアの設置,換気系の起動
- ⑤ 環境モニタリング(1/年):放射能観測車の取扱い,MP検出器保護カバー交換
- ⑤ 気象条件の測定(1/年):可搬型気象観測設備の取扱い
- ⑤ 消火活動(1/年):化学消防自動車による消火,航空機燃料火災への泡消火

5. 運転員の教育及びシミュレータ訓練



机上教育等			シミュレータを用いた訓練		
教育名	主な内容	対象	教育名	主な内容	対象
防災教育(原子力防災体制等に関する知識)(1/年)	原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要等	発 副 ○ ○	異常時対応訓練 ¹ (指揮、状況判断)(30h以上/3年間)	異常時操作の対応(判断・指揮命令含む)	発 副 ○ ○
防災教育(放射線防護に関する知識)(1/年)	放射線の人体に及ぼす影響、被ばく管理、放射線防護に関すること	発 副 ○ ○	異常時対応訓練 ¹ (中央制御室対応)(30h以上/3年間)	原子炉の起動停止に関する操作 異常時操作の対応(中央制御室)	発 副 ○ ○
防災教育(放射線及び放射性物質の測定等に関する知識)(1/年)	防災関係設備に関すること(機器の用途、測定方法、機器の取扱い方法の理解)	発 副 ○ ○	異常時対応訓練 ¹ (現場確認対応)(30h以上/3年間)	各設備の運転操作の概要(現場操作) 異常時操作の対応(現場操作)	発 副 ○ ○
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)(1/年)	アクシデントマネジメントの概要	発 副 ○ ○	シミュレータ訓練 ² (ファミリー訓練)(15h以上/3年間)	運転操作の連携訓練	発 副 ○ ○
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)(1/年)	代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動、機能別の設備のプラント状況にあった優先順位等の専門知識の習得	発 副 ○ ○	シミュレータ訓練(9h以上/3年間)	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	○
発電所総合訓練(1/年)	当直の活動、各作業班との連携、当直の意思決定(重大事故等を想定して実施)	発 副 ○ ○	シミュレータ訓練(9h以上/3年間)	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断指揮命令訓練	発 副 ○ ○
1 異常時対応訓練では重大事故等の訓練も含めて実施する。 2 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う			 フルスコープシミュレータによる訓練 【凡例】 教育対象者 発 発電長 副 副発電長 ○ 運転員 ○ 運転員		

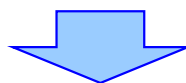
6. 緊急時対応に関する手順化の状況及び職員の教育・訓練計画



- 東海第二発電所では、2011年東北地方太平洋沖地震による発電所の被災・対応状況及び福島第一原子力発電所事故の教訓と反省を踏まえて、発電所がシビアアクシデントに至る恐れがある場合や、万一シビアアクシデントに至った場合でも、適切な事故対応操作等により発電所外部への影響を抑制して事故を収束できるよう、事故対応の操作手順を定め、教育・訓練を計画し実施している。
- 手順書等に関しては、上記の重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部（要員）が使用する要領を整備している。また、教育・訓練については、重大事事故象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を計画的に実施し、緊急時対応に係る体制を整備している。

< 事故対応の操作手順，教育・訓練計画等の主な内容 >

- | | |
|--------------------------------|-----------|
| ・重大事故等への対応に係る手順書等の体系的な整備 | < 別紙1 > |
| ・重大事故等を考慮した災害対策要員の教育及び訓練 | 本文4. 及び5. |
| ・重大事故等に対応した運転員教育及びシミュレータ訓練の実施 | 本文6. |
| ・シビアアクシデント環境及び悪天候等を想定した現場訓練の実施 | 本文7. |
| ・事故シナリオ非提示型の実践的な原子力防災訓練の実施 | 本文8. |
| ・社員による重機等免許取得及び現場での対応能力向上 | 本文9. |
| ・緊急時対応に係る体制整備，教育・訓練等のスケジュール | < 別紙2 > |



- 今後も、重大事故等対応の運転手順等を策定、教育・訓練の計画を立案し(P)、実施して(D)、その結果を踏まえて(C)、以降の教育・訓練ではさらに改善を図っていく(A)ことで、災害対策要員の総合的な事故対応能力をより高めていくこととする。

7. 実際の設備・機器等を用いた訓練の実施方針

○東海第二発電所では、非常用炉心冷却設備等の建設時より設置している**設計基準事故対処設備 (DB設備)**に加えて、新たにシビアアクシデントに対応した**重大事故等対処設備 (SA設備)**を設ける。

○DB設備及びSA設備は、各設備の健全性及び能力を確認するため、**原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計**している。

- ・DB設備：発電所に設置済みであり、**定期的の実機を用いた試験**を実施している。
また**中央制御室のシミュレータによる運転操作訓練**も定期的を実施している。
- ・SA設備：設置工事中であり、設備設置までは予め教育を実施。**設置完了後に実機による試験を行う**。なお、SA設備のうち一部の可搬型設備は発電所に導入済みであり、**実機を用いた訓練を既に実施**している。

> 本文4、
及び5、参照 <



(**実機による訓練**)可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



(**実機による訓練**)可搬型代替低圧電源車の設置・運用



○また、これらの個別設備毎の試験・訓練(要素訓練)以外にも、設備を実際に用いる実施組織と支援組織、それらの司令塔となる災害対策本部等との連携を確認する**発電所総合訓練も定期的**に実施し、**実効的な事故対応能力を高めていく**。

> 本文4、
及び5、参照 <

8. 想定外事象が発生した場合の対応方針及び対応能力向上の取り組み



○東海第二発電所では、事故時の対応能力向上を図る観点から、**想定していない事故が発生したり、事象が想定していない事態に至った場合でも**、発電所の状況に応じた**臨機応変な対応により、外部への影響を抑制して事故を収束できるよう、ハード面及びソフト面において対策を図っている。**

ハード面(設備面)における対応

- ・事故の進展を抑制、影響を緩和する手段として、原子炉への注水、格納容器の冷却等の機能を有する**設計基準事故対処設備(D B設備)**を既に設けているが、何らかの不測の事態でD B設備が使用できないことを前提として、**新たに重大事故等対処設備(S A設備)を設けること**で、対応手段の多重性/多様性、独立性を持たせることで冗長性を確保し、**発電所の総合的な事故対応能力が増強される。**
- ・更に、S A設備については、常設の固定式の設備の設置に加えて、**可搬型の電源車やポンプ車等を複数台配備し運用することで、設置・操作場所等を限定しない柔軟かつ臨機応変な事故対応が可能となる。**

設計基準事故対処設備
(D B設備)

+

重大事故等対処設備
(S A設備)

常設設備

可搬型設備

ソフト面(人的面)における対応

○手順書作成における対応

- ・事故を特定した事象ベース手順書(例:原子炉冷却材喪失事故時の対応手順)に加え、徴候ベース手順書やシビアアクシデントに対応した手順書等を追加整備
- ・これらの手順書では、**事故の内容を特定することなく、事故時にプラントが陥る様々な状況**(原子炉の出力異常、原子炉の停止不能、原子炉や格納容器内の温度、圧力、水位等の異常)と、**それに応じた対応手段**を定めている。**想定していない事故や想定外の事態が発生した場合でも、その結果は上述の状況がプラントに生じることには帰着することから、これらの手順書等を活用することで、想定外の事態への対応も可能となる。**

事象ベース手順書
(特定の事故に対応)

+

徴候ベース手順書
シビアアクシデント手順書
AM設備別操作手順書
重大事故等対策要領
(プラント状態に応じた対応)

< 別紙1参照 >

ソフト面(人的面)における対応(続き)

○教育訓練における対応

・運転員による中央制御室シミュレータを用いた事故対応訓練で、本来なら使用可能な監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬し、事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し、運転操作の対応能力が向上できる。

< 本文6. 参照 >

・シビアアクシデント環境及び悪天候等を想定した現場訓練の実施を通じて、対応能力向上が図れる。

< 本文7. 参照 >

・災害対策本部活動に係る原子力防災訓練で、**訓練参加者が事故シナリオを知らされず、プラントの事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断・実施していくシナリオ非提示型の訓練を実施し**、各要員及び災害対策本部全体としての臨機応変な対応能力を強化できる。

< 本文8. 参照 >

・重大事故等発生時に必要となるホイールローダ等の**可搬型設備の運転を社員自らができるよう、大型自動車、重機等の免許の取得を推進し**、また、**要員に複数の可搬型設備の操作に係る力量を付与していくことで、作業助勢や交代等の柔軟な要員運用を可能**としていく。

< 本文9. 参照 >

要員の作業助勢
・交代可能

○上記ハード面のSA設備(常設及び可搬型)の整備、そしてソフト面のシビアアクシデント等に対応した手順書の整備及び教育訓練での事故対応能力強化の取り組みを続けることで、手順書の想定を超える状況、想定外事象が発生した場合でも、各要員及び災害対策本部全体として、事故に臨機応変に対処し、事故収束に対応していけると考える。



フルスコープシミュレータによる操作訓練



放射線防護具類を着用した電源確保訓練



原子力防災訓練(災害対策本部)



ホイールローダの運用

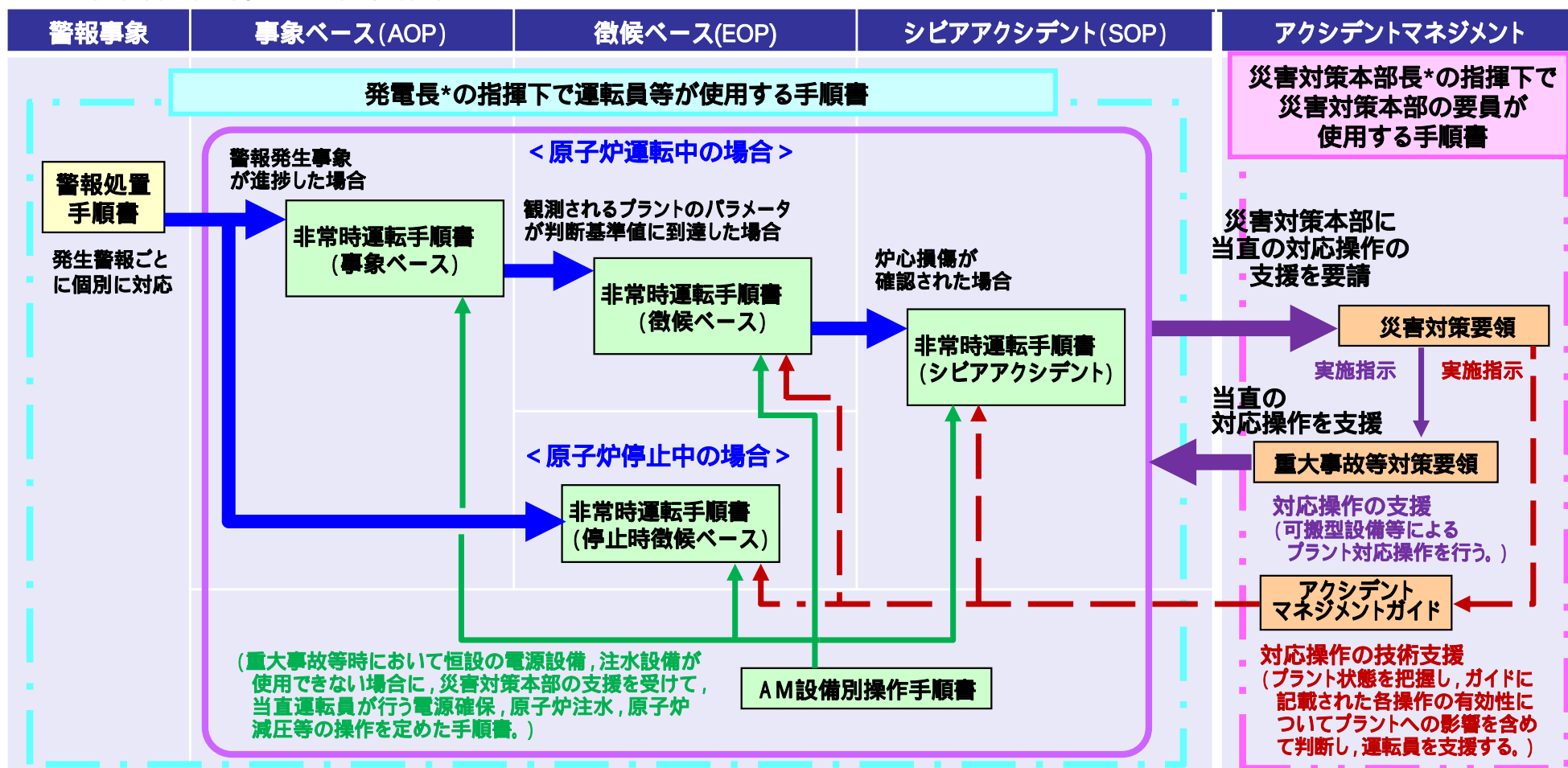


ポンプ車の運用

- 重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部(要員)が使用する要領を整備
- 設計基準を超えた事象への対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準をもとに必要な手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。

● 重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

【手順書機能体系の概要図】



*重大事故等時は災害対策本部長(所長)が本部全体の統括・指揮を行い、発電長は運転班の当直としてその指揮下に入る。(< 参考 > 参照)
 発電長は「警報事象」～「SOP」の範囲で運転操作の指揮・判断を行う。

【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	【警報処置手順書】 中央制御室及び現場制御盤に 警報が発生した際 に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に 、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 非常時運転手順書（徴候ベース） 事故の起因事象を問わず、事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に 、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。 非常時運転手順書（停止時徴候ベース） 原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に 、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。



	AM設備別操作手順書
手 順 書	重大事故等時において 恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合 に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。 AM設備別操作手順書では、 電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プ - ル注水、使用済燃料プ - ル冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。

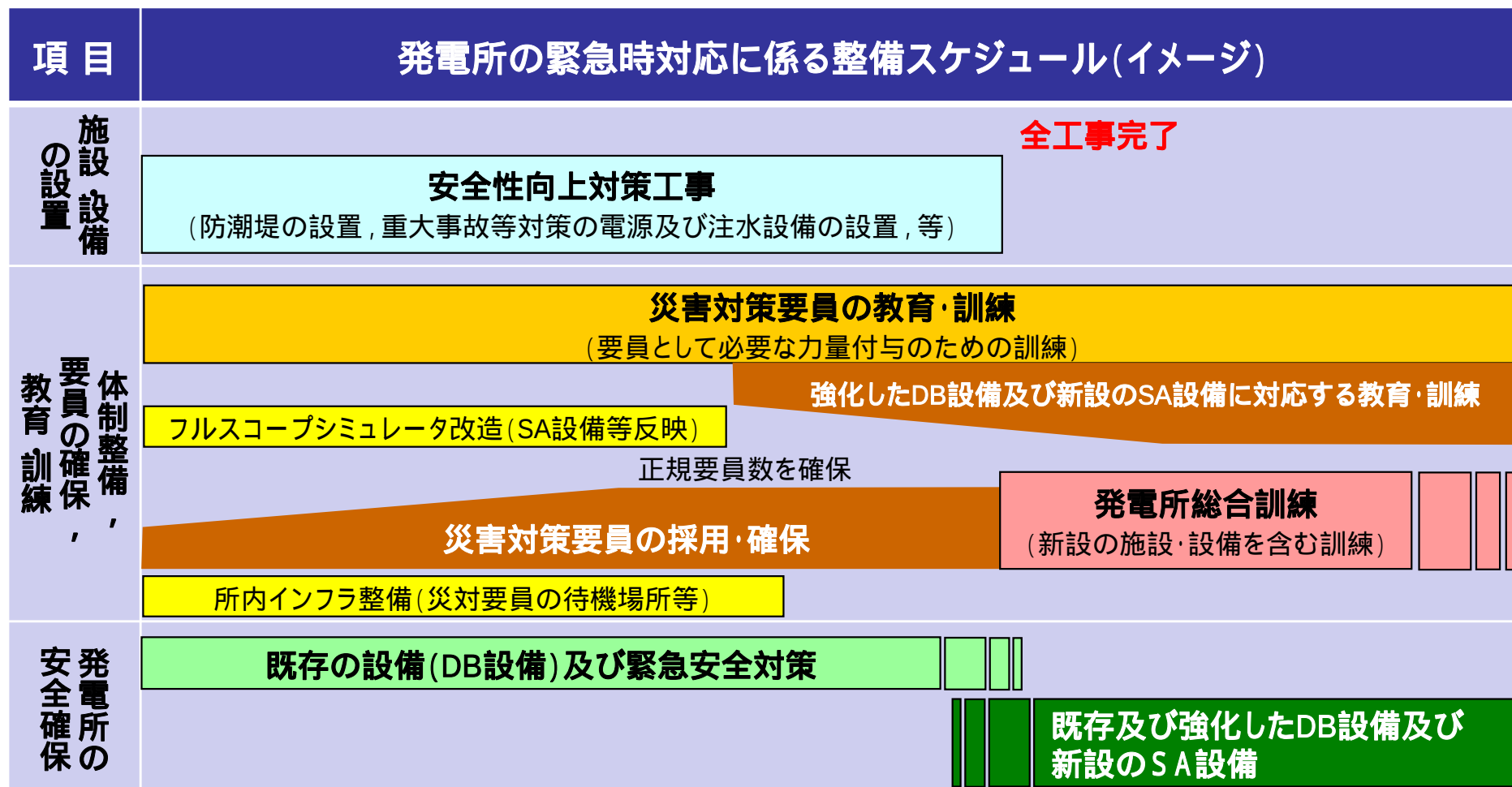
【災害対策本部が使用する要領の概要】

	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合 に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。	自然現象や大規模損壊等により、多数の 恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合 に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。	プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、 炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合 における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。

【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
時系列	設備の故障警報 状態異常の警報等	▼ 外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV , 154kV) 原子炉スクラム 非常用ディーゼル発電機 自動起動	▼ 全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ) 原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水, 原子炉水位維持 残留熱除去系の停止に伴う 格納容器圧力等の上昇	▼ 原子炉の水位が低下し, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達 炉心損傷の有無を判定 炉心損傷を判定した場合は, シビアアクシデントに移行
手順書	運転員	警報処置手順書 ○ 発生警報ごとに個別に対応	非常時運転手順書 (事象ベース) ○ 外部電源喪失に伴う原子炉スクラム操作	非常時運転手順書 (徴候ベース) ○ 徴候ベースでの対応操作 ・原子炉水位維持 ・格納容器圧力制御 等
			非常時運転手順書 (シビアアクシデント) ○ 損傷炉心への注水 等	
	災害対策本部	AM設備別操作手順書 ○ 恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施		
		災害対策要領 ○ 所長を本部長とした災害対策本部の構築し、重大事故等への対応を実施する体制 重大事故等対策要領 ○ 恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施 アクシデントマネジメントガイド ○ 災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する。		

- 発電所の**緊急時対応に係る体制の整備スケジュール**として, 現在実施中の**安全性向上対策工事**(各施設・設備の設置等)と並行して, **災害対策要員の確保, 教育・訓練を進めていく**。

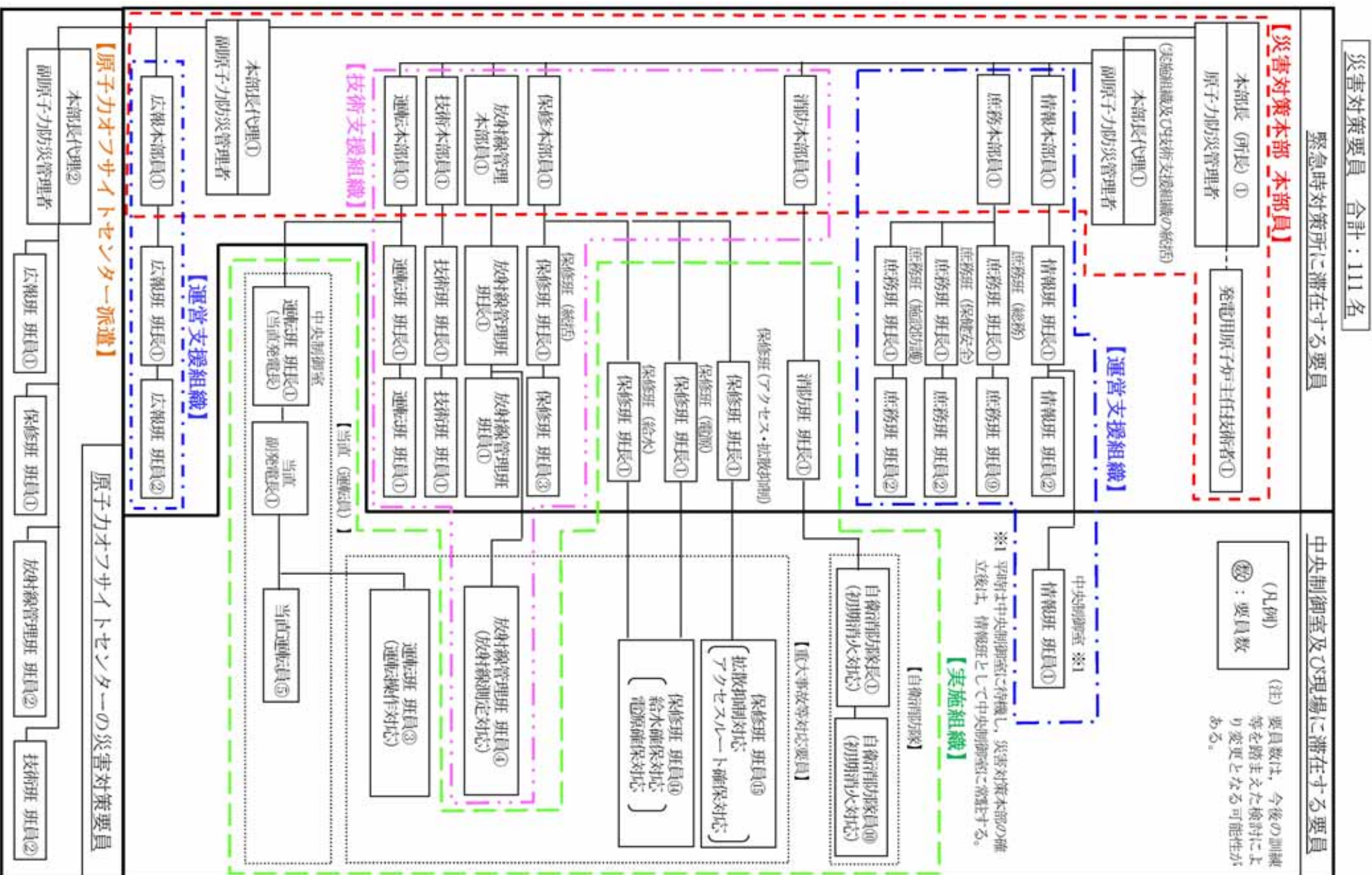


- また, 高いレベルで発電所の安全確保を維持する観点から, **工事実施中は既存の設備(DB設備)及び緊急安全対策***を可能な限り維持し, **工事完了後はSA設備等による安全確保**に順次切り替えていく。

* 緊急安全対策: 2011年東北地方太平洋沖地震発生後に整備した, 高圧電源車及び低圧電源車からの電源供給, 可搬型ポンプ車等を用いた使用済燃料プール等への注水手段等

- 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備(次頁参照)
- 災害対策本部の体制は、所長を災害対策本部長とし、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と8つの作業班で構成する。これらの作業班は、機能毎に実施組織及び支援組織に区分され、さらに支援組織は技術支援組織と運営支援組織に区分する。
- 8つの作業班は、役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備

要 員	役 割
本部長	災害対策本部の統括・指揮
本部長代理	東海第二の統括、広報及びオフサイトセンター対応の統括
原子炉主任技術者	災害対策本部長への助言
情報班	事故に関する情報の収集・整理、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応
庶務班	災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、医療に関する措置、所内警備、待避誘導、社外関係機関への連絡
消防班	消火活動
保修班	不具合設備の応急復旧、給水・電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対応
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応と技術的助言
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
運転班	プラント状況の把握、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の技術的助言
当直	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置
オフサイトセンター派遣	関係機関との連絡・調整



東海第二発電所

緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について (改訂版)

2023年7月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、☐ は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	4
3. 実施組織及び支援組織の機能の明確化	5
4. 発電所毎の災害対策本部の構成	6
5. 初動対応に当たる要員の配置	9
6. 災害対策要員の非常招集	13
7. 発電所への支援	16
8. まとめ	18

補足説明資料 緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について

【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】

重大事故等における体制
の対応方針

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋
への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な
放射性物質の放出

実施組織と支援組織の機能が不明確であったため, 事故収束の対応に係る判断, 対策の実施に混乱が生じた。

要員及び体制が複数の号炉で発生したシビアアクシデントに対応するのに十分ではなく, 事故収束の対応を同時に行えなかった。

発電所の災害対策活動を支援するための体制が十分ではなく, 発生した様々な課題に対応できず, 速やかな事故収束の対応が行えなかった。

長期にわたって外部支援が断絶され, 発電所内に備えていた消耗品等の資機材が不足した。

道路の寸断や汚染拡大により円滑な傷病者の搬送が阻害され, 迅速な治療が行えなかった。

実施組織及び支援組織における各班の機能の明確化, それぞれに責任者を配置

①

複数発電所のシビアアクシデントに対応できる要員の増強

②

発電所毎にシビアアクシデントの対応を完結できるよう, 災害対策本部の体制を変更・強化

③

発電所内での宿泊場所の分散配置

④

非常招集による要員の参集

⑤

資機材及び要員の輸送, 燃料調達等に係る契約

⑥

支援体制の強化(原子力事業所災害対策支援拠点の整備, 病院との医療協定締結等)

⑦

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策

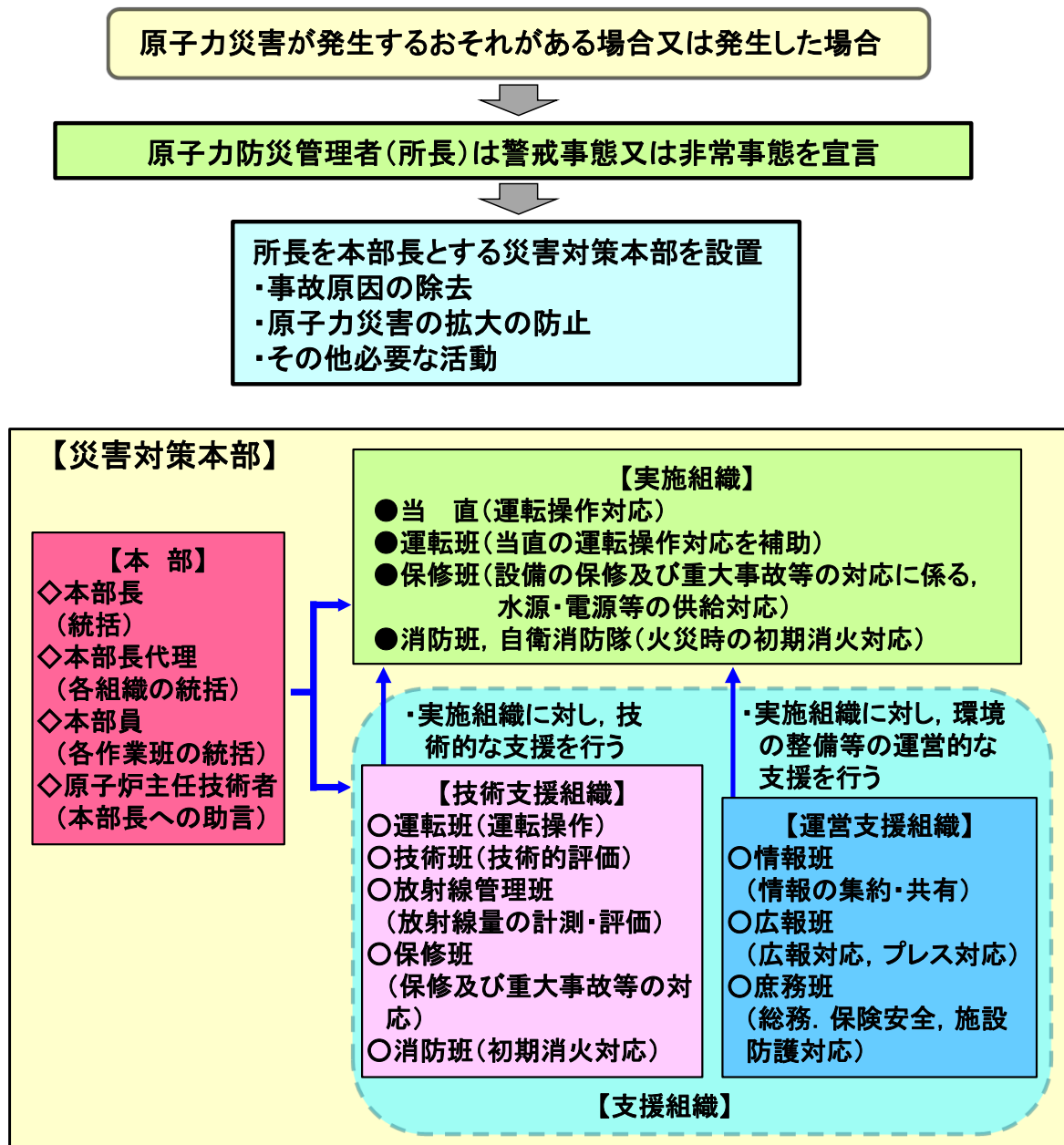


➤ 福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな対策として、重大事故等が発生した場合の事故原因の除去、事故の拡大の防止に当たる体制を構築するための措置として、以下の対策を施す。

対応方針	従来の対策	新たな対策	備考
① 実施組織及び支援組織における各班の機能の明確化、それぞれに責任者を配置	・役割毎に作業班を分けた体制を構築	・実施組織と支援組織に分けた体制を構築 ・支援組織は、運営支援組織及び技術支援組織に分けて構築 ・機能毎に作業班を分け、各々を統括する責任者を明確化	新規
② 複数発電所のシビアアクシデントに対応できる要員の増強	・災害対策本部は各々の発電所の重大事故等に対応できる体制を構築	・災害対策本部の体制は、東海第二発電所と東海発電所の各々に分け、対応する要員を基本的に専属化	新規
③ 発電所毎にシビアアクシデントの対応を完結できるよう、災害対策本部の体制を変更・強化	・災害対策本部は各々の発電所に対応できるよう、両発電所に共通する対応は兼務した体制を構築	・災害対策本部の体制は、東海第二発電所と東海発電所の各々に分け、対応する要員を基本的に専属化	新規
④ 発電所内での宿泊場所の分散配置	・発電所構内外に設けた宿泊待機場所に、連絡、水源確保対応、電源確保対応に係る要員が夜間は宿直	・重大事故の初動対応に必要となる災害対策要員の待機場所を分散	新規
⑤ 非常招集による要員の参集	・一斉通報システムを用いた非常招集に係る連絡体制を構築	・地震及び津波等を考慮し、発電所構内への参集ルートを複数設定	新規
⑥ 資機材及び要員の輸送、燃料調達等に係る契約	・社外組織による緊急時の資機材及び要員の支援体制を構築 ・燃料調達先と燃料確保に係る契約を締結	・消耗品を含めた資機材及び要員について、社内及び社外の組織から支援する体制を強化 ・燃料調達先と預託による燃料確保の契約を締結 ・要員の輸送に係る契約を協力企業と締結	強化
⑦ 支援体制の強化(原子力事業所災害対策支援拠点の整備、病院との医療協定締結等)	・社外組織による緊急時の資機材及び要員の支援体制を構築	・発電所の災害対応を支援する災害対策支援拠点を複数箇所確保 ・災害対策要員等に汚染を伴う傷病者が発生した際に搬送可能な医療機関を確保	強化

3. 実施組織及び支援組織の機能の明確化

- 重大事故等対策を実施する組織を**実施組織**, 実施組織を支援する**支援組織に分けて編成**
- 役割分担及び**責任者を明確化**し, 効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備



- 原子力防災管理者(所長)は, 事象に応じて, 警戒事態又は非常事態を宣言し, **所長を本部長とする災害対策本部を設置**
- 発電所の警戒事態又は非常事態の宣言を受け, 本店は本店警戒事態又は本店非常事態を発令し, 本店対策本部を設置
- 災害対策本部の構成
 - ◇ 本部
 - 実施組織,
 - 支援組織 (技術支援組織, 運営支援組織)

上記の実施及び支援の両組織に,
8つの作業班に振り分けて, 指揮命令系統を明確化

4. 発電所毎の災害対策本部の構成（1／3）

- 災害対策本部の体制を東海第二発電所と東海発電所の各々に分け、**対応に当たる要員は基本的に別組織**とし、重大事故等が両発電所で**同時に発生しても対応可能な体制を整備**
- 重大事故等の対応に係わる現場作業を行う要員及びその要員に指示をする要員、また、専門的な現場作業又は検討を行う要員は、**各発電所の専従要員として整備**
 - 上記以外の両発電所に共通して行う必要がある作業に係る要員は、**兼務要員として整備**
 - 各班の作業等の内容を踏まえ、専従する要員と兼務する要員を**組み合わせて体制を確立**することで、迅速かつ確実に東海第二の重大事故等（東海発電所：事故）に対応可能
 - 重大事故等に対応するため、**災害対応に係る要員を増強**

	従前の 災害対策本部 の要員※	従前からの 要員数の 変化	重大事故等にも対応する 災害対策本部の要員		要 員	要員数
東海第二 発電所	57人	+54人	111人	←	東海第二発電所専従要員	97人
東海発電所	57人	+15人	72人	←	東海第二発電所・東海発電所 兼務要員	14人
				←	東海発電所専従要員	58人

※ 従前の体制では東海第二発電所及び東海発電所を兼務した災害対策本部の体制としていた。

兼務する必要がある要員	対 象
両発電所の状況を総合的に把握し、対応の優先度を含めて指示を行う必要がある要員	本部長
両発電所の状況の対外的な発信及び対応等、両発電所の状況を迅速に説明及び回答（関連作業含む）することが求められる要員	本部長代理（兼務） 広報本部員及び広報班員 本部長代理（オフサイトセンター対応） オフサイトセンター要員

- | 東海発電所専従要員 | 東海第二発電所・東海発電所
兼務要員 | 東海第二発電所専従要員 |
|---|--|---|
| <p>廃止措置主任者</p> <p>災害対策本部長代理</p> <ul style="list-style-type: none"> 情報本部員 → 情報班(3人) 庶務本部員 → 庶務班(15人) 消防本部員 → 消防班(1人)
→ 自衛消防隊(11人) 保修本部員 → 保修班(8人) 放射線管理本部員 → 放射線管理班(6人) 技術本部員 → 技術班(2人) 廃止措置本部員 → 廃止措置班(3人) | <p>災害対策本部長</p> <p>災害対策本部長代理</p> <ul style="list-style-type: none"> 広報本部員 → 広報班(3人) <div style="border: 2px dashed yellow; padding: 5px;"> <p>オフサイトセンター</p> <p>本部長代理(2人) → オフサイトセンター要員
(広報班, 保修班, 技術班, 放射線管理班)(6人)</p> </div> | <p>発電用原子炉主任技術者</p> <p>災害対策本部長代理</p> <ul style="list-style-type: none"> 情報本部員 → 情報班(4人) 庶務本部員 → 庶務班(16人) 消防本部員 → 消防班(1人)
→ 自衛消防隊(11人) 保修本部員 → 保修班(36人) 放射線管理本部員 → 放射線管理班(6人) 技術本部員 → 技術班(2人) 運転本部員 → 運転班(5人)
→ 当直(7人) |

4. 発電所毎の災害対策本部の構成 (3/3)

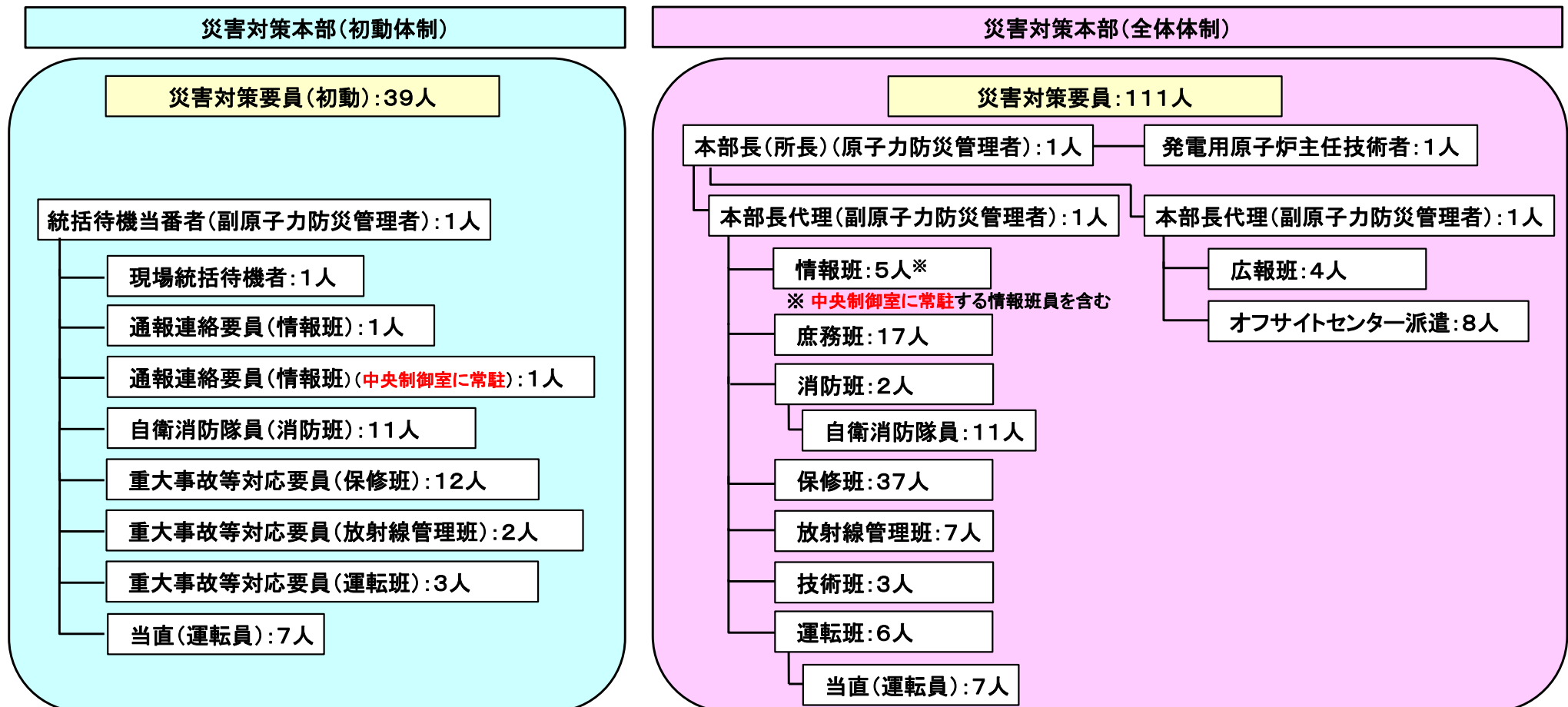


- 炉心損傷後の格納容器ベント実施に伴い放出される放射性的プルームが通過する前に、被ばく抑制のため災害対策要員を一時的に緊急時対策所又は原子力災害対策支援拠点に退避させる体制を整備
- 炉心損傷後の格納容器ベントに伴う放射性的プルーム通過時においても、緊急時対策所、中央制御室待避室及び第二弁操作室で監視又は操作に必要な災害対策要員が待機
 - それ以外の災害対策要員は、プルームが通過する前に原子力事業所災害対策支援拠点に一時退避
 - プルームの通過が判断され次第、一時待避した災害対策要員を発電所に招集

	事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	プルーム通過中	プルーム通過後
進展状況		プルーム通過直前	格納容器ベント	プルーム通過後
中央制御室	当直(運転員), 運転班員, 情報班員 (11人)	当直(運転員) (7人)	【中央制御室待避室】 : 当直(運転員) (3人)	当直(運転員), 運転班員, 情報班員 (11人)
東海第二現場	保修班員, 放射線管理班員 (33人)	保修班員, 放射線管理班員 (14人)	【第二弁操作室】 : 運転班員 (3人)	保修班員, 放射線管理班員 (14人)
緊急時対策所	本部員, 運営支援組織, 技術支援組織, 実施組織 (48人)	緊急時対策所に待避	本部員, 運営支援組織, 技術支援組織, 実施組織 (66人)	本部員, 運営支援組織, 技術支援組織, 実施組織 (48人)
発電所内	自衛消防隊員 (11人)			自衛消防隊員 (11人)
発電所外		発電所外に待避	(プルーム通過時に緊急時対策所及び待避室に退避する要員以外の要員は発電所外に一時退避等)	必要時招集
発電所外(OSC)			オフサイトセンター派遣者 (8人)	
人数	発電所内 : 103人 発電所外(OSC) : 8人	発電所内 : 69人 発電所外一時退避 : 34人 発電所外(OSC) : 8人	発電所内 : 72人 発電所外一時退避 : 31人 発電所外(OSC) : 8人	発電所内 : 84人 発電所外一次退避 : 19人 発電所外(OSC) : 8人

5. 初動対応に当たる要員の配置 (1/4)

- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)においては、初動対応を担う要員が発電所構内に常駐する体制を整備
- 有効性評価の事故シーケンスグループ等の事象発生初期に必要な対応操作を行う要員を、**災害対策要員(初動)**として**発電所構内に常駐**
 - 災害対策要員(初動)以外の災害対策要員は、**非常招集**により**参集**して初動体制に加わることで、災害対策本部の体制は初動体制(39人)から**全体体制(111人)に移行**
 - 東日本大震災時の対応経験を踏まえ、**情報班員を中央制御室に待機**させ、事象発生初期から継続的にプラント状況や中央制御室の状況が随時災害対策本部に報告されるように体制を強化



5. 初動対応に当たる要員の配置 (2/4)

➤ 初動対応に最も多くの要員を必要とする事故シーケンスについても、対応可能な初動体制の要員を確保(初動体制の要員(39人)を発電所構内に常駐)

- 事故シーケンスグループ等のうち全交流電源喪失(TBP※1)は、炉心損傷防止のため、**事象発生後2時間までに必要となる要員数が最も多く(24人)**、かつ事象発生3時間後までの**早期**に可搬型代替注水中型ポンプを用いた対応が必要な代表的な事故シーケンス

※1 TBP: 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁開固着

各事故シーケンスグループ等において参集要員に求める主な対応と参集時間				
事故シーケンスグループ等	6	12	18	24
炉心損傷防止				有効性評価上事象発生2時間までに必要な要員数
・全交流動力電源喪失(長期TBP)(TBD、TBU) ・津波浸水による最終ヒートシンク喪失		▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 ▲(約13時間) 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整		24
・全交流動力電源喪失(TBP) ※3	▲(約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 (約14時間) ▲ 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整			24
格納容器ベントを実施する事故シーケンスグループ ・TQUV ・TW(残留熱除去系が故障した場合) ・LOCA	▲(約5時間以降) 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給		(24時間以降) ▲ 格納容器ベントの現場操作	18
格納容器破損防止		(約18時間) ▲ 格納容器ベントの現場操作待機	(24時間以降) ▲ 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給	20
格納容器破損モード ・静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合) 格納容器ベントを実施しない格納容器破損モード ・静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合) ・DCH ・FCI ・MCCI ・水素燃焼			(24時間以降) ▲ 可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給に伴う燃料補給	20
使用済燃料プール	・想定事故1(冷却機能、注水機能喪失) ・想定事故2(プール水の小規模な喪失)	▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給		17

※3 TBP他の略称については、補足説明にて解説

初動体制の要員	要員数※2	役 割
当直要員	7人	運転操作
災害対策要員(指揮者等)(統括待機当番者、現場統括待機、情報班員)	3人	状況把握、通報連絡、対応指示
災害対策要員(指揮者等)(情報班員)	1人	通報連絡(中央制御室に常駐)
重大事故等対応要員(運転操作対応)	3人	運転操作(原子炉注水系統構成)
重大事故等対応要員(アクセスルート確保)	2人	がれき撤去(アクセスルート確保の対応がある場合に出動)
重大事故等対応要員(給水確保)	8人	可搬型代替注水中型ポンプを用いた送水対応
重大事故等対応要員(電源確保)	2人	電源車を用いた電源復旧対応
重大事故等対応要員(放射線測定)	2人	放射線管理対応(緊急時対策所エリアモニタ設置、可搬型モニタリングポスト設置の対応がある場合に出動)
自衛消防隊	11人	消火活動がある場合に備え待機

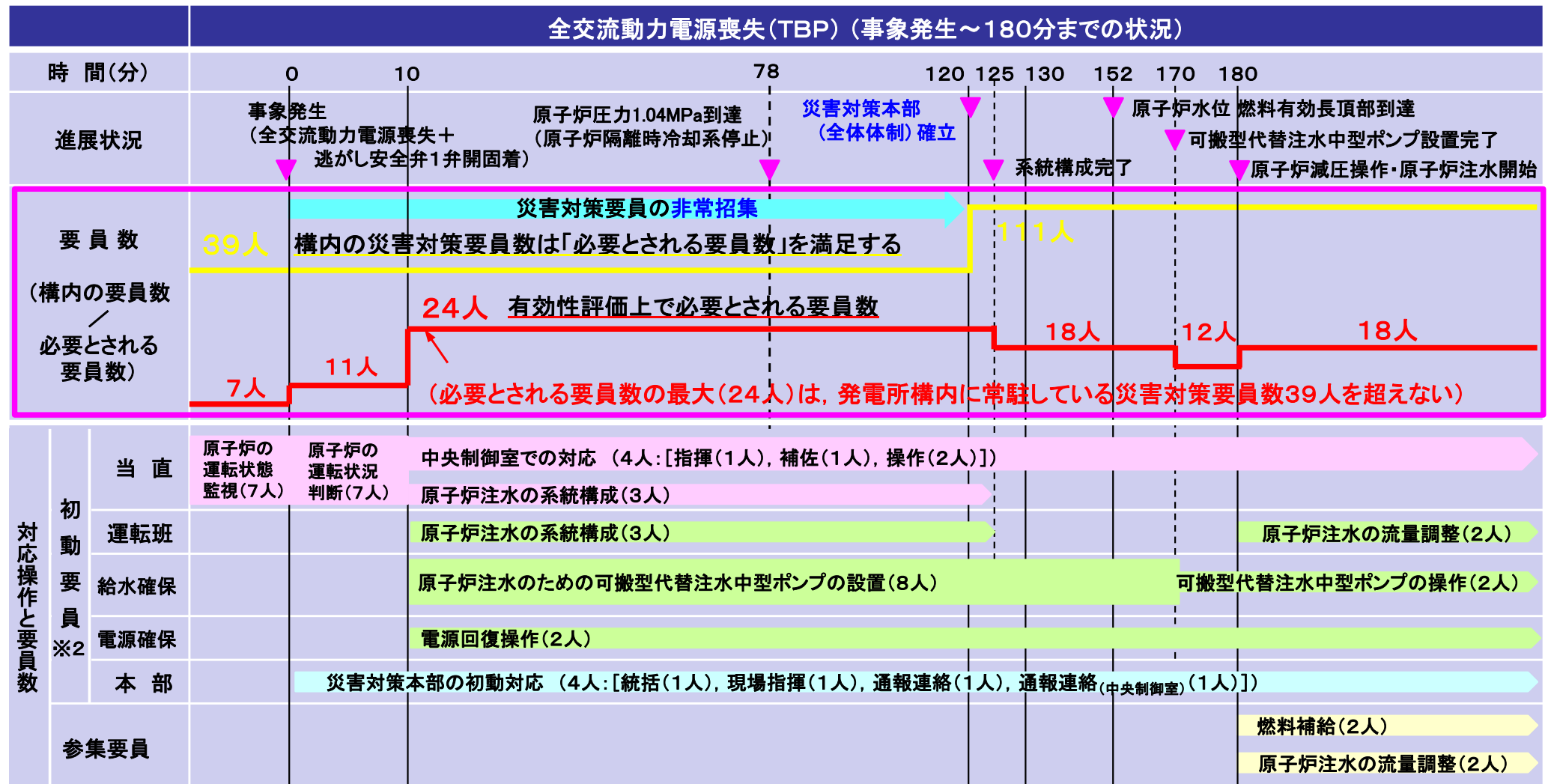
※2 有効性評価では、表中の枠囲みの要員を全交流電源喪失(TBP)の直接的な事故対応に必要な要員として評価。その他の要員は事象の状況により各々の役割の活動を行う。

- 初動体制の要員(39人)で、**がれき撤去や消火活動等が必要となる場合でも対応可能**
- 発電所構外より参集する災害対策要員に期待する操作は、最も早いものでも事象発生3時間後以降(給油対応)
- 非常招集から2時間以内に災害対策要員が参集するため、給油対応(早くて事象発生3時間後以降)を行う要員は確保可能

5. 初動対応に当たる要員の配置 (3/4)

- 有効性評価(全交流電源喪失(TBP※1))の事故シーケンスで評価した事故収束に係る対応と必要な要員数は以下のとおり。事象発生3時間後までに初動体制の要員(39人)のみで可搬型ポンプによる原子炉注水が開始できることを確認
- 参集する要員は、非常招集後2時間以内に参集できる体制としている。万が一、参集できない不測の事態の場合には、対応操作の優先順位を判断し、必要な操作に初動体制の要員を充てて対応を行う。

※1 TBP:全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁開固着



※2 この他にも初動体制の要員が構内には常駐していることから、状況に応じて、必要な対応操作を行えるよう、あらかじめ要員に力量を付与させ、多能化する。

5. 初動対応に当たる要員の配置（4／4）

- 災害対策要員（初動）の待機場所は、地震等の自然災害及び重大事故等を考慮し、発電所構内に分散して複数設置

【災害対策要員の待機場所】

- 平日の勤務時間中は、事務本館等で執務する災害対策要員が緊急時対策所に参集し災害対策本部が確立
- 夜間及び休日（平日の勤務時間以外）は、災害対策要員（初動）が免震機能を持つ建物や耐震を考慮した建物に待機し、招集の連絡を受け、速やかに緊急時対策所に参集し災害対策本部（初動体制）が確立
- 災害対策要員のうち、運転班の要員は、原則中央制御室に参集
- 地震等の自然現象及び重大事故等による影響を考慮し、災害対策要員（初動）が待機する場所を発電所構内に分散して複数設置
- 待機に当たっては、災害対策要員（初動）の各々の役割分担も考慮し、待機場所を分散

発電所構内の災害対策要員（初動）の待機場所

6. 災害対策要員の非常招集（1／5）

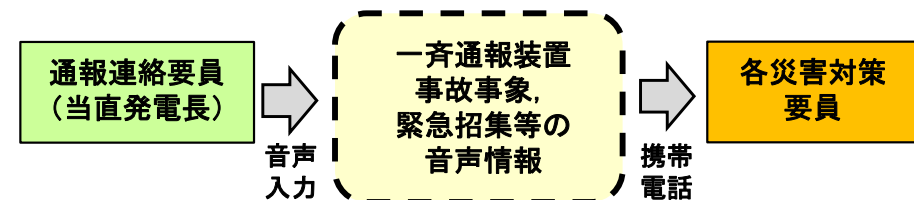
➤ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても、**非常招集後2時間以内に参集し災害対策本部を確立できる体制を整備**

- 災害対策本部を構成する要員は、夜間及び休日においても、一斉通報システムによる非常招集後**2時間以内に緊急時対策所に参集**し、災害対策本部を確立
- 非常招集により発電所構外から参集する要員72人については、**拘束当番として確保**
- 拘束当番者のうち、特に**特定の力量を有する参集要員**は、あらかじめ**発電所近傍に待機させ参集の確実性を向上**

*これらの対応により、比較的発電所の近傍に要員が偏在する運用となるが、仮に村内で特に大きな自然災害等が生じた場合、要員の一部が健康被害等を受け、参集性に悪影響を与える可能性が考えられる。その場合でも、発電所から遠隔地の滞在に比べて発電所近傍の滞在の方が、距離・経路・時間の観点で総合的に優越すると判断している。また、拘束当番、待機者の多くは、地震や竜巻に対する耐性が高い鉄筋コンクリートの建物内に滞在し、そのリスクを低減している。



一斉通報システムの概要



＜一斉通報システムによる災害対策要員の招集＞

通報連絡要員（又は当直発電長）は、一斉通報装置に事故故障の内容及び招集情報を音声入力し、各災害対策要員に発信する。携帯電話の回線の一部は災害時優先通信の指定を受けている。

自然災害、主には地震によりインフラが損傷し、一斉通報システムが使用できない場合も想定されるが、震度4以上の地震では事故・トラブル対応者が、震度6弱以上の地震では招集連絡がなくても災害対策要員は発電所に参集する扱いとしている。

居住地別の発電所員数

居住地	半径5km圏	半径5～10km圏	半径10km圏外
居住割合	52%	23%	25%

（平成28年7月時点）

・発電所外から参集する要員は、参集訓練実績及び各種ハザードを考慮し参集条件を保守的に設定し（徒歩移動速度：4km/h*）、事象発生後2時間以内に参集できると評価 * 参集訓練実績での移動速度約5km/hに対して4km/hと想定

6. 災害対策要員の非常招集（2／5）

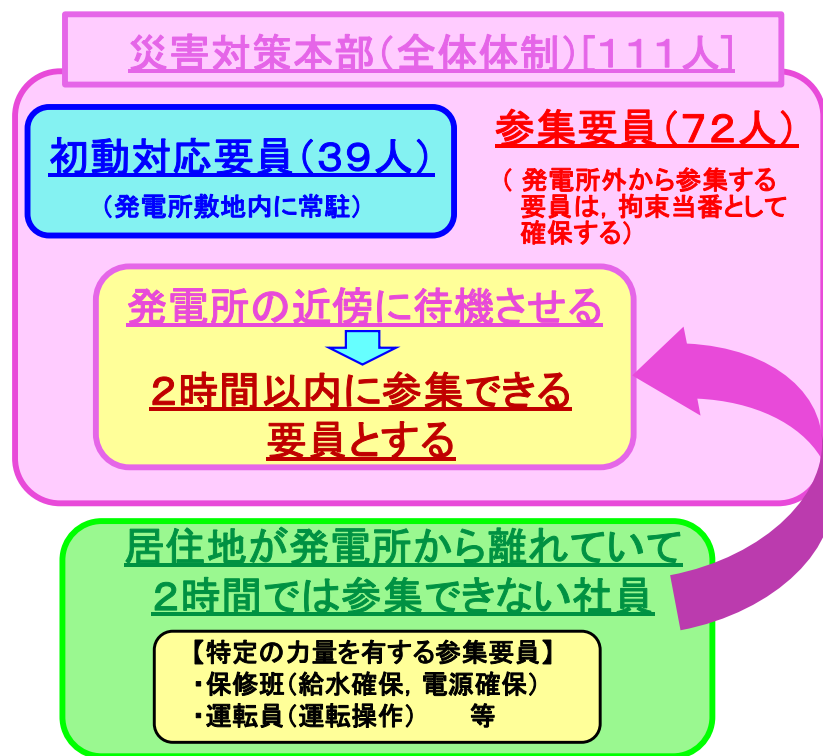
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
 - 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
 - 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
 - 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



6. 災害対策要員の非常招集（3／5）

- 発電所に参集する要員のうち、一部の要員については、発電所の近傍にあらかじめ待機させることにより、参集の確からしさを向上させることから、事故対応を継続して遂行できる
- 発電所外から参集する災害対策本部の要員は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても、**拘束当番として72名を確保**する。
- 確保する拘束当番者の選定にあたっては、対象者の居住場所を考慮する。
- 他操作との流動性が少ない**特定の力量を有する参集要員**（重大事故等対応要員のうち電源確保及び給水確保の要員、運転操作の要員）については、**参集の確実さを向上させるために、あらかじめ発電所近傍（第三滝坂寮など）に待機させ、2時間以内に72名が参集できる運用とする。**
- 保修班等において作業に必要な有資格者（大型車両及びクレーンなどの免状取得者）を配置する。
- 発電所員として約400名※が所属しているが、事故対応が長期に及んだ場合には、**社内において交代要員等を確保**し、継続的に収束対応に当たれる体制を整備する。

※ 2022年12月時点



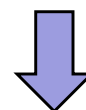
(移動速度：
4km/h)

参集ルート	距離(m)	所要時間
主要参集ルート①	3,180m	47分28秒
主要参集ルート②	3,630m	54分11秒
迂回参集ルート①	3,150m	47分01秒
迂回参集ルート②	2,980m	44分23秒
迂回参集ルート③	3,215m	47分59秒
迂回参集ルート④	3,230m	48分13秒

発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

- 発電所構内への参集ルートは、敷地の特性を踏まえ、複数の参集ルートを設定することで、参集の確からしさを向上

- 発電所の参集には必ず国道245号線を通過するため、同国道の交通状態及び道路状態によりアクセス性に影響を受けないよう、通行距離を短くするとともに、各参集ルートの進入場所を離して複数設定
- 敷地入口近傍にある送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定
- 敷地高さを踏まえ、津波による影響を受けずに緊急時対策所に参集できるルートを設定



上記の考え方に基づき、以下の参集ルートを設定し、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

参集ルート	特 徴
正門ルート	通常、発電所に参集するルート
代替正門ルート	敷地入口の送電鉄塔が倒壊した場合の迂回ルート
北側ルート	敷地入口が通行できない場合の代替ルート
南側ルート	敷地入口及び北側ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート①
南西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート②

- 隣接する他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について取り決めの締結を合意

発電所構内への複数の参集ルート設定

6. 災害対策要員の非常招集（5／5）

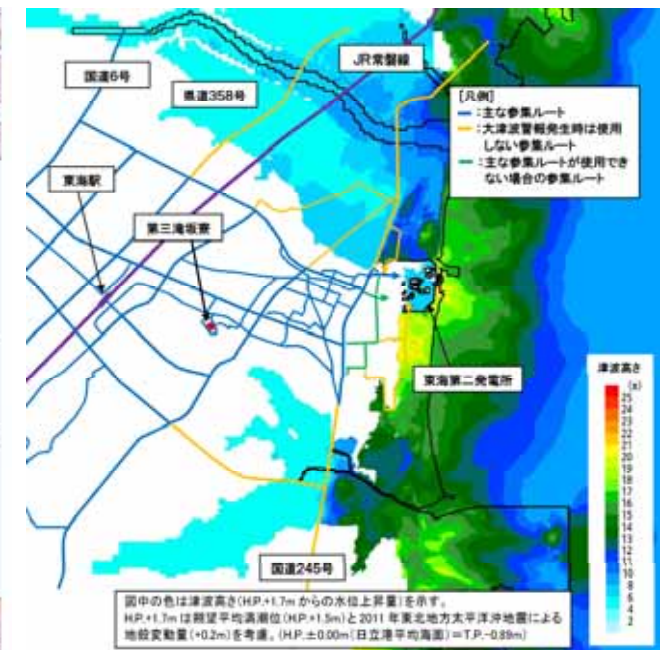
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
 - 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
 - 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
 - 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



主要な参集ルート



茨城県(東海村)の津波浸水想定図



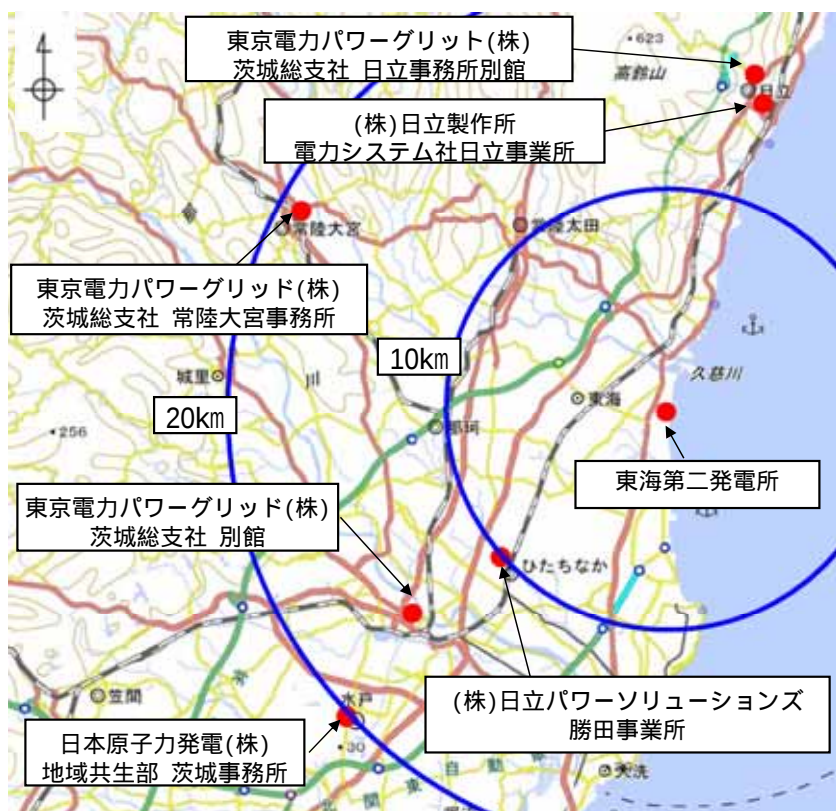
敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

7. 発電所への支援（1／3）（社内の発災事業所への支援）

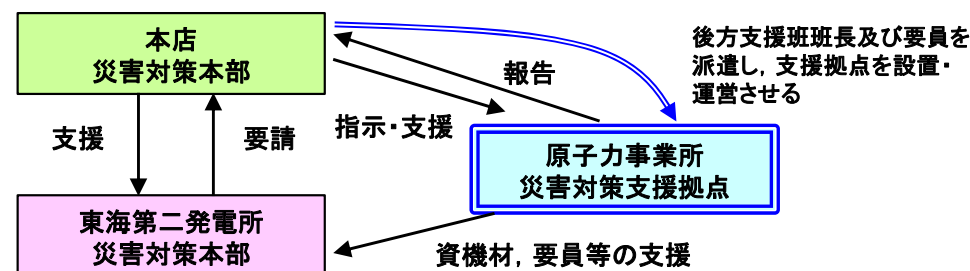
➤ 支援拠点の分散配置

- 発電所外からの支援に係る対応拠点となる候補地点を，原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮して，方位，距離（約20km圏内外）が異なる6地点の支援拠点を選定
- 原災法10条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した際には，本店対策本部長は支援拠点の設置を指示し，支援拠点の責任者（後方支援班班長）を指名及び要員を派遣し，支援拠点を設置させ，発電所の対応活動を支援する。
- 支援拠点の責任者は外部支援計画※に基づき，災害対応状況等を踏まえながら，発電所，本店及び関係機関と連携し，発電所の災害対策活動の支援を実施

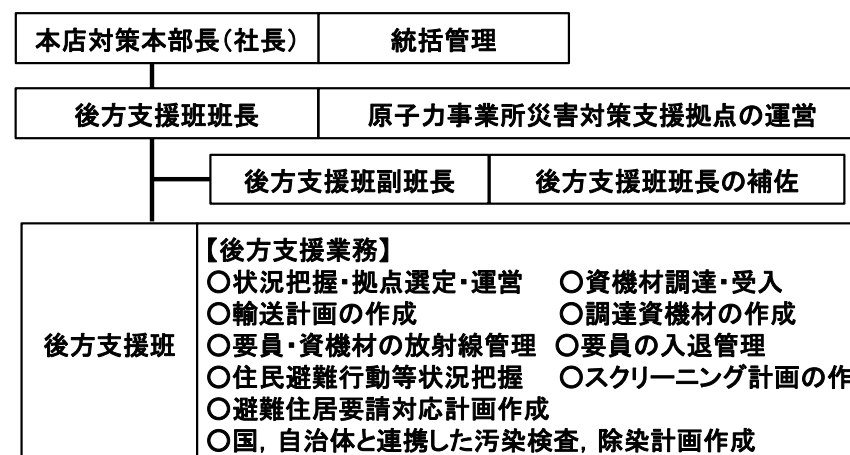
※ 外部支援計画：
発電所が必要とする支援事項を踏まえた，原子力事業所災害対策支援拠点への要員の派遣計画や資機材や消耗品の調達及び輸送計画を指す。



原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置



防災組織全体図



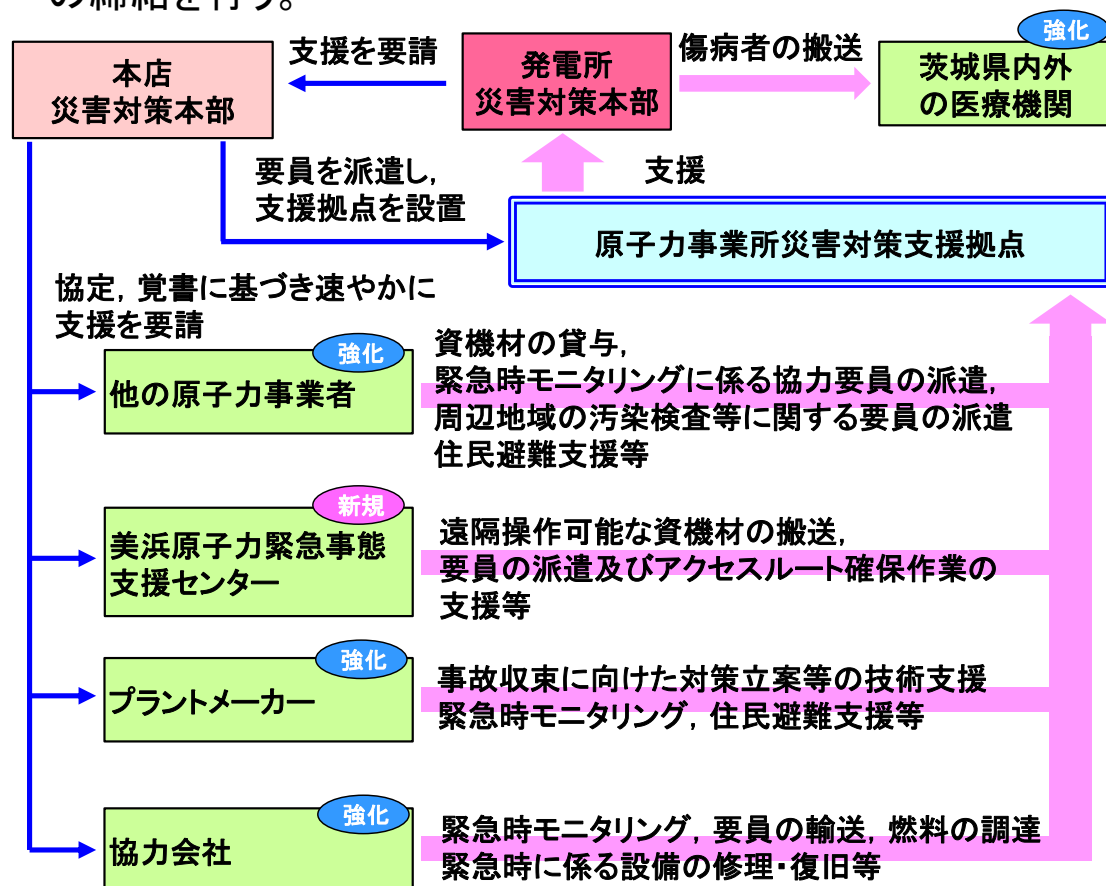
原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

7. 発電所への支援（2／3）（資機材・要員等の外部調達）

- 重大事故等の発生後7日間※は、発電所構内に配備している資機材、燃料等により事故対応が可能な体制を整備
- 発生後7日間以降の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材を、発生後6日後までに支援できる体制を整備

発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段、資機材及び燃料を支援できるよう、社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（通信連絡設備、放射線測定装置等）、食糧、その他の消耗品、汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材、予備品及び燃料等について、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日後までに支援できる体制を整備している。

- 燃料の調達に係る支援や、迅速な要員の運搬及び資機材の輸送に係る支援を得られるよう、協力会社とは協定等の締結を行う。



- 原子力事業所災害対策支援拠点を設置し、プラントメーカー、協力会社、原子力事業者及びその他組織からの支援を受け、**発電所の事故収束対応を支援する体制を整備**
- 協力会社及びプラントメーカーとは、事故収束及び復旧対策に関する支援を迅速に得られるよう、平常時より必要な連絡体制を整備
- 要員の支援を受けるに当たっては、要員の人命及び身体の安全を最優先した放射線管理を実施
- 事故対応が長期に及んだ場合においても、交代要員等の継続的な派遣を得られる体制を整備
- 茨城県内外の医療機関とは、災害対策要員等に**汚染を伴う傷病者が発生した際の診療の受け入れ体制に係る覚書を締結**

※7日間活動可能な環境を整備する根拠

東京電力福島第一原子力発電所事故時、外部からの物資到着（免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給）に3日間を要したことから、保守的に7日間としている。

震災前と比較して事故収束までに必要な指示や適切な措置の実施に時間的な裕度が確保されていることから、安全性が向上していると判断する。

7. 発電所への支援（3／3）（要員の運搬及び資機材等の輸送）

➤ 要員の運搬及び資機材等の輸送

- 発電所で原子力災害が発生した場合又は、発生のおそれがある場合、**要員の運搬及び資機材の輸送**について支援を迅速に得られるよう、**航空事業会社と委託契約している**。
- 支援拠点に集まった事故収束対応を維持するために必要な燃料，食糧，その他の消耗品，汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材，予備品などを，発電所に適宜輸送する。
- 陸路での輸送は，輸送経路上において自然災害の影響を受ける恐れがあるため，ヘリコプターによる**空輸も可能な体制を整えている**。空輸を行う場合には，東京及びつくば市内のヘリポートと，発電所構内及び構外に設けた飛行場外離着陸場との間を往復し，要員の運搬並びに資機材の輸送を行う。



飛行場外離着陸場の位置

空路を活用した
資機材等の輸送のイメージ

- 組織を実施組織及び支援組織に分けて各班の機能及び指揮命令系統を明らかにした体制を構築。また、各班を統括する責任者を配置
- 東海第二発電所及び東海発電所の各々に災害対策本部の体制を分け、専属で重大事故等の対応に当たる要員を確保
- 災害対策本部の初動対応に当たる要員の待機場所を分散させ、地震等の自然災害及び重大事故等の発生時に対応可能な体制を整備
- 災害対策本部を構成する要員(111人)のうち、発電所外から参集する災害対策要員が2時間以内に参集する体制を整備
- 発電所の事故収束活動を支援する災害対策支援拠点を分散して複数箇所確保
- 社内外の組織により、重大事故等発生後6日後までに事故収束のための対応に必要な要員、消耗品を含めた資機材を支援する体制を整備
- 茨城県内外の医療機関とは、災害対策要員等に汚染を伴う傷病者が発生した際の診療の受け入れ体制に係る覚書を締結

以上の対策により、重大事故等が発生した場合においても速やかに災害対策要員を招集し、災害対策本部体制を構築して事故収束活動に当たれる体制を整備する。また、災害対策本部が実施する事故収束活動を維持できるよう社内外の組織から支援を受けられる体制を構築する。

(補足説明資料 緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について)

補足説明資料 目 次

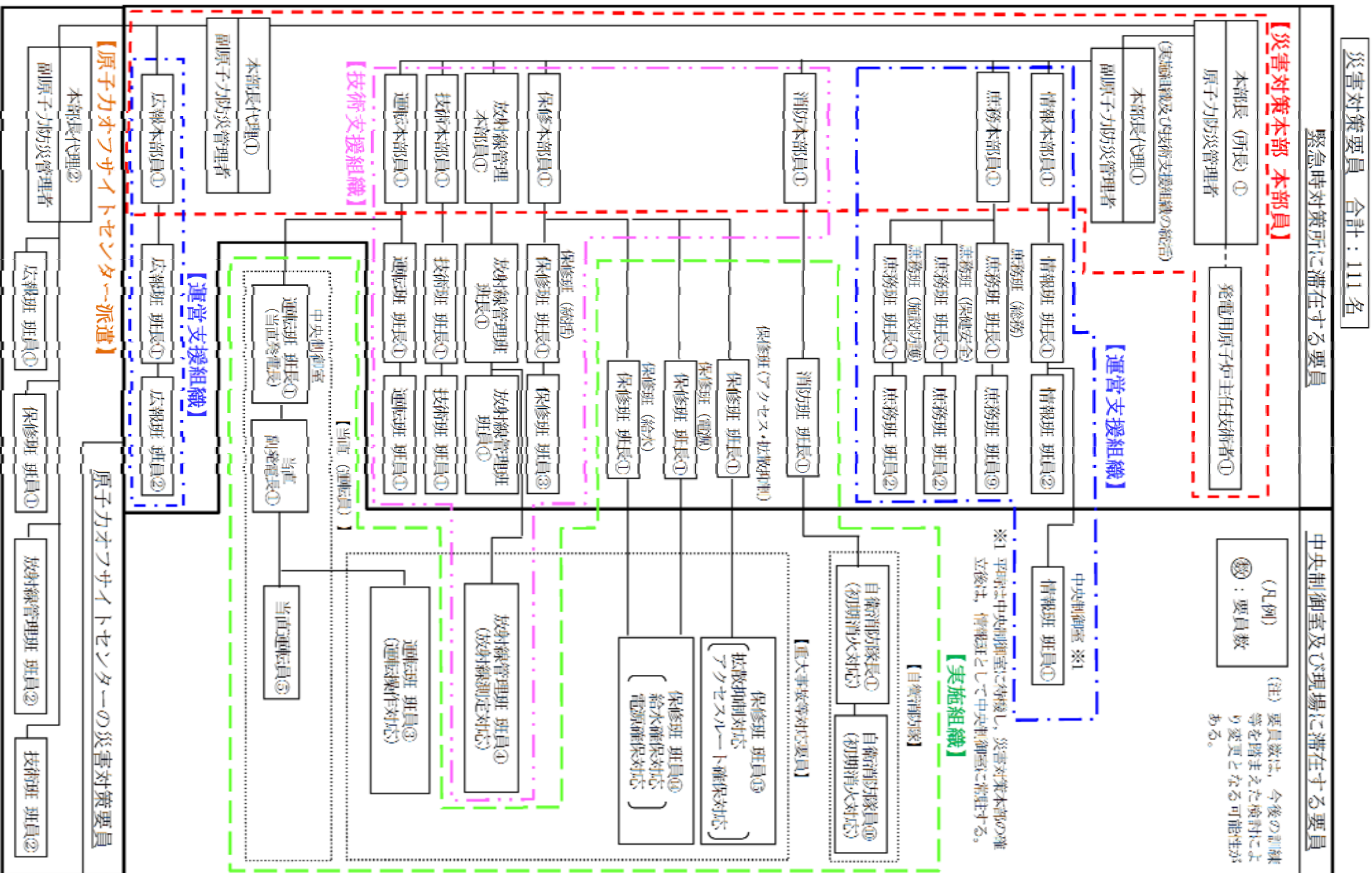
1. 東海第二発電所災害対策本部の体制	24
2. 東海第二発電所及び東海発電所の災害対策要員の構成	26
3. 災害対策本部の活動における指揮命令系統と組織間連携	28
4. 社内及び社外組織による支援	30
5. 医療機関との協定	31
6. 関係機関への連絡体制	32
7. 事故シーケンスグループと対応要員の整理	35
8. 東日本大震災の教訓・反省を踏まえた緊急時対応組織体制の検証 ..	37
9. 重大事故等対策に係る組織・体制の事故に対する網羅性・代表性 ...	47
10. 東海発電所及び東海第二発電所の災害対策本部要員数の考え方・	48
11. 原子力事業所災害対策支援拠点の運用性確保	49

1. 東海第二発電所災害対策本部の体制（1／2）

- 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備（次頁参照）
 - 災害対策本部の体制は、所長を災害対策本部長とし、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と8つの作業班で構成する。これらの作業班は、機能毎に実施組織及び支援組織に区分され、さらに支援組織は技術支援組織と運営支援組織に区分する。
 - 8つの作業班は、役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備

要 員	役 割
本部長	災害対策本部の統括・指揮
本部長代理	東海第二の統括、広報及びオフサイトセンター対応の統括
原子炉主任技術者	災害対策本部長への助言
情報班	事故に関する情報の収集・整理、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応
庶務班	災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、医療に関する措置、所内警備、待避誘導、社外関係機関への連絡
消防班	消火活動
保修班	不具合設備の応急復旧、給水・電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対応
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応と技術的助言
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
運転班	プラント状況の把握、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の技術的助言
当直	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置
オフサイトセンター派遣	関係機関との連絡・調整

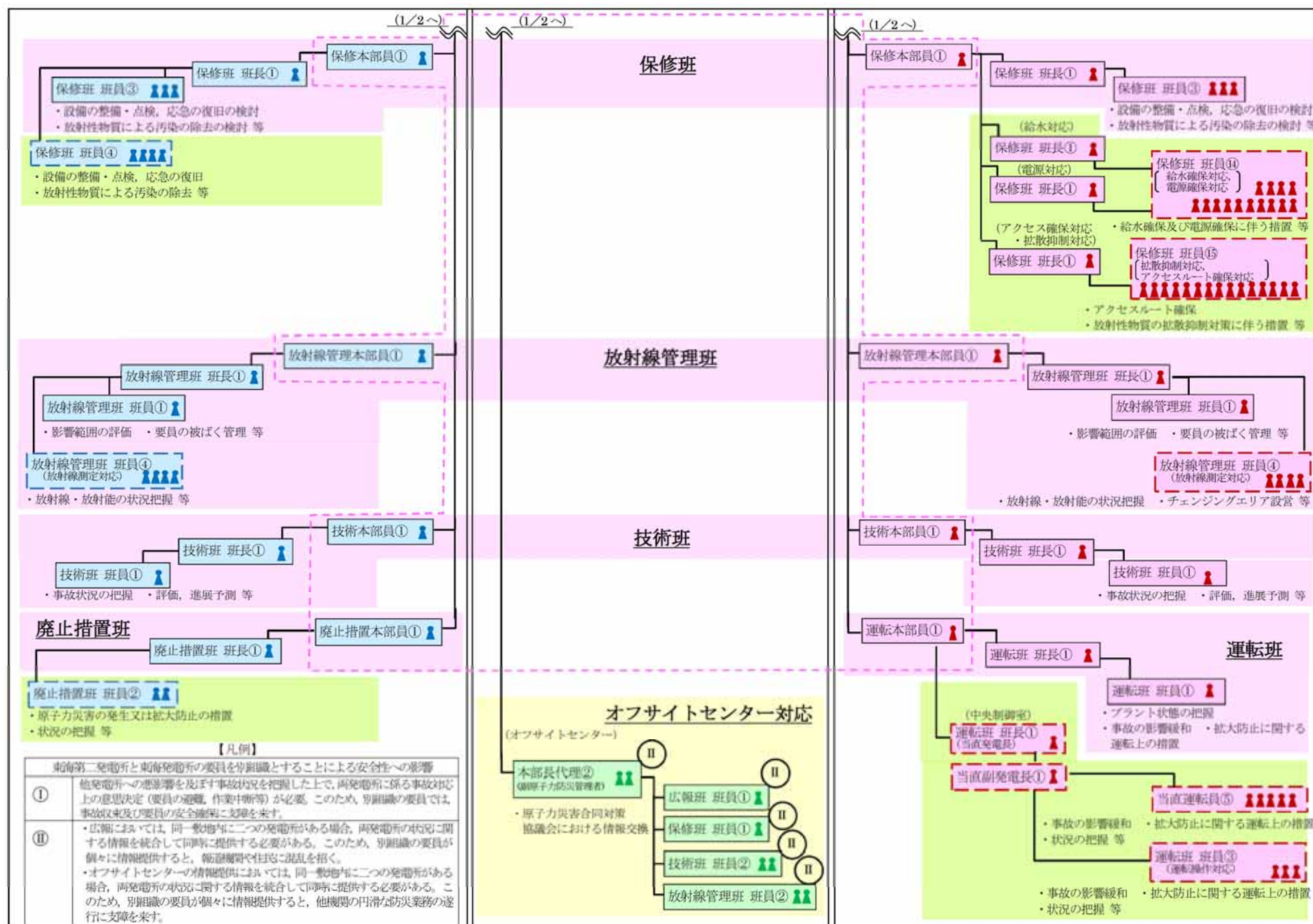
1. 東海第二発電所災害対策本部の体制 (2/2)



 げんてん



2. 東海第二発電所及び東海発電所の災害対策要員の構成（2／2）

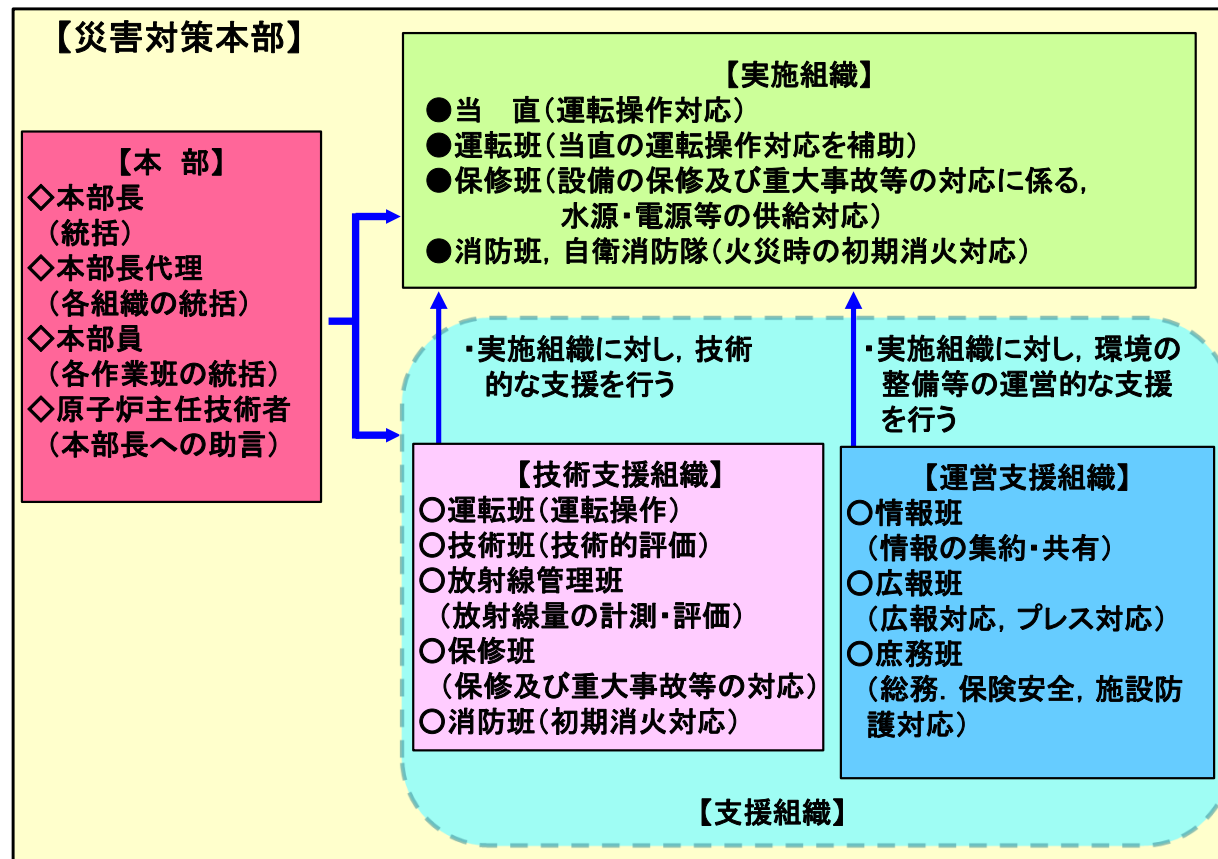


※ 東海発電所の専従要員については、今後見直すことがある。

3. 災害対策本部の活動における指揮命令系統と組織間連携（1／2）

○発電所災害対策本部を構成する各組織の主な役割は以下のとおり。

- ・本部（本部長以下）：災害対策本部全体を統括，事故原因除去や災害拡大防止の戦略等を決定する。
各組織の統括，各作業版班の統括，本部長への進言を行う。
- ・実施組織：主に現場での運転操作，設備の保修，水・電源の供給，消火活動等を実施する。
- ・支援組織：実施組織に対する技術的，環境整備面での支援を行う。
現場作業の実施方針検討，作業指示，状況把握，現場サポート，本部報告・進言



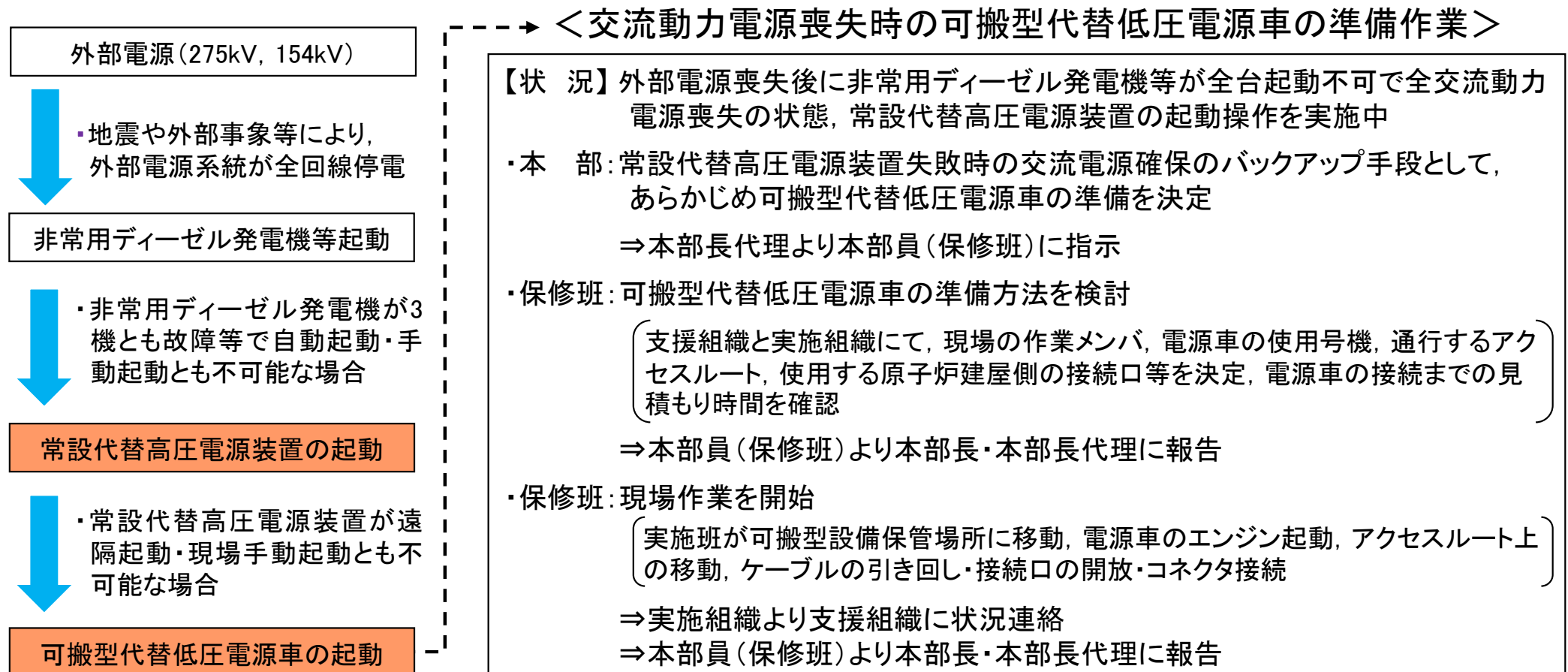
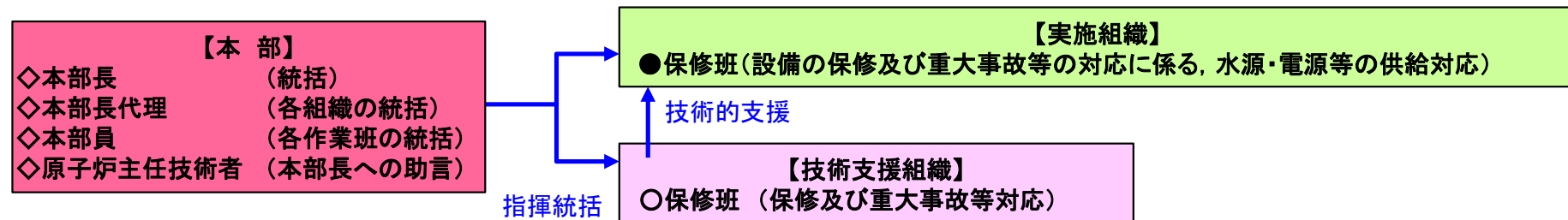
○災害対策に当たっては，以下の流れで指揮命令系統に沿った情報伝達を行い，組織間の連携を円滑・確実に行っていく。

- ①【本部】は災害対策に係る戦略を検討・決定し，【支援組織】に指示を行う。
- ②【技術支援組織】は対応戦略を受けた具体的な作業内容を検討し，【実施組織】と調整する。
- ③【実施組織】は現場で作業を開始，作業状況を【技術支援組織】に伝達。また【技術支援組織】は現場のサポート（放射線管理等）等を行い，【運営支援組織】は情報の集約等を行う。
- ④【技術支援組織】は本部に作業状況を報告する。また必要に応じて作業内容の変更等の進言を本部に行う。
- ⑤【本部】は作業状況を受けて戦略上の変更要否を判断，【各支援組織】に再指示を行う。

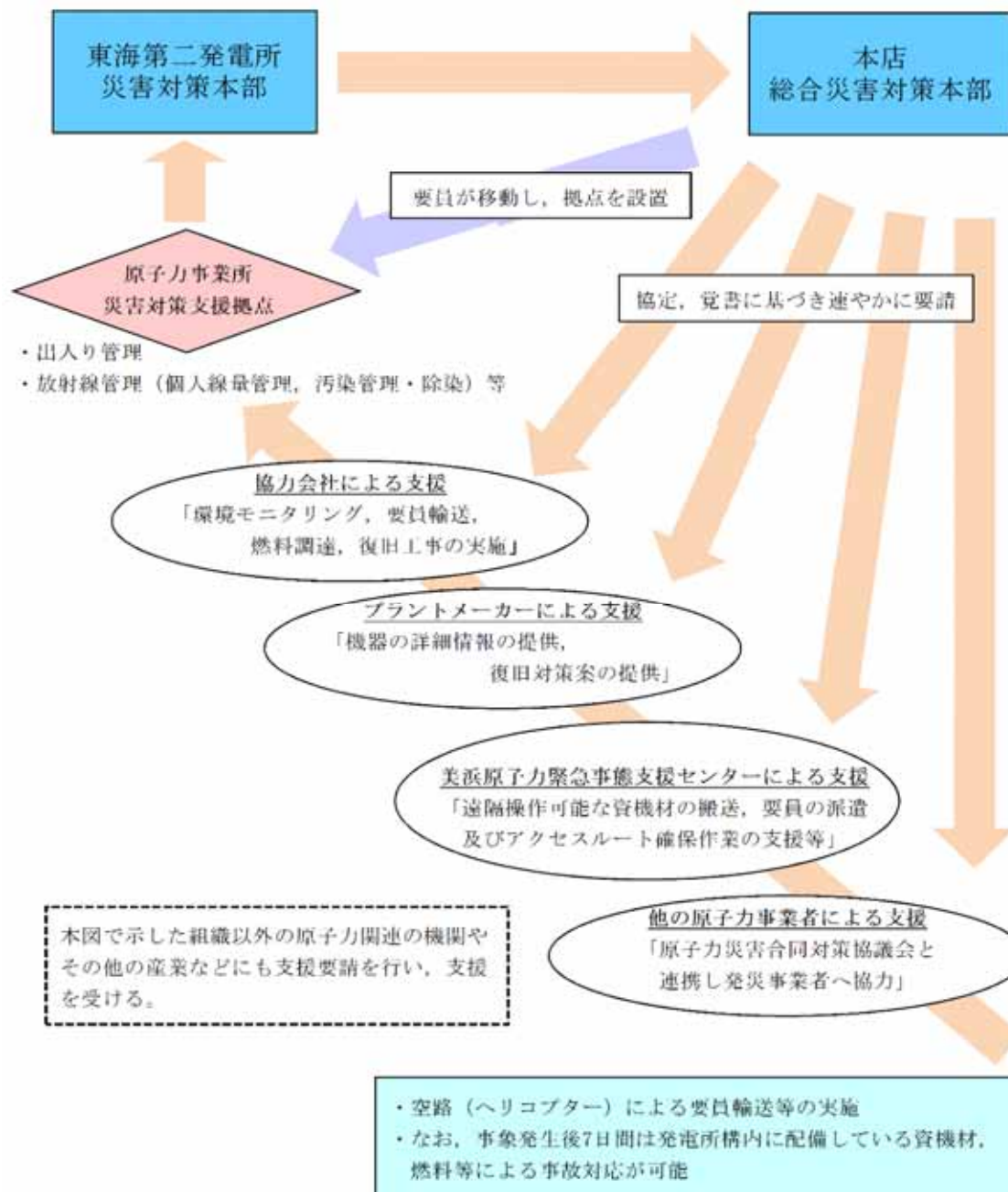
3. 災害対策本部の活動における指揮命令系統と組織間連携（2／2）



○災害対策本部の実働作業における指揮命令系統と組織間の連携の対応例として、交流動力電源喪失時の電源確保対策のうち可搬型代替低圧電源車の準備作業の内容を示す。



4. 社内及び社外組織による支援



- 重大事故等発生後7日間以降の事故収束対応を維持するため、重大事故等発生後6日間後までに、あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点を選定し、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材等を支援できる体制を整備。

【プラントメーカーによる支援】

- 重大事故等時に、事故収束手段及び復旧対策に関する技術的支援を迅速得られるよう、プラントメーカーと支援内容に関する覚書を締結し、支援体制を整備。
- 復旧対策に関する助言、技術的情報の提供等の支援を行う。

【協力会社による支援】

- 重大事故等時に、原電が実施する事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう、協力会社と支援内容に関する覚書を締結し、支援体制を整備。
- 協力会社の支援は、重大事故等時にもおいても要請できる体制であり、協力会社要員の人名及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。
- 設備の修理・復旧、放射線測定・管理、要員の輸送、燃料の調達等の支援を行う。

【美浜原子力緊急事態支援センターによる支援】

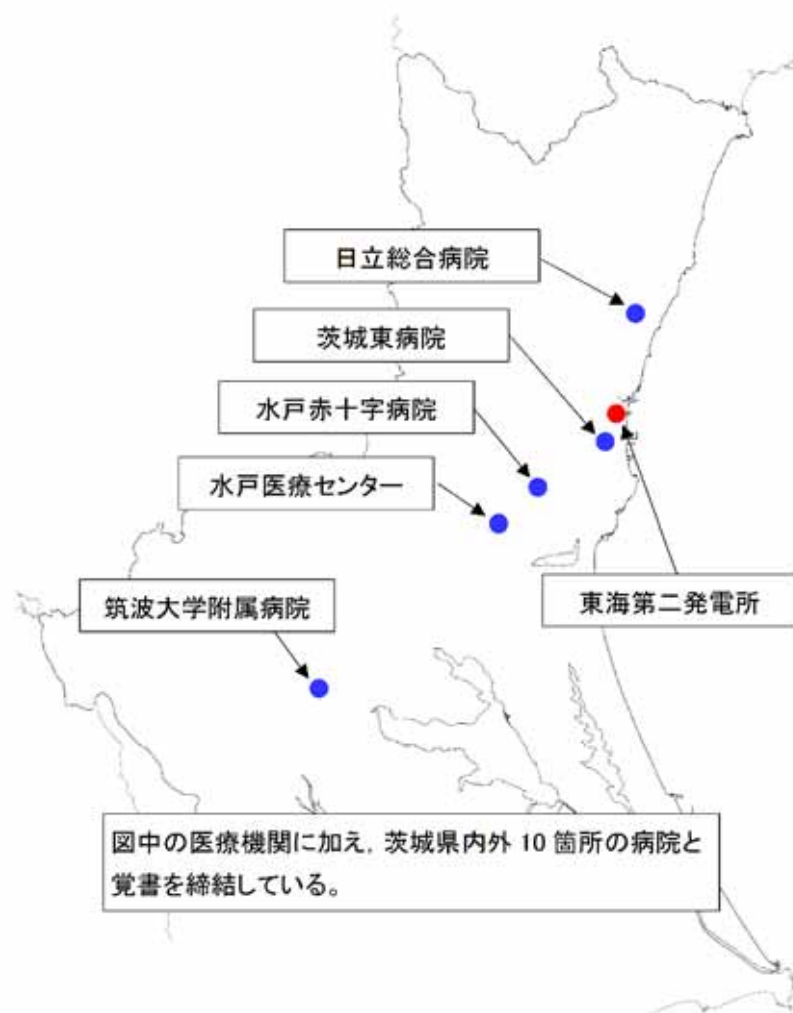
- 福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ設立。
- 遠隔操作可能な資機材を用いた、放射線量をはじめとした環境情報収集の支援や、アクセスルートの確保等の支援を行う。

【他の原子力事業者による支援】

- 原子力事業者間で「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」を締結し、他の原子力事業者による支援を受けられる体制を整備。
- 環境放射線モニタリングに係る協力要員の派遣、周辺地域の汚染検査及び汚染除去に係る協力要員の派遣、資機材の貸与等の支援を行う。

5. 医療機関との協定

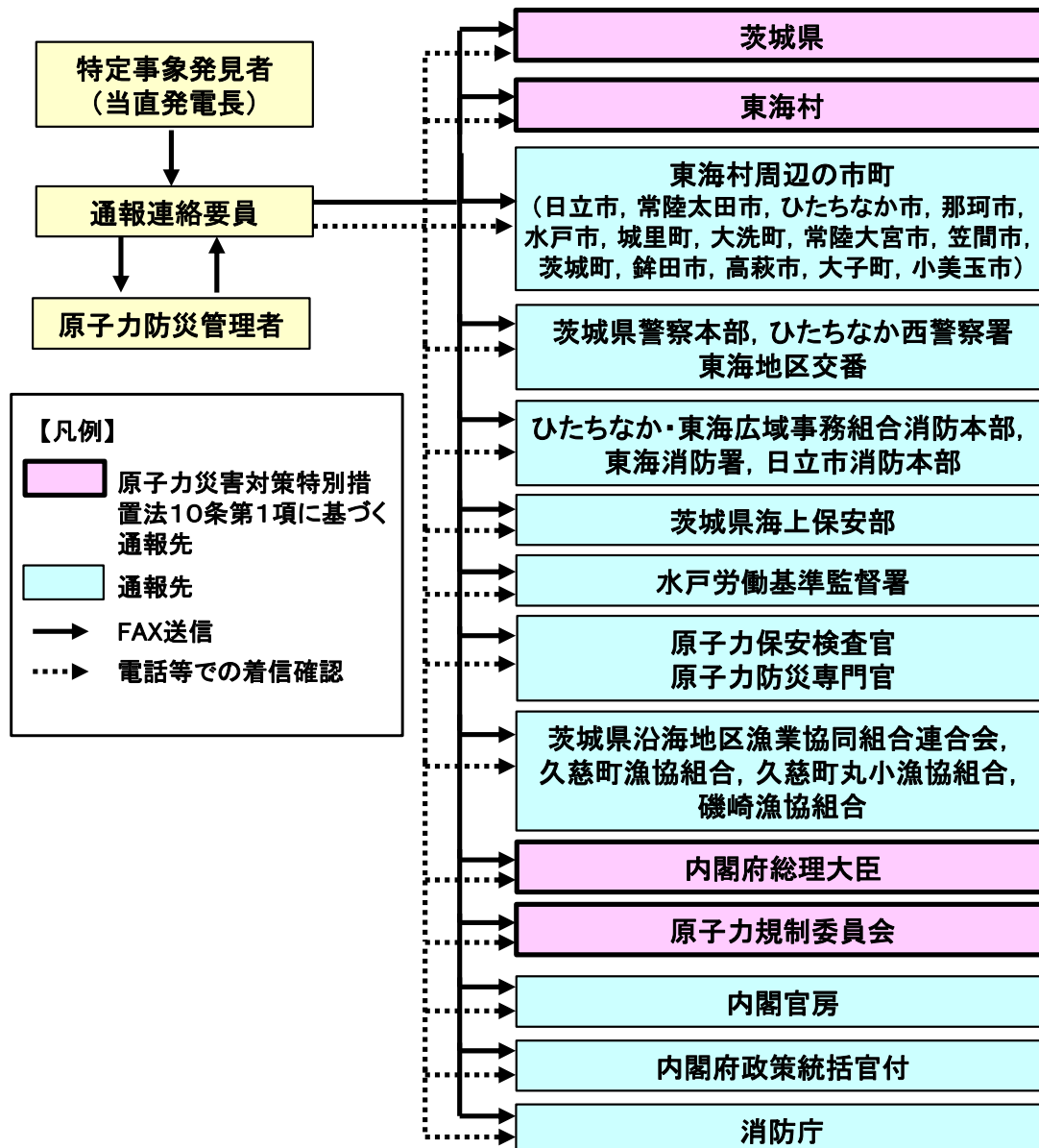
➤ 事故収束活動において汚染を伴う傷病者が発生した際に、診療が可能な医療機関を確保



- 災害対策要員等に汚染を伴う傷病者が発生した際に、より多くの医療機関で診療が可能な体制を整備
- 茨城県内外の10箇所の病院と汚染を伴う傷病者の診療に関する覚書を締結し、受入態勢を確保
- 医師、看護師等医療関係者及び医療施設に対し、必要な放射線防護等の支援・協力を行う
- 汚染を伴う傷病者を医療機関に搬送する際は、搬送前に可能な範囲で放射性物質の除去を行う
- 汚染傷病者の身体等に附着した放射性物質により、医療関係者が受ける放射線量や影響等の情報を可能な限り連絡
- 医療関係者の放射線防護及び医療施設等への汚染拡大防止対策等、放射線管理上、必要な措置に対する支援・協力にあたる要員を随行

6. 関係機関への連絡体制（1／3）

- 重大事故等が発生した場合には、発電所の通報連絡責任者が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事及び東海村並びにその他定められた通報連絡先への通報連絡を、FAXを用いて一斉送信するとともに、その着信を確認する。



- 通報連絡責任者は特定事象発見者から事象発生 of 連絡を受けた場合は、原子力防災管理者へ報告するとともに、通報連絡を実施する。
- 重大事故等（原子力災害対策特別措置法10条第1項に基づく通報連絡すべき事象等※）が発生した場合の通報連絡は、左図に示す通報連絡先にFAXを用いて一斉送信する。
- 内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長に対しては、電話でFAXの着信を確認する。

※原子力災害対策特別措置法10条第1項に基づく
通報連絡すべき事象

- 敷地境界付近の放射線量の上昇
- 原子炉注水機能の喪失のおそれ
- 全交流電源の30分以上の喪失
- 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 等

計24事象

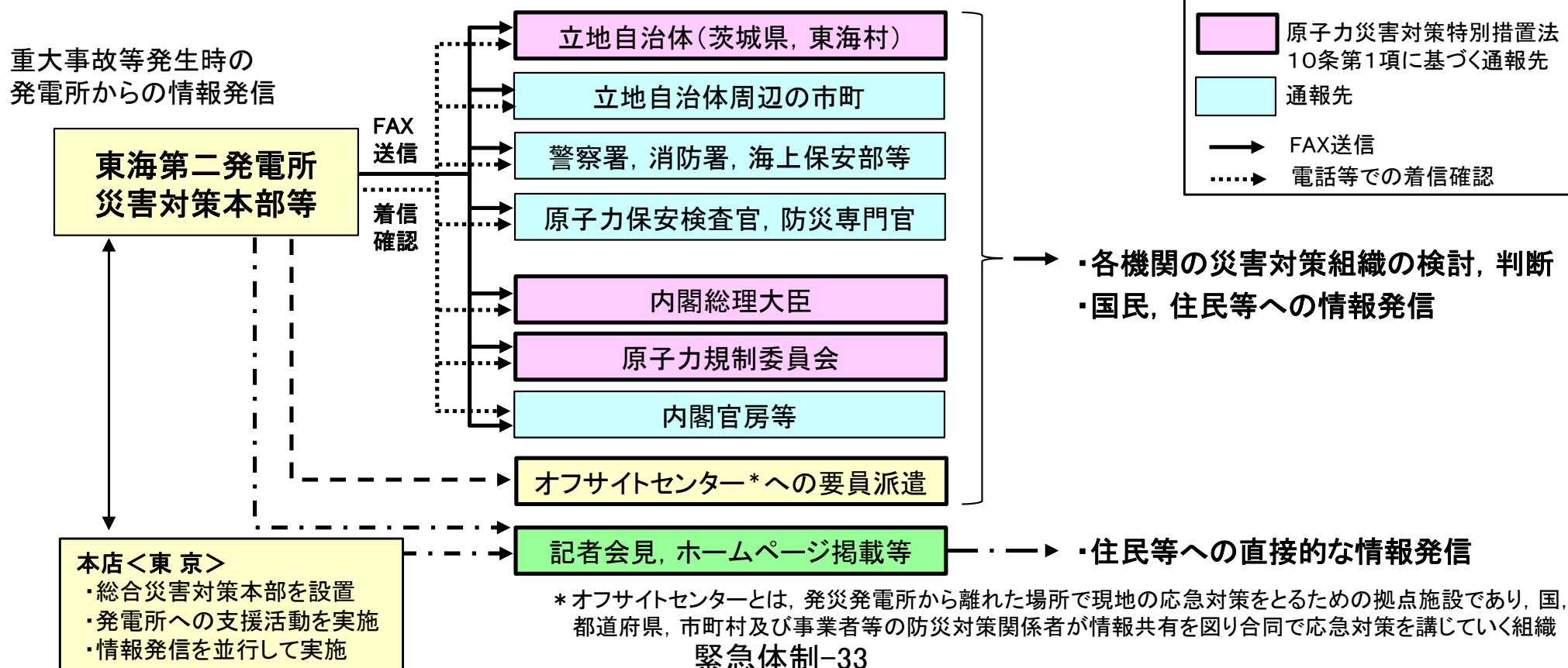
6. 関係機関への連絡体制（2／3）

重大事故等発生における発電所外部への確実な情報発信の方策

○東海第二発電所で放射性物質の異常な放出を伴う重大な事故が発生するか、又は発生する恐れが生じる事態に至った場合、**発電所災害対策本部等より関係機関に迅速に事象の連絡を行う**。各機関は連絡内容等に基づき、災害対策の検討や住民等への情報発信等を行っていく。

○**発電所から各組織への連絡方法は、迅速に情報伝達を行いつつ誤伝達を防止する観点から主にFAXを用いた一斉送信（各関係機関への同時送信）**としており、また相手先への送信の確実性を期すため、FAX送信後に各機関に個別に電話で着信確認を行い、必要があれば補足等を行う。

○また、個別の機関への連絡以外にも、**マスメディアを通じた記者会見やホームページへの情報掲載**等により、発電所の状況を事業者から直接住民・国民に伝えていく。

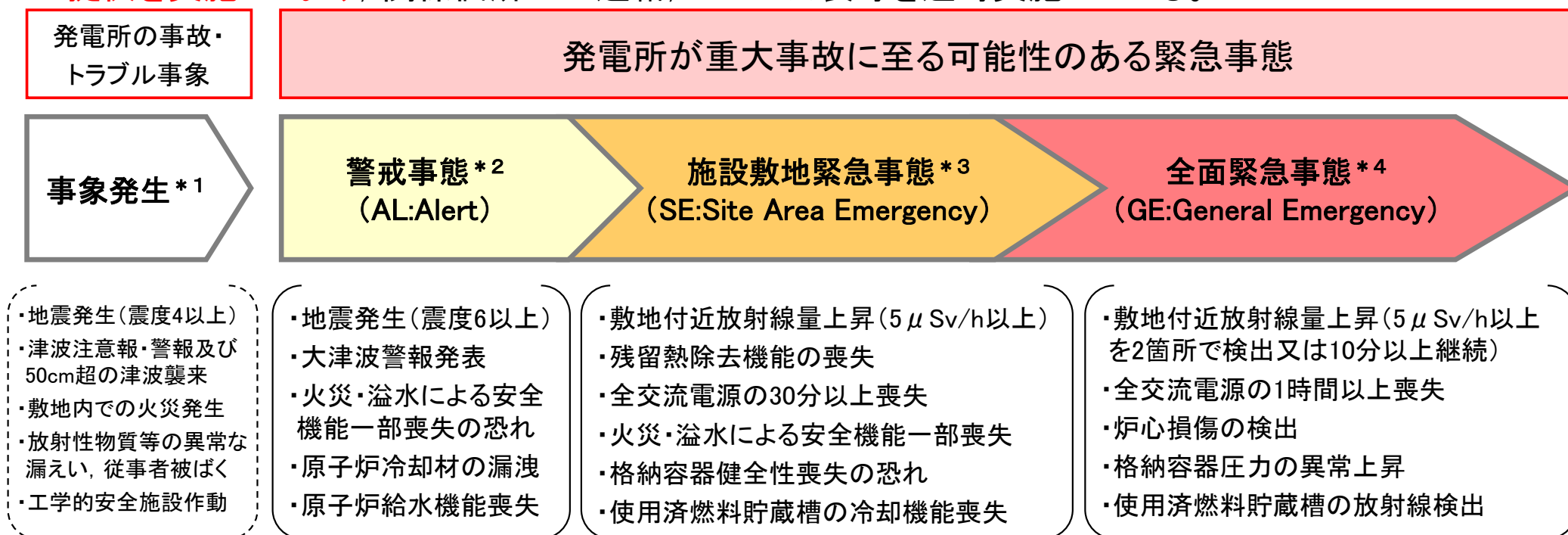


重大事故等発生における発電所外部への確実な情報発信の方策

○重大事故等発生時の発電所の**情報発信の判断基準は、発生した事象の過酷度と緊急事態の区分に応じて設定**しており、プラントの状態が該当する緊急事態区分に達した時点で順次発信する。

○緊急事態の区分は、事象進展により発電所のプラント状態がより厳しくなる順に、**警戒事態(AL)**、**施設敷地緊急事態(SE)**及び**全面緊急事態(GE)**の3段階に区分している。

○なお、これら3区分の非常事態にまで至らない、**発電所の軽度の事故・トラブル事象等に対しても情報提供を実施**しており、関係個所への連絡、プレス公表等を適時実施している。



情報発信を行う緊急事態3区分及び事故・トラブル事象の具体例

*1: 発電所設備の故障等、通常とは異なる状態

*2: 発電所での異常事象の発生又はその恐れのある事態

*3: 公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じており、緊急時に備えた避難等の準備を開始する必要がある事態

*4: 公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じており、避難・屋内退避等を実施する必要がある事態

7. 事故シーケンスグループと対応要員の整理 (1/2)



- 有効性評価の事故シーケンスグループ等において、発電所内に常駐する初動対応要員(39人)で事象発生後2時間までの必要な対応操作が可能である。

	事故シーケンスグループ等	有効性評価上 必要な初動対応要員数		参集要員 (2時間以降)
		2時間まで	2時間以降	
炉心の著しい損傷の防止	高圧・低圧注水機能喪失	18人	1人	5人
	高圧注水・減圧機能喪失	10人	0人	0人
	全交流動力電源喪失(長期TB※1)	24人	0人	6人
	全交流動力電源喪失(TBD※2, TBU※3)	24人	0人	6人
	全交流動力電源喪失(TBP※4)	24人	0人	6人
	崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	20人	0人	0人
	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	18人	1人	5人
	原子炉停止機能喪失	10人	0人	0人
	LOCA※5時注水機能喪失	18人	1人	5人
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA※6)	12人	0人	0人
	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	24人	0人	6人

※1:長期TB :

外部電源喪失後、非常用DG2台が機能喪失した状態で、HPCS(高圧炉心スプレイ系)が機能喪失し、RCIC(原子炉隔離時冷却系)による原子炉注水継続中に蓄電池が枯渇しRCICが機能喪失

※2:TBD :

外部電源喪失後、直流電源の故障による非常用DG2台の起動に失敗し、HPCS及びRCICが機能喪失

※3:TBU :

外部電源喪失後、非常用DG2台が機能喪失した状態で、HPCS及びRCICが機能喪失

※4:TBP :

外部電源喪失後、非常用DG2台が機能喪失した状態で、HPCSが機能喪失し、逃がし安全弁再閉鎖失敗によってRCICが機能喪失

※5:LOCA :

原子炉冷却材喪失事故

※6:インターフェイスシステムLOCA :

原子炉冷却系材圧力バウンダリと、それと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生するLOCAをいう

7. 事故シーケンスグループと対応要員の整理 (2/2)



	事故シーケンスグループ等	有効性評価上 必要な初動対応要員数		参集要員 (2時間以降)
		2時間まで	2時間以降	
原子炉格納容器の破損の防止	雰囲気圧力温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)	20人	0人	2人
	雰囲気圧力温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用できない場合)	20人	1人	5人
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	20人	0人	2人
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用※7	20人	0人	2人
	水素燃焼	20人	0人	2人
	溶融炉心・コンクリート相互作用※8	20人	0人	2人

※7:溶融燃料－冷却材相互作用:

高温の溶融炉心が原子炉容器破損口からペDESTAL(ドライウェル部)放出され、の冷却材中に落下することで、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇又は水蒸気爆発が生じる事象

※8:溶融炉心・コンクリート相互作用:

溶融炉心がペDESTAL(ドライウェル部)に落下した場合、ペDESTALを構成している格納容器コンクリートとの相互作用が生じ、コンクリートが溶融侵食される事象

※9:想定事故1:

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失

※10:想定事故2:

使用済燃料プール内の小規模な喪失

	事故シーケンスグループ等	必要要員数	参集要員 (2時間以降)
使用済燃料貯蔵槽内の燃料貯蔵の破損の防止	想定事故1※9	17人	2人
	想定事故2※10	17人	2人

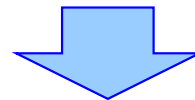
	事故シーケンスグループ等	必要要員数	参集要員 (2時間以降)
運転停止中 燃料損傷の防止 原子炉内の	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	12人	0人
	全交流動力電源喪失	20人	0人
	原子炉冷却材の流出	9人	0人
	反応度の誤投入	—	—

○東海第二発電所では、2011年東北地方太平洋沖地震による発電所の被災・対応状況及び福島第一原子力発電所事故の教訓と反省を踏まえて、発電所で重大事故等が発生した場合に速やかに災害対策要員を招集し、災害対策本部体制を構築して事故収束活動に当たれるよう体制を整備している。
＜本文1.及び2.参照＞

＜2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえた発電所災害対策本部体制の主な強化内容＞

- ・組織を実施組織及び支援組織に分けて各班の機能及び指揮命令系統を明らかにした体制を構築。また、各班を統括する責任者を配置
- ・東海第二発電所及び東海発電所の各々に災害対策本部の体制を分け、専属で重大事故等の対応に当たる要員を確保
- ・災害対策本部の初動対応に当たる要員の待機場所を分散させ、地震等の自然災害及び重大事故等の発生時に対応可能な体制を整備
- ・災害対策本部を構成する要員（111人）のうち、発電所外から参集する災害対策要員が2時間以内に参集する体制を整備

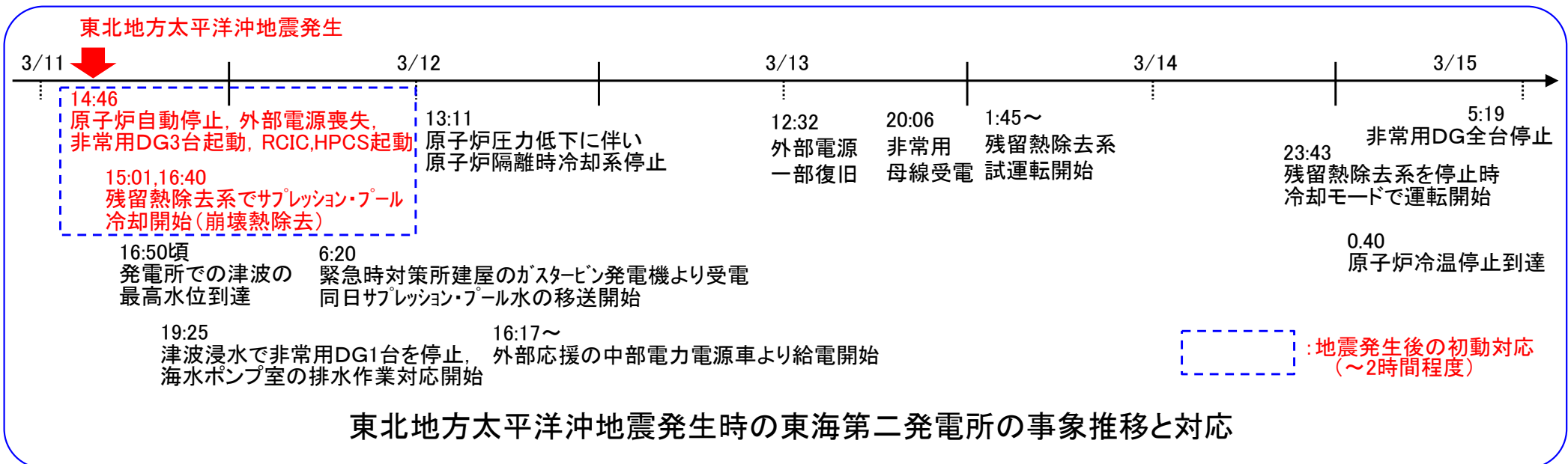
○これらの体制強化及び安全性向上の設備対策により、仮に、2011年東北地方太平洋沖地震を上回る被災を発電所が受けたとしても、速やかに災害対策本部体制を構築して事故収束活動に当たれるものと判断している。



○ここで、2011年東北地方太平洋沖地震時に東海第二発電所は地震及び津波により被災したものの、原子炉を安定的な冷却状態に移行させることができたが、仮に、2011年に発電所がより厳しい条件で被災したと仮定した場合に、当時の体制で発電所がどのように対応できたか以下に検討した。

(1) 東日本大震災が夜間や休日に発生した場合の発電所の対応

○2011年3月11日（金）14時46分頃発生した東北地方太平洋沖地震は平日勤務時間中で、殆どの災害対策要員は発電所内に滞在していたが、**仮に地震発生時刻が夜間・休日の時間帯だった場合の発電所の対応**を検討した。



- ・ 3月11日14時46分頃の地震発生により、発電所は原子炉自動停止及び外部電源喪失に至ったが、直ちに非常用ディーゼル発電機等3台が自動起動して交流電源を確保し、また原子炉隔離時冷却系や高圧炉心スプレイ系が自動起動して原子炉注水を開始し、原子炉は安定的な高温停止状態に至った。また15時以降には、原子炉の崩壊熱等除去のため運転員が残留熱除去系を起動してサプレッション・プールの冷却を開始している。＜別紙1参照＞
- ・ 地震発生後約2時間程度のこれら一連の初動対応は、運転手順に沿ったものであり、**夜間・休日を問わず発電所に交代で24時間勤務中の運転員（発電長、副発電長及び運転員）が判断・操作する範囲内の対応であった。**

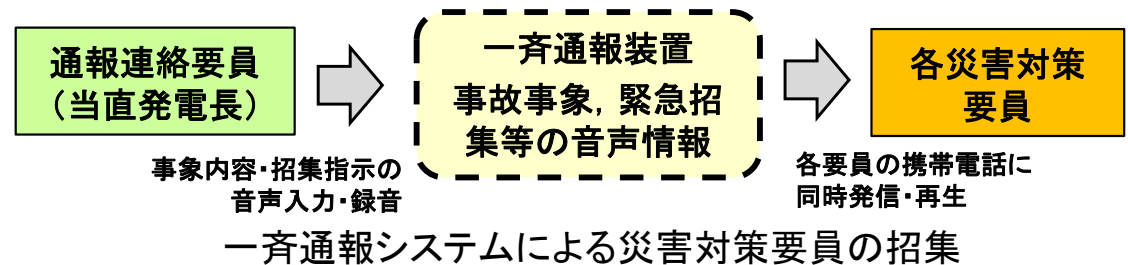


- ・ このことから、仮に当時の地震が夜間・休日に生じ、発電所内に所長以下の災害対策要員が不在だったとしても、**発電所の初動対応は運転員により当時の対応と同様に適切に行われ、問題を生じることとはなかったと判断している。**

(2) 東日本大震災被災時に非常招集の連絡がつかない場合の対応

○(1)の仮定のとおり東北地方太平洋沖地震が夜間・休日の時間帯に発生し、更に仮定を加えて、発電所の災害対策要員に非常招集の連絡ができない場合の対応を検討した。

- ・ 発電所で大きな地震や事故等の異常が生じた場合、当直中の発電長は災害対策要員等の発電所員に一斉通報システムを用いて事象内容や緊急招集等の連絡を行う。ここで一斉通報システムとは、録音した音声情報を同時に多数の相手(携帯電話)に発信できる装置であり、2011年当時から運用を行っていた。＜本文6.参照＞
- ・ 一斉通報システムで連絡を受けた災害対策要員等は、夜間・休日を問わず発電所に参集する。要員の多くは発電所が立地する東海村内及び近隣市在住であり、2時間以内に十分な数の要員が発電所に集まることが可能



- ・ 一斉通報システムはバックアップ装置を備え多重性を有し、携帯電話ネットワークを利用(回線の一部は災害時優先通信の指定を受けている)携帯電話の基地局等は停電対策を施しており、停電時も直ちに発信・通話が不可能になるとは考え難いが、何らの理由で発電所からの情報発信ができないと仮定する。

- ・ このような場合でも、東海村内で稀な震度6弱の地震時は、発電所に何らかの異常が生じることが推定されることから、仮に連絡がなくとも要員は自発的に発電所に参集し応急対策を開始したと考えられる。
- ・ また、2011年以降に社内規程を改正し「震度6弱以上*の地震発生時は招集連絡がなくても要員は発電所に参集する」旨明文化している。

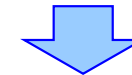
* 災害対応上は「震度6弱以上」と定めているが、災害まで至らない事故・トラブル事象対応として、「震度4以上」の地震発生時は要員の一部は発電所に参集することを定めている。

(3) 大規模自然災害時等における災害対策本部要員等の参集可能性

○(1)の仮定のとおり東北地方太平洋沖地震が夜間・休日の時間帯に発生し、発電所への要員参集が必要な状況において、更に仮定を加えて、東海村内及び近隣市が地震、津波により当時よりも大きな被害を受けた場合の災害対策要員の発電所参集への影響について検討した。



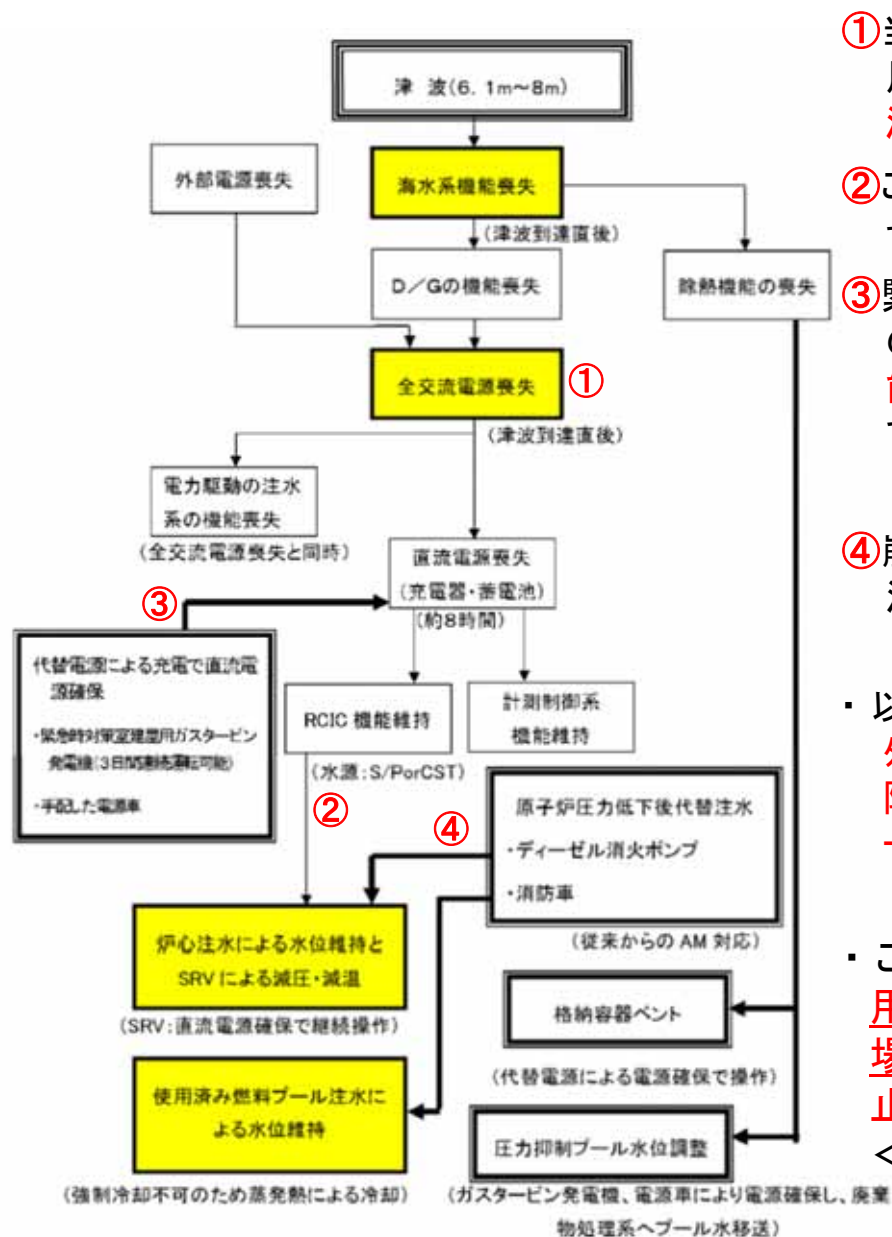
- ・災害対策要員の殆どが発電所が立地する東海村内及び近隣市在住であり、特に東海村中央付近にある発電所の寮・社宅は、発電所から約3kmの道程にあり、通常時は発電所まで車で10分間以内、**徒歩でも30～40分間で到達可能**である。
- ・村内の発電所までの**主な経路は平坦で、河川と交わらず、津波の影響を受け難い標高20m以上の高さ**を有し、また発電所に至るまで**複数の経路**がある。



- ・これらより、**震災時の地震・津波の被害をより拡大し、道路が陥没・地割れ等で車両の通行ができず、かつ、より広いエリアが津波浸水を受けた場合でも、村内の要員は徒歩で高所の経路を参集することで、概ね2時間以内に発電所への到着が可能**だったと判断している。
- ・また、村外在住の要員については、徒歩等の場合は発電所参集まで更に時間を要する可能性があるが、初動を開始した災害対策本部要員に適宜合流・活動開始することで、対策本部は円滑な活動を継続できたと考える。
- ・なお、震災以降実施した対応として、発電所への進入経路が送電鉄塔倒壊や津波浸水で使えない場合も想定し、多方向からの複数の進入経路を確保している。＜本文6.参照＞

(4) 東日本大震災被災時に非常用ディーゼル発電機が全台停止した場合の対応

○東北地方太平洋沖地震時、東海第二発電所は非常用ディーゼル発電機の運転継続等により、事象終息まで交流電源を確保できた。ここで仮に、非常用ディーゼル発電機が全台停止した場合の発電所の対応策を検討した。



① 当時を上回る高い津波襲来に伴う冷却用海水ポンプの浸水等により、非常用ディーゼル発電機が全台停止した場合、発電所は一時的に交流動力電源喪失の状態に至る。

② この状況でも、原子炉から発生する蒸気でタービン駆動してポンプを作動させる原子炉隔離時冷却系(RCIC)により原子炉への注水は継続可能

③ 緊急時対策室建屋の屋上に非常用ガスタービン発電機を設置済みであり、この電源を融通し原子炉隔離時冷却系(RCIC)の制御電源等を3日間維持可能*。また、当日の夜半以降には外部支援として複数台の電源車が到着しており、これらの電源車からも交流・直流電源を供給可能

*以降の安全性向上対策にて、電源なしでRCICを運転できる手段を整備

④ 崩壊熱の減少に伴う原子炉圧力の低下以降は、従来より整備済の手段を活用しディーゼル消火ポンプや消防車から原子炉注水。使用済燃料プール蒸散分を補給し水位維持

・以降は外部支援の燃料補給等を受け注水を継続，外部電源復旧等を待ち、使用可能であれば残留熱除去系で原子炉・格納容器の除熱、使用済燃料プールの冷却を復旧

・これらの応急対応により、仮に非常用ディーゼル発電機が全台停止した場合でも、炉心及び燃料の損傷防止が可能であったと判断している。

＜別紙2参照＞

緊急体制-41



非常用ガスタービン発電機
(屋上設置)



緊急時
対策室建屋

<別紙1> 東北地方太平洋沖地震発生時の初動対応(電源確保とプラント冷却)



○地震発生後のプラント冷却状態。**原子炉自動停止**後、主蒸気逃がし安全弁の開閉により原子炉の蒸気を圧力抑制プールに逃がし**原子炉圧力を制御**、ディーゼル発電機の自動起動により**非常用電源を確保**、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により**原子炉に注水し原子炉水位の確保**に成功

○残留熱除去系2系統を起動し、サプレッション・プールの冷却により**原子炉の崩壊熱除去**を開始

平成23年3月11日14時46分
東北地方太平洋沖地震発生

①原子炉自動停止
(制御棒全挿入に成功)

(14:48)

②主蒸気逃がし安全弁により
原子炉圧力を制御

(14:48)

③外部電源が喪失

(14:48)

④非常用DG*2台及び高圧炉心スプレイ系DG*で冷却用の**非常用電源確保**

(14:48)

⑤原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプで
原子炉注水し原子炉水位を確保

(14:48, 14:49)

⑥残留熱除去系2系統によるサプレッション・プールの冷却開始
(海水との熱交換による**崩壊熱除去**)

(15:01~, 16:40~)

⑤原子炉隔離時冷却系ポンプによる**原子炉注水・水位確保**

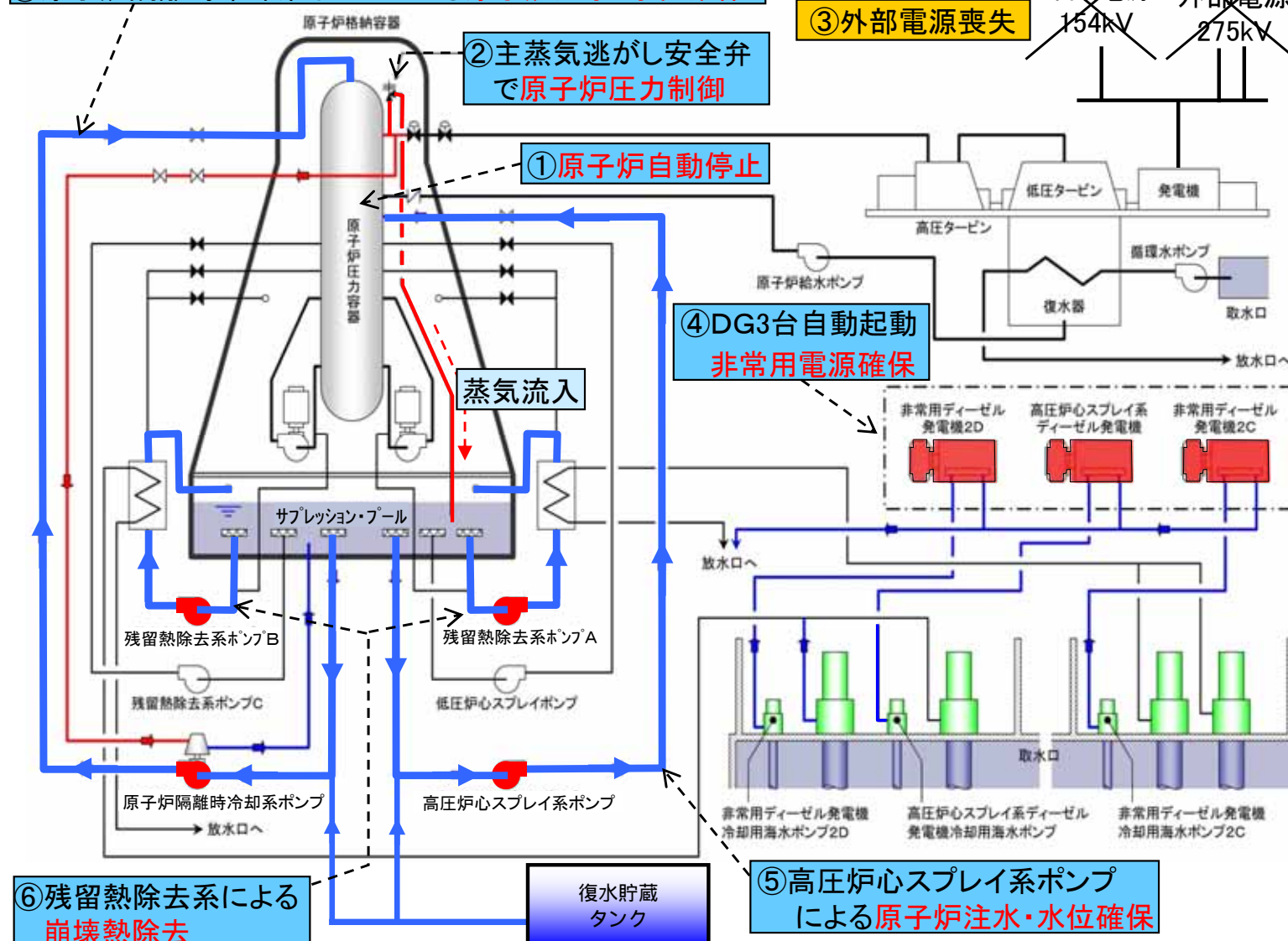
②主蒸気逃がし安全弁で
原子炉圧力制御

①原子炉自動停止

③外部電源喪失

外部電源 154kV
外部電源 275kV

④DG3台自動起動
非常用電源確保

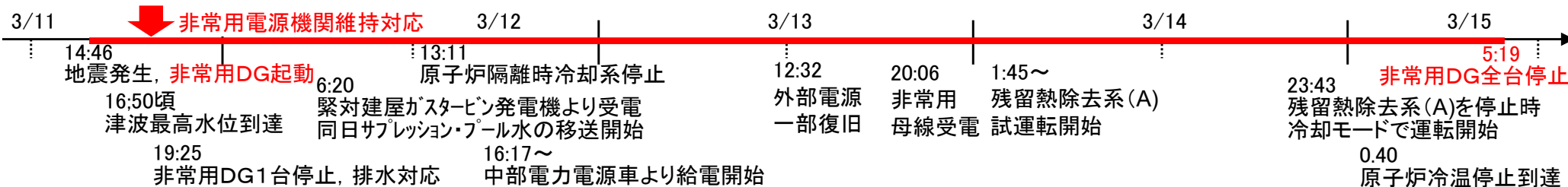


⑥残留熱除去系による
崩壊熱除去

復水貯蔵
タンク

⑤高圧炉心スプレイ系ポンプ
による**原子炉注水・水位確保**

<別紙2> 東北地方太平洋沖地震時の発電所の電源確保対策(1/4)



○外部電源喪失の長期化に対応した**非常用電源の機関の機能維持**に係る発電所運営状況

○非常用ディーゼル発電機の運転継続上必要なメンテナンス項目として、潤滑油の補給, 潤滑油フィルタの切り替え等を**要員が直営で実施**, **非常用ディーゼル発電機*(非常用DG)**を故障等で停止させることなく, 外部電源復旧までの連続運転を達成

*高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む

(1) 非常用DG 潤滑油補給

- ・1日2~3回の潤滑油補給を**自営で実施**
- ・潤滑油を屋外のドラム缶から一斗缶に移し替えて人力で移送, 又は, 停止した非常用DG(2C)の潤滑油を汲み上げて他の2台に活用

(2) 非常用DG 潤滑油フィルタ切替・清掃

- ・ディーゼル機関連続運転に伴い**スラッジ・汚れ等**で潤滑油フィルタの差圧が上昇
- ・非常用DG運転中の**予備フィルタへの切替手順**を作成し直営で切替作業を実施 (3/12 16:30 非常用DG(2D)フィルタ切替実施)
- ・外部電源受電後, **非常用DGを停止してからフィルタの清掃実施***

*フィルタ切替ハンドルによりディーゼル機関運転中の清掃も可能であったが, 外部電源復旧の見通しがあったことから, 慎重を期して機関停止後の清掃実施を判断

(3) 上記対応を可能とした発電所員の現場対応力

- ・非常用DGの所員担当者は, 日頃から保守作業に立ち会い作業内容・方法を習得
- ・所員による直営工事で培われた発想に基づき, 現場で誤らないよう写真付手順書を作成し, これに基づき慎重かつ確実に作業実施



発電機側



機関本体側

非常用ディーゼル発電機



補給口

潤滑油タンク本体

潤滑油タンク

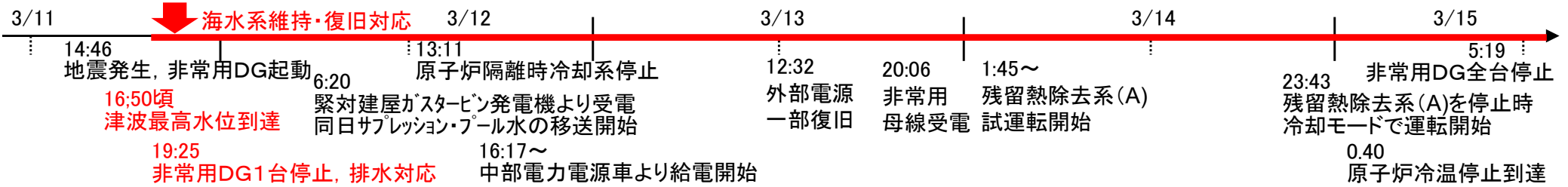


切替ハンドル

フィルタ本体

潤滑油フィルタ

<別紙2> 東北地方太平洋沖地震時の発電所の電源確保対策 (2/4)



○海水ポンプ津波浸水を踏まえた海水系維持・復旧に係る発電所運営状況

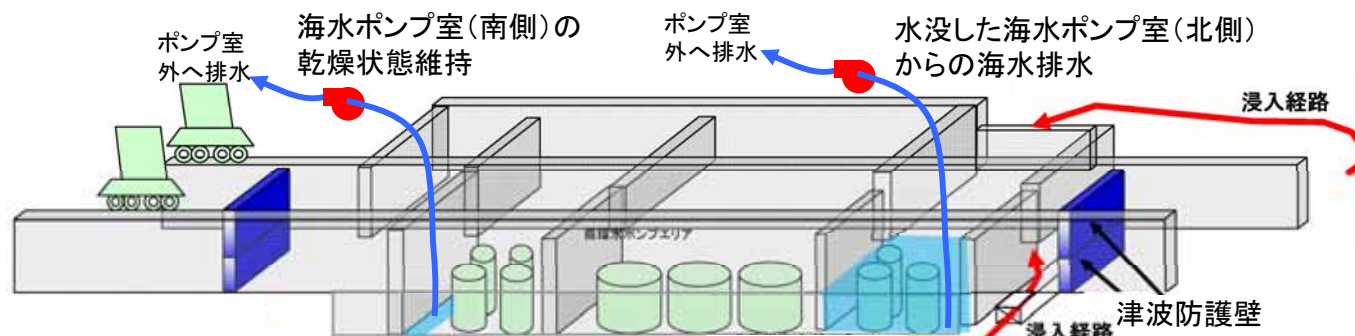
(1) 海水ポンプ室の状況確認

- ①中央制御室 : 19:20 非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ(DG用海水ポンプ)(2C)自動停止(過負荷トリップ)を確認
19:25 非常用ディーゼル発電機(2C)停止・・・非常用DG機関保護のため運転員が手動停止(運転手順どおり)
- ②発電所本部 : 20:00~21:00頃 現場確認のため海水ポンプ室エリアに要員を消防車帯同で派遣し, 以下を確認
 - ・海水ポンプ室(北側 非常用DG2C側) : ポンプ室全体2m水没。DG用海水ポンプ電動機が冠水停止
 - ・海水ポンプ室(南側 非常用DG2D, DGHPCS側) : 溝部30cm深さの溜り水*。全設備が乾燥状態・機能維持

(2) 海水ポンプの機能維持・復旧対応

発電所本部は、海水ポンプ室設備の機能維持・復旧を図るため、南側の海水ポンプのシールドレン水の排水*を優先事項として対応、次いで水没した北側の海水ポンプ室の応急復旧のための排水を判断・指示

- ・発電所内で運用していたエンジン駆動可搬式ポンプを排水に利用
- ・本ポンプの運転作業に精通した東海発電所廃止措置室員と発電所守衛が24時間体制で排水運転・状態監視
- ・これらの対応により、南側海水ポンプ室の乾燥・機能を維持し、水没した北側海水ポンプ室の排水を実行

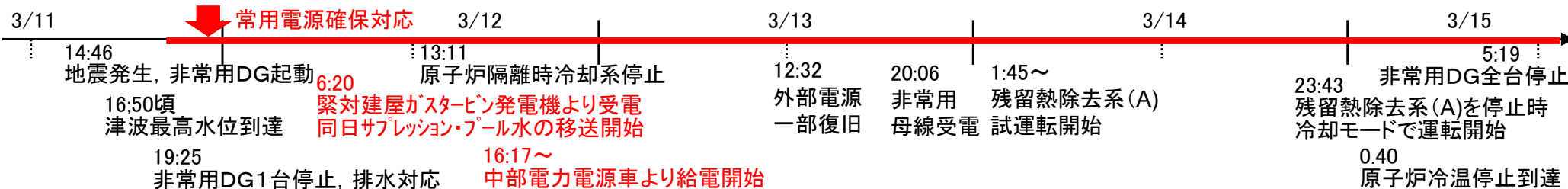


エンジン駆動可搬式ポンプによる海水ポンプ室の乾燥状態維持及び排水作業

*海水ポンプ運転時は回転軸シールド部の潤滑・冷却のため海水を通水する。このシールドレン水は排水ポンプで海水ポンプ室外に移送されるが、外部電源喪失時は常用電源の排水ポンプが停止するため、外電喪失時に海水ポンプを長期間運転する場合はシールドレン水を別の手段でポンプ室外に移送する必要があった。

なお、これらを踏まえた新規基準対策では、排水ポンプを要さずにシールドレン水を逆止弁を介して海水ポンプピットに直接排水する設計に変更している。

<別紙2> 東北地方太平洋沖地震時の発電所の電源確保対策(3/4)



○外部電源復旧までの**常用電源確保**に係る発電所運営状況

○外部電源喪失及び海水ポンプ室への津波浸水後においても、原子炉安全に直接関わる非常用の電源として非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機により2系統を確保

○これらの非常用の電源に加えて、**外部電源の喪失が長期に渡る可能性を考慮し、別途、常用の電源を複数確保し、サプレッション・プール水を処理するための廃棄物処理施設の運転や通信設備の電源、発電所内に滞在する要員の居住性確保用に利用した。またそれらのバックアップとして予備電源を確保**

○これら常用電源は、発電所内設備の応用的な活用、他電力事業所及びプラントメーカーの派遣・支援活動を得て、地震発生の日までに予備含め複数電源を確保

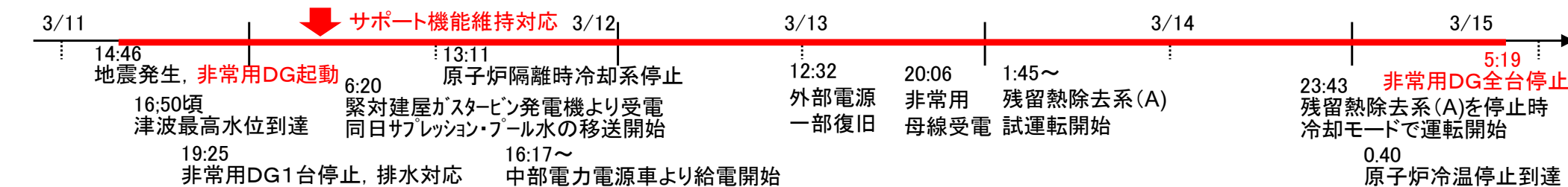
確保した常用電源／使用用途	容量・台数	備考
緊急時対策室建屋 非常用ガスタービン発電機	500kVA × 1台	仮設ケーブルで電源盤に接続して利用
廃棄物処理施設の運転及び通信設備の電源		
高圧電源車による電源確保	300kVA × 3台	中部電力松本営業所より3/12早朝到着
事務本館・協力会社棟の電源(ユーティリティー用)		
低圧電源積載車による電源確保	700kVA × 3台, 他	プラントメーカー手配で3/11深夜到着
予備として確保		
東海発電所(廃止措置中)非常用ディーゼル発電機	500kVA × 1台	非常用ディーゼル発電機は空冷式で利用可能
予備として確保		



緊急時対策室建屋 (当時施工中)*

* 緊急時対策室建屋は当時施工途中だったが、屋上の発電機及び電気系統は竣工しており、この電源系統をプラント側に仮設ケーブルで接続して電源供給

<別紙2> 東北地方太平洋沖地震時の発電所の電源確保対策（4／4）



○前項の常用電源以外のサポート機能の維持に係る発電所運営状況

○地震を起因とした外部電源喪失等への対応の長期化を前提として、発電所本部及び本店は、電源供給の検討、発電機の燃料確保、要員が発電所で活動を続けるためのインフラ等に係る手配を実施
これらの対策で**発電所の長期的な安全確保対策を継続する物的・人的両面のリソースを確保**

①電気関係スタッフの発電所への派遣

- ・本店設計部門より電気関係担当者3名を**電源融通の検討要員として発電所に緊急的に派遣**
(3月12日朝に東京出発: 首都高速／常磐高速道を警察車両が先導して誘導)

②非常用電源の長期的な燃料確保(軽油)

- ・当時より非常用ディーゼル発電機3台の**燃料(軽油)は7日間連続運転可能な貯蔵量を保有**。地震発生当初は外部電源復旧時期が見通せなかったため、**長期的な燃料確保のため近隣の製油所等から緊急輸送を実施し燃料満量を維持**

- ・3月11日～14日で計10回受入
- ・迅速かつ確実な輸送の為、警察車両先導又はタンクローリーに緊急車両指定を取得

③インフラ関係の整備(要員の居住性, 勤務体制の確保)

- ・生活用水が断水したことから、発電所に**仮設トイレを搬送して設置**
- ・発電所外からの**食料品・飲料等の確保及び配給**
- ・ガソリンが不足したため、**バスをチャーターして発電所員や協力会社社員の出退勤用巡回バスを運行**



タンクローリーによる発電所への燃料受入状況
(平成23年当時の写真ではない)

○東海第二発電所で整備する災害対策の組織・体制について、想定される様々な事故に対して網羅性・代表性を有する点について整理する。

- ・ 東海第二発電所には、災害対応に備えた**初動対応要員が休日夜間を問わず24時間39名が常駐**。事象発生後の非常招集により、**2時間以内に111名の災害対策本部体制を確立**
- ・ 発電所内に**常駐する39名は、地震や自然災害等の影響と役割分担を考慮した待機場所に分散**し、自然災害等の影響を受けても初動対応を円滑に行えるように配慮
- ・ 原子炉に被害を与える様々な事故シナリオを考慮し、**初動対応の2時間の間に最も要員数を必要とするケース***で**24名**となり、初動要員はこれを十分上回る**39名**に設定
- ・ 「全交流動力電源喪失＋逃がし弁安全弁1弁開固着」により、事象初期に可搬型設備のポンプ車からの原子炉注水を必要とし、最も初動で要員を必要とする。
- ・ 上記の想定した事故シナリオに、更に、**地震によるがれき散乱や火災発生等の外乱を加えても、初動要員39名の枠内でがれき撤去や初期消火活動が可能**
- ・ また、上記の事故のシナリオ以外の、**設計基準を超える地震・津波・竜巻等の大規模な自然災害や大型航空機の衝突等のテロリズムが生じた場合でも、初動の39名及び本体制の111名により、被災状況を把握し事象の緩和対応プロセスを実行可能**

＜本文5.及び
補足説明
資料7参照＞

2018年12月25日
第12回ワーキング
チーム説明



- ・ 以上のとおり、東海第二発電所で整備する災害対策の組織・体制は、想定される様々な事故に対して網羅性・代表性を有することを確認している。

○東海発電所と東海第二発電所は敷地が隣接しており、平常時の発電所の組織は実質的に一体で運用しているが、緊急時の災害対策本部の体制は両発電所で基本的に分ける運用としている。この扱いについて以下のとおり整理する。

- ・ 福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえて、**両発電所が同時に発災した場合にも、遅滞なく同時並行で対処可能な体制を確立**するのが目的
- ・ 災害対策要員は、**東海発電所を72名、東海第二発電所を111名の体制**
- ・ 各発電所の**専従要員はそれぞれの現場作業及び関連する指示・検討に従事。兼務者は両発電所で共通して行う必要がある作業に従事**
- ・ 各発電所の**専従要員は、東海発電所が58名、東海第二発電所が97名としており、各発電所の状態に応じて重大事故等が発生した際に必要な要員数を確保***
- ・ **両発電所の兼務者14名は、両発電所の状況を総合的に判断する本部長及び対外的な発信と対応を行う要員が該当**

＜本文4.及び
補足説明
資料2参照＞

* 各発電所で必要な災害対策の内容から人数を積み上げ、更に余裕を確保した要員数としている。

- ・ 東海発電所は廃止措置中で燃料をすべて発電所外に搬出済みであり、電源喪失等の緊急時にも早急な原子炉の冷却等を行う必要がないことから、現場作業等に係る専従要員は初期消火活動を担う自衛消防隊を中心とし、東海第二発電所に比べて少ない人数で構成されている。
- ・ 東海発電所で対策本部を設置する事象としては、「廃止措置工事において発生した放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタの破損による敷地境界の線量率の上昇」、「事業所内外運搬で、輸送容器からの放射性物質の流出による放射線量の上昇」等が挙げられる。



- ・ 以上のとおり、**東海発電所及び東海第二発電所の災害対策本部は、同時発災時も並行対処できるよう構成し、特に各発電所の専従要員は各現場作業の内容に応じて必要な人数を確保している。**

(1) 発電所外の原子力事業所災害対策支援拠点の活動継続性の確保 (発電所の重大事故等の進展やその起因事象による複合災害を考慮)

- 原子力災害等発生時には、炉心損傷後の格納容器ベントの実施等により、**発電所から放射性物質の放出が行われる場合**が有り得る。また、**自然災害等により発電所を含む地域が被害を受ける**可能性がある。このような場合の原子力事業所災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）の活動性を維持するための方策を以下に示す。



東海第二発電所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

- ・ 支援拠点の候補地として、方位、距離が異なる**6地点を選定**
 - ・ 支援拠点候補地は、発電所から海側となる東方を除いて、**北方、西方、南方に分散して選定**
 - ・ 発電所からの距離は、一定の離隔距離を確保しつつ支援が迅速に行えるよう、**概ね10km～20kmの間**で選定
- ・ 原子力災害時の風向・風速及び放射性物質の飛散範囲は確定できないが、これらの**分散配置の対応**により、重大事故の事象進展期間に渡って、6地点のうち何れの候補地を実際の支援拠点として活用していく。
- ・ また、事故と自然災害の同時発生を想定し、発電所から一定の**離隔距離を確保**し、かつ、**海岸に近い候補地は高所（標高30m程度）とし、また、鉄筋コンクリートの建物や広いグラウンドを確保**する等により、地震、津波等発生時の拠点の耐性をできるだけ高めるようにしている。
- ・ 更に、活用中の支援拠点が何らかの不測の事態で**継続使用困難になった場合には、他の使用可能な候補地に移転する**等、状況に応じて臨機応変な対応を図る。



- ・ これらの対応により**支援拠点の活動継続性を確保**していく。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点等からの運搬手段の多様性確保及び同拠点を含めた訓練実施

○ 原子力災害等の発生後、支援拠点から発電所には災害対応・復旧支援のための要員・資機材を搬送する。

発電所付近の道路に交通障害等が生じた際の輸送手段の柔軟性及び支援拠点の運営訓練の対応は以下のとおり。

- 原子力災害発生時において、発電所は7日間は所内に備蓄した資機材(燃料, 食料, 消耗品, 汚染防護服・放射線管理資機材等)により対処が可能である。
- 原子力災害発生と同時に、発電所に至る道路が地震等で大きな被害を受けた場合でも、概ねこの7日間の間には道路の応急復旧に期待できると考えられ、7日以降は陸路による外部支援を基本とする。
- しかしながら、何らかの不測の事態による陸路による外部支援が困難な場合や、迅速な外部支援を必要とした場合に備えて、ヘリコプターを活用した空路による支援策も整備している。

- 東京及びつくば市内のヘリポートに常駐のヘリコプターを優先的に使用可能な契約を締結済み(所要時間:30分~1時間)
- 発電所内及び発電所近傍の当社所有地にヘリコプターが離発着できる飛行場外離着陸場を確保済み



発電所付近の飛行場外離着陸場の位置

- ヘリコプターの活用は、実際にヘリコプターの運航訓練を行っている。＜別紙参照＞
- 支援拠点の運用は、これまで資機材の整備及び定期的な点検、支援拠点のうち一部機能(スクリーニングエリア)の設置・運営の訓練を行っている。＜別紙参照＞
- 今後の対応として、防災訓練等に合わせた支援拠点全体の設置・運営まで通した訓練も導入していくこととする。



- これらの対応により、原子力災害時の発電所への支援の確実性を高めていく。

① 支援用ヘリコプター運航訓練

発電所で原子力災害が発生した際には、オフサイトセンター内に設置される原子力災害合同対策協議会に会社を代表する者を派遣する必要がある。**事象発生後初期で道路状況が劣悪な状況を想定し、東京からヘリコプターを活用したオフサイトセンター(茨城県ひたちなか市)への派遣訓練を実施している。**

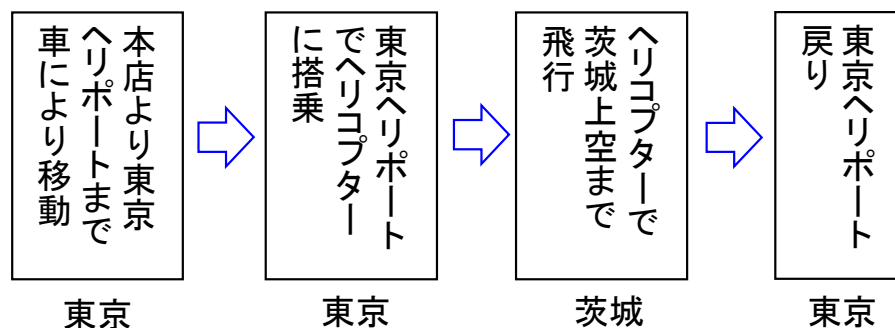
・ヘリコプターを活用したオフサイトセンター派遣訓練 (2020年実施例)

実施場所

- ✓ 東京ヘリポート及び東京－茨城県上空(オフサイトセンターまでの飛行経路を模擬)

実施項目

- ✓ 本店(東京地区)から車両によるヘリポートへの移動及びヘリコプターへの搭乗手順の確認、茨城県上空までの飛行



ヘリコプターを活用した
オフサイトセンター派遣訓練 実施状況

② 支援拠点の設置・運営訓練

支援拠点の設置・運営に係る設営手順の実効性を確認するため、実動訓練を実施している。

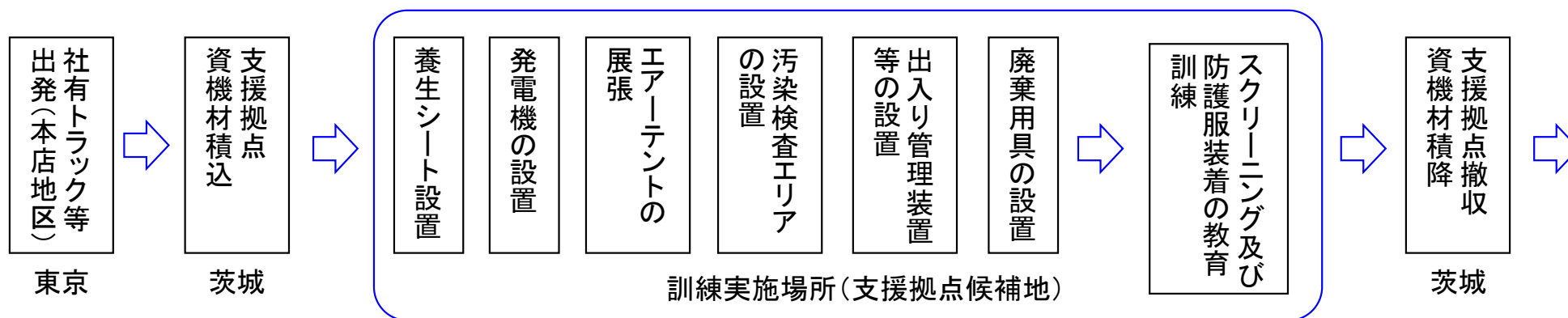
・原子力事業所災害対策支援拠点のうちスクリーニングエリアの設置・運営訓練（2021年実施例）

実施場所

✓(株)日立パワーソリューションズ勝田事業所内グラウンド(支援拠点の候補地6地点の一つ)

実施項目

- ✓(1) 設営手順に基づく支援拠点のうちスクリーニングエリアの設置・運営
- ✓(2) 支援拠点用資機材動作確認等



訓練結果

- ✓ 設営手順に基づき、班長指示のもと資機材の確認、運搬及び設営が実施でき、手順の実効性を確認した。訓練時の気づきは今後改善を図り次回以降の訓練に反映し検証していく。



資機材の確認，運搬



支援拠点設営（エアテント設置）



スクリーニング教育・訓練



防護服装着教育・訓練

原子力事業所災害対策支援拠点のうちスクリーニングエリアの設置・運営訓練 実施状況

- 電力事業者が共同で、原子力発電所での緊急事態対応を支援するための組織を設立
- 必要なロボットや除染設備を配備し、各事業者の要員訓練を実施
- 万一の緊急時には、これらの資機材を発電所に向けて輸送し、支援を実施

支援組織(美浜原子力緊急事態支援センター)

【緊急時】

【平常時】



- 要員の訓練, 育成
- 緊急時の連絡体制確保
- 資機材の維持管理, 保守・改良

出動要請



事故状況把握



要員参集



要員・資機材の搬送

発災発電所

無線ヘリ

小型ロボット

無線重機



屋内外の情報収集

障害物・瓦礫の撤去

災害対策支援拠点

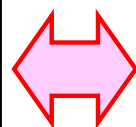
資機材車

要員輸送車

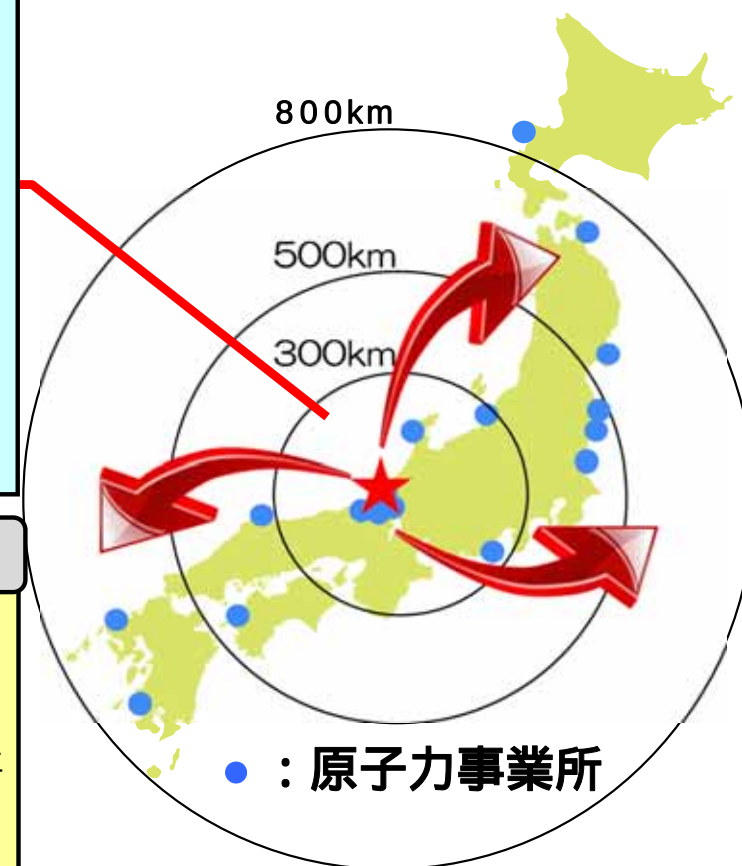
燃料輸送車



- 資機材, 要員の拠点
- 現地の全体統括
- 資機材修理



要員・
資機材



- 原子力緊急事態支援組織におけるロボット基本操作の訓練に加え、事業者の防災訓練に参加し、連携状況を確認

ロボット操作訓練 実施状況



開錠しドアノブを掴んで開放し通過



制御盤を開放しスイッチ操作



暗闇での障害物撤去



バルブの開閉操作

事業者の防災訓練参加



発電所内での訓練



資機材搬送訓練

➤ 美浜原子力緊急事態支援センター概要

遠隔操作ロボットの訓練設備や資機材搬送用のヘリポートなどを整備し日々訓練を実施



ヘリポート(資機材空輸)



事務所棟 訓練施設



美浜原子力緊急事態支援センター拠点施設の全景
緊急体制-56

- 運営主体: 電気事業連合会,
日本原子力発電
- 所在地 : 福井県三方郡美浜町
- 敷地面積 : 約26,000m²
- 施設概要 :
 - ・事務所棟
ロボット走行室, 操作室, 会議室,
執務室等
 - ・資機材保管庫・車庫棟
ロボット資機材, 搬送車両等の保管
庫, 非常用発電機室等
 - ・屋外訓練フィールド
無線重機、無線ヘリコプター等訓練
 - ・ヘリポート
ロボットを輸送可能なヘリコプター
の離着陸

➤ 美浜原子力緊急事態支援センター活動実績(例)

資機材搬送に係わる陸路遮断時の民間フェリーを活用した航路確認を2019年度(九州方面)、2020年度(北海道方面)に引き続き、仙台・名古屋航路の確認を行った。

この航路確認においては、前2回の航路確認での課題としていた支援センター所有の大型車両(25t車両)について、車両固縛箇所が少ないことに対し、対策した結果を乗船して確認した。



【車両用固縛リング 2020年度取付】

支援センター所有25t車両



固縛用リング取付箇所



固縛用リング取付箇所

片側面3カ所 固縛用リング取付け(両側…計:6箇所)

【結果】

車両に追設した固縛用リングについて、重機を積み込んだ状態においても、効果的に固縛ができることを確認した。

重機を積み込んだ状態で乗船

【仙台港】



太平洋フェリー(きそ)
総トン数:15,795トン



支援センター所有25t車両



支援センター所有8t車両



船内25t車両固縛状態(一部)



25t車両

8t車両

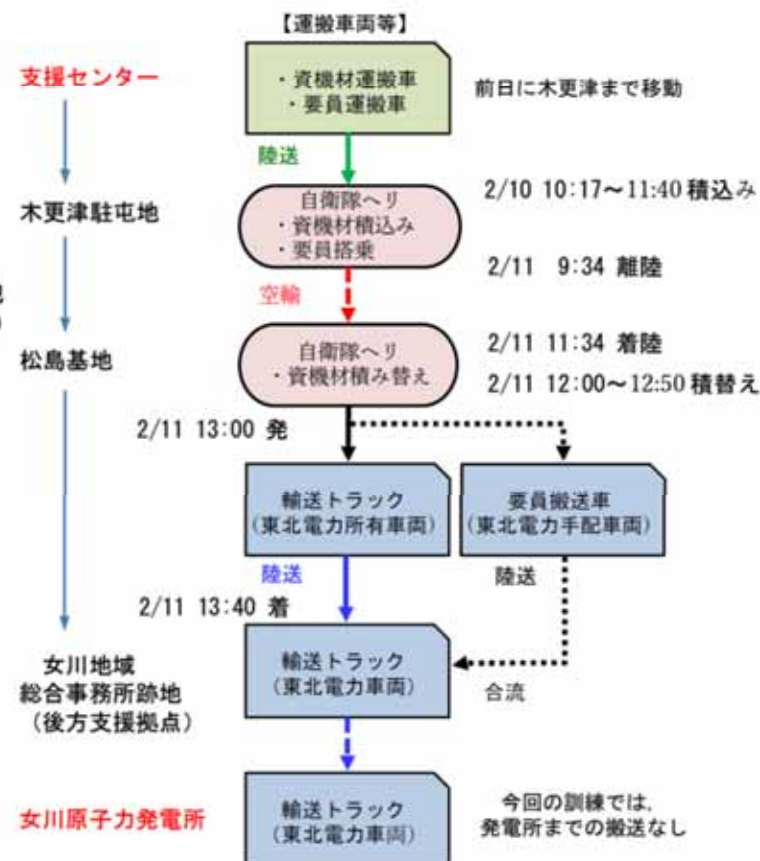
支援センター所有車両船内

➤ 美浜原子力緊急事態支援センター活動実績(例)

2019年度の国原子力総合防災訓練（中国電力：島根原子力発電所）に引き続き、2021年度の国原子力総合防災訓練（東北電力：女川原子力発電所）において、支援センター、自衛隊及び事業者を含めた総合的な実搬送訓練（以下「支援資機材搬送訓練」という。）を実施した。

2021年度の支援資機材搬送訓練は、関東以北の陸路が遮断されたとの想定のもと、支援センター（福井県）から資機材陸路搬送途中における自衛隊とのピックアップポイントを設け、資機材を自衛隊ヘリに載せかえて空輸し、その後、事業者側（東北電力）所有の車両に支援資機材を積替え、女川原子力発電所後方支援拠点（宮城県）まで搬送する連携訓練を実施した。

自衛隊指定場所：「木更津駐屯地」、「松島基地」



東北電力車両：2tトラック（2台）、ワゴン車（1台）、支援要員搬送車（2台）

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正 ページ	改正概要	改正理由	備考
1	第11回	資料2-6	4	・備考欄の参照ページを修正	記載適正化	敦賀発電所2号機審査資料の不適切事案による東海第二発電所への影響確認により一部修正
2	第11回	資料2-6	5	・「加入電話設備（加入電話機・加入FAX）【有線、衛星】」を「加入電話設備（加入電話機・FAX）【有線、衛星】、加入電話設備（PHS端末）」へ修正	記載適正化	同上
3	第11回	資料2-6	6	・「専用電話」を「専用電話設備」へ修正	記載適正化	同上
4	第11回	資料2-6	8	・「テレビ会議（社内）」を「テレビ会議システム（社内）」へ修正	記載適正化	同上
5	第11回	資料2-6	11	・「非常用ディーゼル発電機」を「非常用ディーゼル発電機等」へ修正	記載適正化	同上
6	第11回	資料2-6	14	・通信設備（発電所内）の多様性の表中、「携行型有線通話装置」を「携行型優先通話装置」へ修正	記載適正化	同上
7	第11回	資料2-6	15	・「自治体」を「地方公共団体」へ修正	記載適正化	同上
8	第11回	資料2-6	18	・「[2-5-8再掲]」を「[2-6-9再掲]」へ修正	記載適正化	同上
9	第11回	資料2-6	19	・「[2-5-9再掲]」を「[2-6-10再掲]」へ修正	記載適正化	同上
10	第11回	資料2-6	20	・図中の黒枠となっていた充電池を赤枠の充電池へ修正 ・ページ番号の上、「中央制御室における通信連絡設備の電源構成」に「[2-6-7再掲]」を追記	記載適正化	同上
11	第11回	資料2-6	21	・ページ番号の上、「緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成」に「[2-6-8再掲]」を追記	記載適正化	同上
12	第11回	資料2-7	5	従来から備えている放射線防護具類の配備数について、以下のとおり修正 ・電子式個人線量計「54台」を「57台」 ・タイベック（汚染防護用装備）「54組」を「57組」 ・全面マスク（ダスト・マスク）「54個」を「57個」 ・チャコールフィルタ「54個」を「114個」 ・アノラック（PVAスーツ）「54組」を「57組」	記載修正	同上
13	第11回	資料2-8	24	従来から備えている放射線防護具類の配備数について、以下のとおり修正 ・電子式個人線量計「54台」を「57台」 ・タイベック（汚染防護用装備）「54組」を「57組」 ・全面マスク（ダスト・マスク）「54個」を「57個」 ・チャコールフィルタ「54個」を「114個」 ・アノラック（PVAスーツ）「54組」を「57組」	記載修正	同上
14	第15回	資料1-2補足説明	26	・「外部電源喪失＋最終ヒートシンク喪失（RCIC成功）」を「外部電源喪失＋最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後RCIC停止）」へ修正	記載修正	同上
15	第15回	資料1-2補足説明	42	・＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞において、格納容器破損モード欄の下から3行目の「後続事象（原子炉圧力容器破損）」を「過温破損」へ修正	記載修正	同上
16	第15回	資料1-2補足説明	52	・■重要事故シーケンス選定の考え方において、「炉心損傷防止」を「燃料損傷防止」へ修正	記載適正化	同上
17	第16回	資料3	論点 No. 60- 23	従来から備えている放射線防護具類の配備数について、以下のとおり修正 ・電子式個人線量計「54台」を「57台」 ・タイベック（汚染防護用装備）「54組」を「57組」 ・全面マスク（ダスト・マスク）「54個」を「57個」 ・チャコールフィルタ「54個」を「114個」 ・アノラック（PVAスーツ）「54組」を「57組」	記載修正	同上

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正 ページ	改正概要	改正理由	備考
18	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	7	・「燃料被覆管の最高温度<1200℃」を「燃料 被覆管の最高温度≤1200℃」へ修正	記載適正化	同上
19	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	12	表の着眼点欄の記載を修正。 ・高圧・低圧注水機能喪失の⑤、⑥ ・高圧注水、減圧機能喪失の③	記載修正	同上
20	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	26	・「年超過確率は 10^{-6} を下回り」を「年超過確 率は 10^{-6} 程度」へ修正	記載修正	同上
21	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	82	「<」を「≤」へ修正。 炉心損傷防止対策 ・燃料被覆管の最高温度≤1,200℃ ・燃料被覆管の酸化量≤15% ・敷地境界での実効線量≤5mSv 格納容器破損防止対策 ・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力≤ 2.0MPa[gage] ・格納容器内酸素濃度≤5vol%	記載適正化	同上
22	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	83	①事故シーケンスの記載修正 全交流動力電源喪失 ・「RCIC成功」を「蓄電池枯渇後RCIC停止」へ 修正 ・外部電源喪失＋非常用D/G失敗＋逃がし安 全弁再閉鎖失敗に（HPCS失敗）を追加 ②主な炉心損傷防止対策の記載修正 崩壊熱除去機能喪失 ・「フィルタベント設備」を「格納容器圧力逃 がし装置」へ修正	記載修正	同上
23	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	84	主な炉心損傷防止対策の記載修正 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） ・「原子炉注水」を「手動減圧」へ修正	記載適正化	同上
24	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	87	評価結果（判断基準）欄の記載修正 ・「①燃料被覆管温度（<1,200℃）」を「①燃 料被覆管温度（≤1,200℃）」へ修正	記載適正化	同上
25	第21回	東海第二発電所 重大事故等に対する安全 対策の手順及び有効 性評価について（改訂 版）	95	評価結果（判断基準）の記載修正 原子炉冷却材の流出 ・「①燃料有効長頂部から約2.1m」を「①燃料 有効長頂部から約15m」へ修正 ・「②確保可（・・・約1.7m上）」を「②確保 可（・・・約2.6m上）」へ修正	記載修正	同上
26	第22回	東海第二発電所 地震対策への対応につ いて（改訂版）	400	・まとめ資料（地震対策）への22回WT論点説明 資料の一部（論点No. 23-14ページ）追加	記載適正化	同上
27	第23回	外部事象対策について （改訂版）・（自然事 象（地震・津波を除 く）及び人為事象への 対応）	153～ 155	・日立LNG基地のガスタンクからの大量漏えいに 係る検討評価を追加 （論点No. 59の反映）	委員指摘事項及 び県民意見への 回答による資料 修正	
28	第23回	電源設備への対応につ いて（改訂版）	54	・逃がし安全弁用可搬型蓄電池に関して別紙を 参照 （論点No. 113の反映）	当回WTの個別論 点資料からの新 規追加分	
29	第23回	電源設備への対応につ いて（改訂版）	60	・「<別紙3> 逃がし安全弁による原子炉減圧 機能の強化内容」を追加 （論点No. 113の反映）	当回WTの個別論 点資料からの新 規追加分	
30	第23回	電源設備への対応につ いて（改訂版）	61	・「<別紙4> 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の 配置」を追加 （論点No. 113の反映）	当回WTの個別論 点資料からの新 規追加分	
31	第23回	特別点検、劣化状況評 価及び保守管理に関す る方針について（改訂 版）	163～ 165	・グラフの凡例の適正化 ・関連温度移行量が負値のデータへの中性子照 射量の追記 （論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及 び県民意見への 回答による資料 修正	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
32	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	167	・関連温度評価を全ての部位で実施した旨の追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
33	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	170	・原子炉運転期間中の温度条件の記載について追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
34	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	172	・熱影響部の監視試験結果の母材による包絡性、関連温度及び最低使用温度評価に保守性ある旨を追記（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
35	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	175	・グラフの凡例の追加（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
36	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	179	・監視試験の保守性の整理について追加（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
37	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	183～185	・第5回目の監視試験方法、監視試験の母材による代表性に関する知見について追加（論点No. 173, 174, 175の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
38	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	292～293, 305	・指示、指示模様、欠陥、ひびについて用語をひび割れで統一（第22回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
39	第23回	特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について（改訂版）	345	・特別点検で溶接金属、熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められなかった旨を追加（第22回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
40	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	11	・要員数の図の適正化（論点No. 115の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
41	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	15	・参集要員に関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
42	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	17	・参集ルートに関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
43	第23回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について（改訂版）	20	・要員の運搬及び資機材等の輸送についての説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
44	第23回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	73～76	・手順書の体系と概要の説明ページを追加 ・手順書の作成にあたって考慮する事項の説明ページを追加（論点No. 112の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
45	第23回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	81	・要員数の図の適正化（論点No. 115の反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
46	第23回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	85	・参集要員に関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
47	第23回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	87	・参集ルートに関する説明ページを追加（論点No. 115の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
48	第23回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	37～43	・特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更についての説明ページを追加（論点No. 104・107の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
49	第23回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	44～47	・格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フローの説明ページを追加（論点No. 105の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
50	第23回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	48～56	・重大事故等対処設備の重要度の区分の説明ページを追加（論点No. 111の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
51	第23回	計装設備への対応について（改訂版）	—	・まとめ資料として新規作成 ・第11回資料2-4、第23回分のうち論点No. 107及び論点No. 121を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正ページ	改正概要	改正理由	備考
52	第24回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・（改訂版）	13	・一斉通報システムが使えない場合の対応について追記（第23回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
53	第24回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・（改訂版）	18～20	・発電所への外部支援に関する説明ページを更新（論点No. 108の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
54	第24回	緊急時対応組織体制・緊急時応援体制について・（改訂版）	49～58	・災害対策支援拠点の運用性確保に関する説明ページを追加（論点No. 147, 148の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
55	第24回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	—	・まとめ資料として新規作成 ・第12回資料3-4, 第24回分のうち論点No. 137, 149, 150, 153, 154, 155, 158を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
56	第24回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	33, 37, 38	・発電長と災害対策本部長の権限について補足（第23回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
57	第24回	重大事故等対策に係る訓練への対応について（改訂版）	36	・緊急時対応の体制等の整備スケジュールを追加（第15回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
58	第24回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	49	・代替循環冷却系の使用可否での格納容器容器ベント時間の説明ページを更新（論点No. 122の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
59	第24回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	73, 77, 78	・発電長と災害対策本部長の権限について補足（第23回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
60	第24回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	74, 75	・論点説明にあたり朱書き・下線強調した箇所を反映（論点No. 149, 150, 153, 154, 158の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
61	第24回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	85	・一斉通報システムが使えない場合の対応について追記（第23回委員指摘反映）	委員指摘事項及び県民意見への回答による資料修正	
62	第24回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	138～147	・事故シーケンスの選定方法の着眼点について説明ページを追加（論点No. 114の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
63	第24回	重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について（改訂版）	148～150	・重大事故等対策の有効性評価に係る各種解析等の保守性の説明ページを追加（論点No. 118の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
64	第24回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	57, 58	・格納容器ベント系配管による線量影響の説明ページを追加（論点No. 106の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
65	第24回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	59～61	・重大事故等対策における冷却系統の信頼性及び位置付けの説明ページを追加（論点No. 119の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
66	第24回	停止・冷却設備への対応について（改訂版）	62, 63	・重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方の説明ページを追加（論点No. 120の反映）	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
67	第24回	事故対応基盤について（監視測定設備への対応）（改訂版）	—	・まとめ資料として新規作成 ・第11回資料2-5, 第24回分のうち論点No. 102を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
68	第24回	格納容器内の冷却・閉じ込め設備への対応について（改訂版）	—	・まとめ資料として新規作成 ・第9回資料3-2, 第24回分のうち論点No. 103, 122を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	
69	第24回	事故対応基盤について（緊急時対応資機材への対応）（改訂版）	—	・まとめ資料として新規作成 ・第11回資料2-8, 第24回分のうち論点No. 123, 135を統合	当回WTの個別論点資料からの新規追加分	

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム 説明資料改正履歴

No.	WT説明回	改正資料名称	改正 ページ	改正概要	改正理由	備考
70	第24回	事故対応基盤について (緊急時対応資機材への 対応) (改訂版)	12	・放射性物質吸着材の写真を更新 (論点No. 149, 150, 153, 158の反映)	今回WTの個別論 点資料からの新 規追加分	