

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15回)
ご説明資料

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

2019年6月26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	1-2-4
2. 重大事故等対策の有効性評価	1-2-7
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出	1-2-8
4. 事故シーケンスの選定	1-2-9
5. 有効性評価の具体例	1-2-14
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価	1-2-58
7. まとめ	1-2-60

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)

第14回ワーキング
チームでご説明

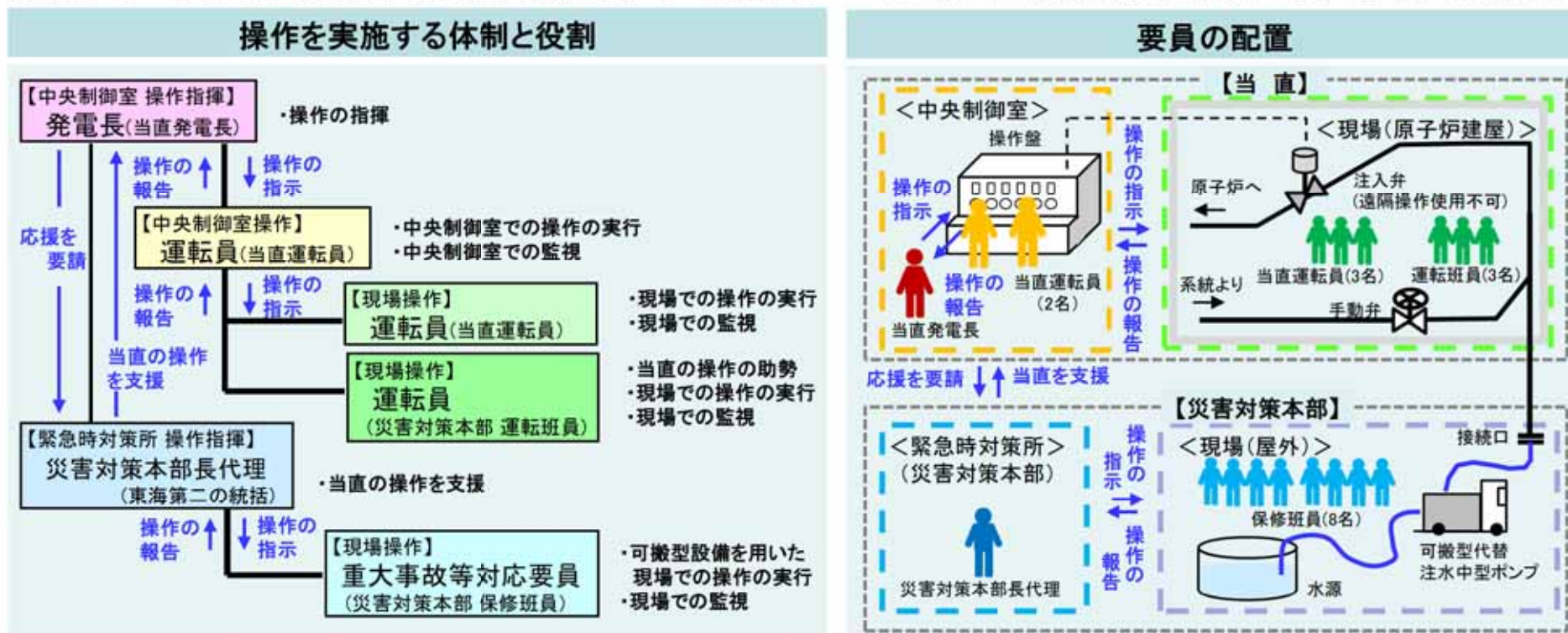
- (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失
 - (3) 使用済燃料プール水の漏えい
 - (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・温度による静的負荷
 - (5) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱
 - (6) 大気中へのCs-137放出量評価
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価

今回ご説明範囲

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については補足説明資料(1-2-74~77), 要員の非常召集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)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	
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

指揮命令, 対応手順

- ① **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)
- ② **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**』
- ③ **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**』
- ④ **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**』
- ⑤ **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**』
- ⑥ **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』
- ⑦ **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**』
- ⑧ **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**』
- ⑨ **発電長**⇒**運転員等**: 指示
『原子炉への**注水の確認**』
- ⑩ **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**』
- ⑪ **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**』

- 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**。

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	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
評価事項	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	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	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	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	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	通信連絡に関する手順等
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。

【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°C,
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(1-2-81)を参照

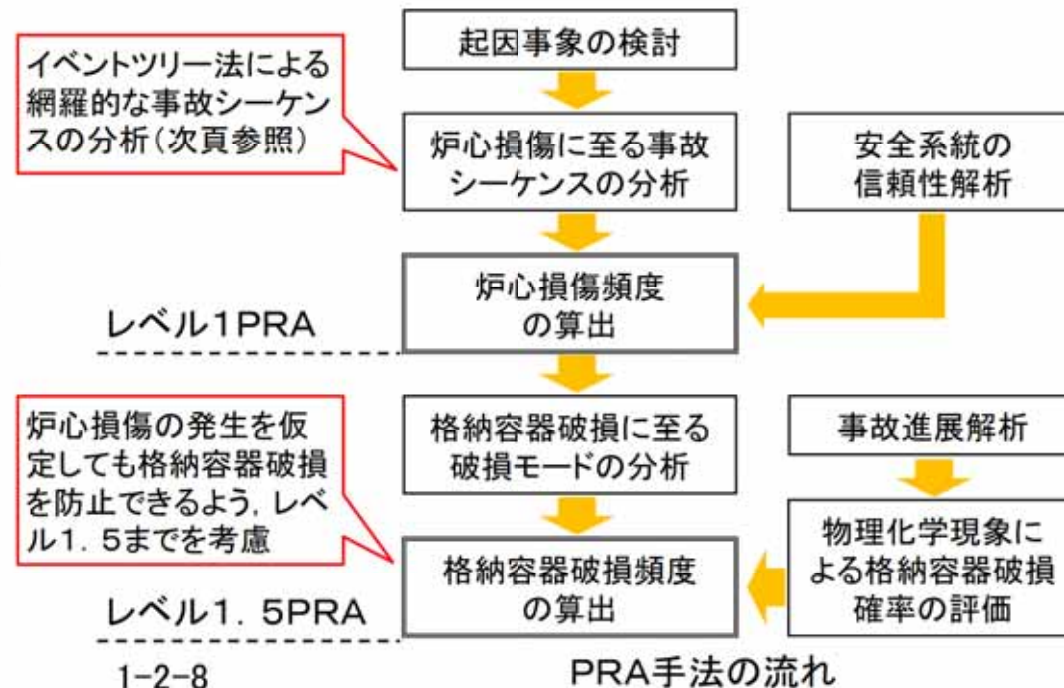
【事故シーケンス選定の考え方】

- **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システム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
- ・ 安全システム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(安全システムの信頼性解析)
- ・ 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



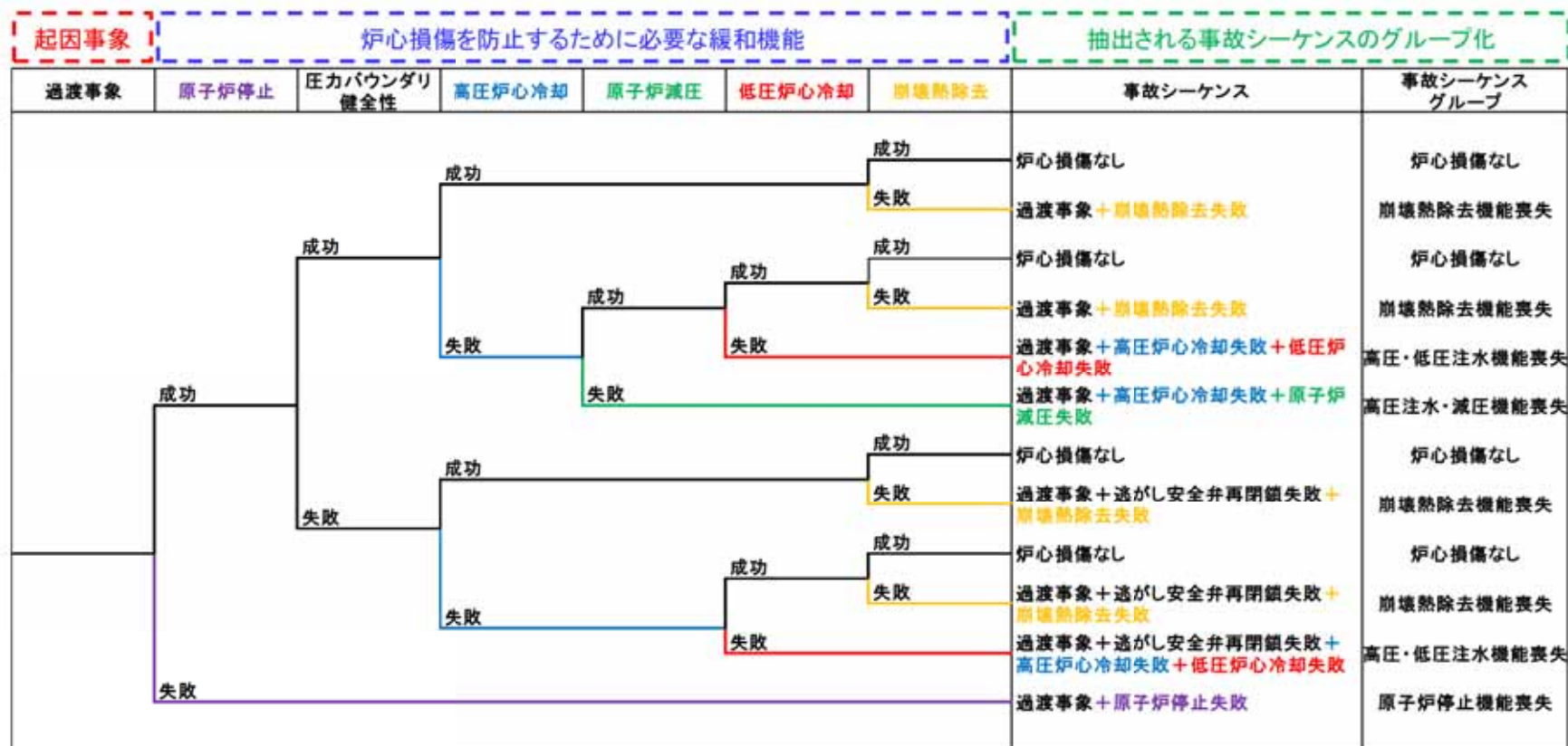
4. 事故シーケンスの選定(1/5)

- 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

【PRA※1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

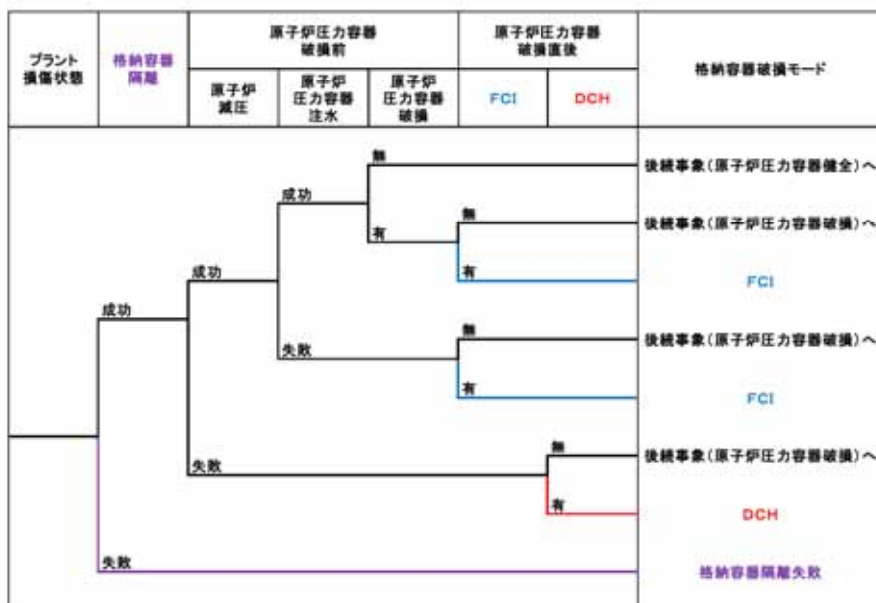
※2 イベントツリー法は, 炉心損傷を防止するために必要な緩和機能の成否を分岐として設定し, 炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための手法

4. 事故シーケンスの選定(2/5)

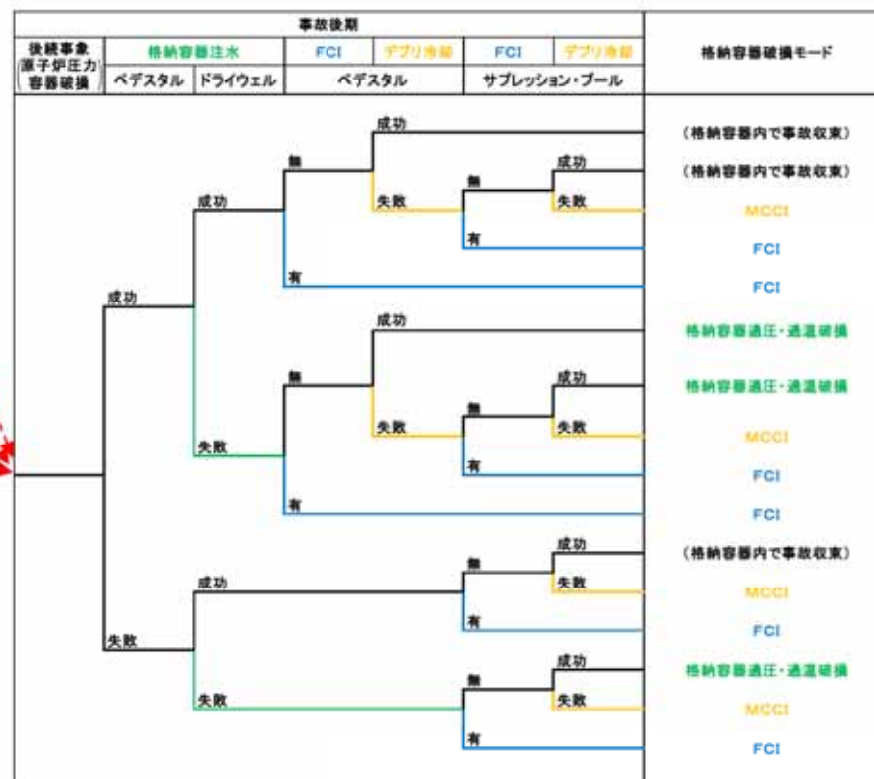
【格納容器破損イベントツリー】

- 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

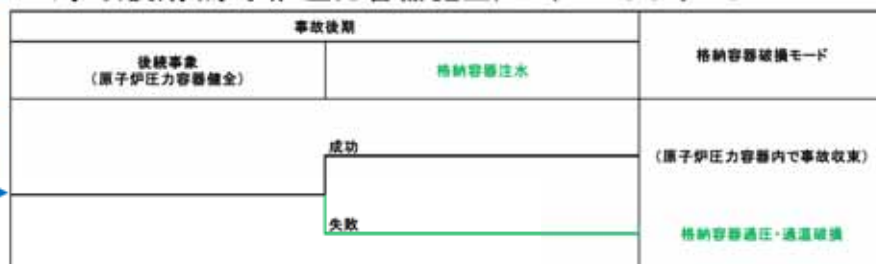
＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞



＜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＞



4. 事故シーケンスの選定(3/5)

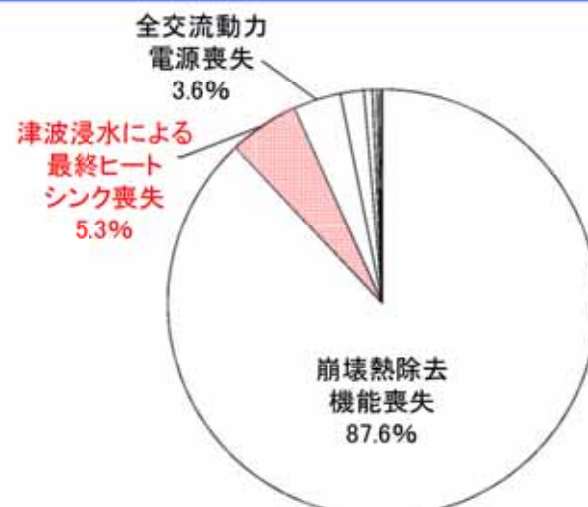
【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 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)

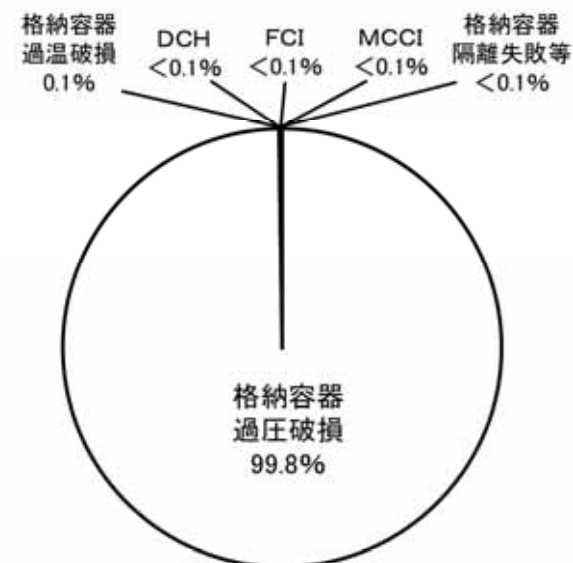
➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出

【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)
- ✓ 原子炉圧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



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)

- 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
	⋮	中	中	中	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るため、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(1-2-82~85)、有効性評価結果については補足説明資料(1-2-86~94)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)

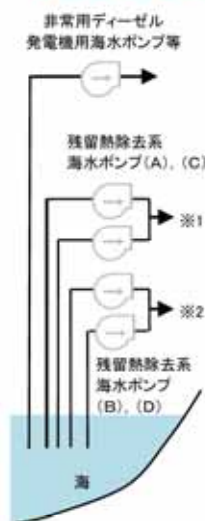
第14回WT資料の一部修正



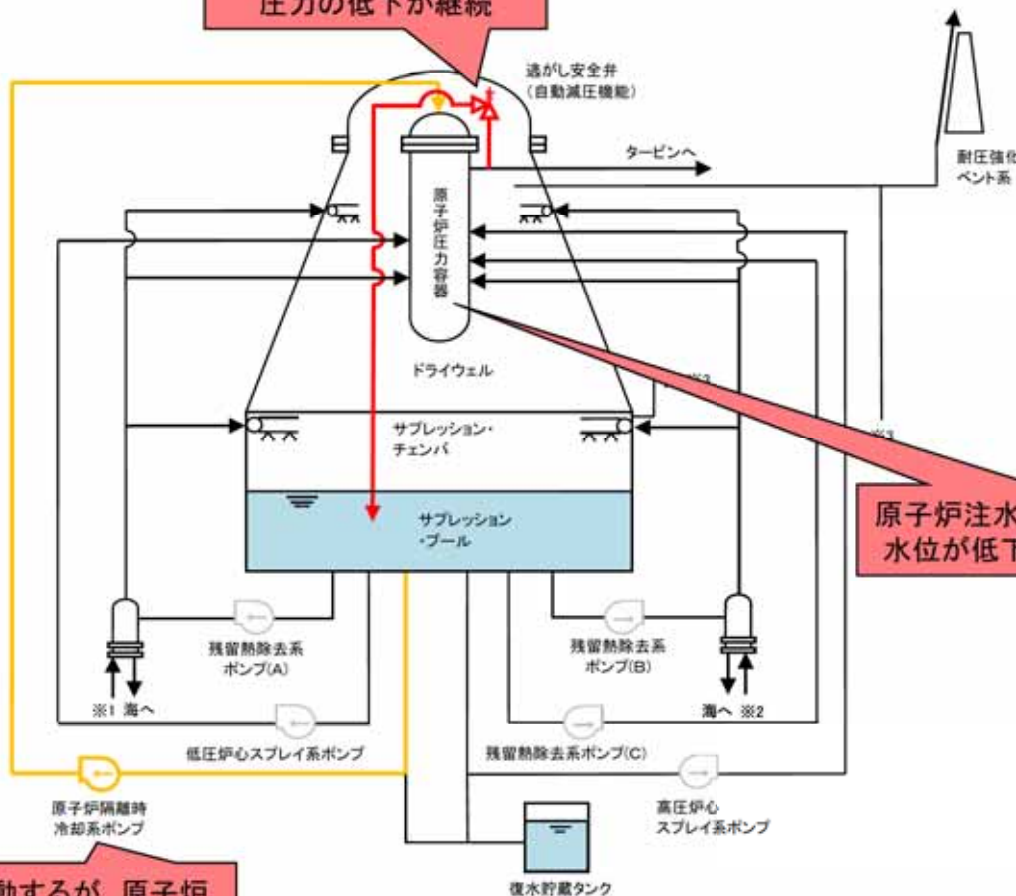
【事故シーケンスグループの特徴】

- 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。

(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



対策前

(5), (6) 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

(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)

第14回WT資料の一部修正



【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。

従来の方策における事象進展	新たな方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	① 全交流動力電源喪失の発生	● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能	
(2) 逃がし安全弁の開固着	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	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)	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	⑤ 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
(6) 炉心損傷	⑥ 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)		
	⑦ 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)	● 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	
	⑧ 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	● 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	
	安定状態		

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)

第14回WT資料の一部修正



【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						
③ 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						
⑤ 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					
⑤ 逃がし安全弁による原子炉減圧	【1人】 B			1分	手順3					
⑤ 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						
⑥ 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			
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						
⑦ 常設代替高圧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
⑧ 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

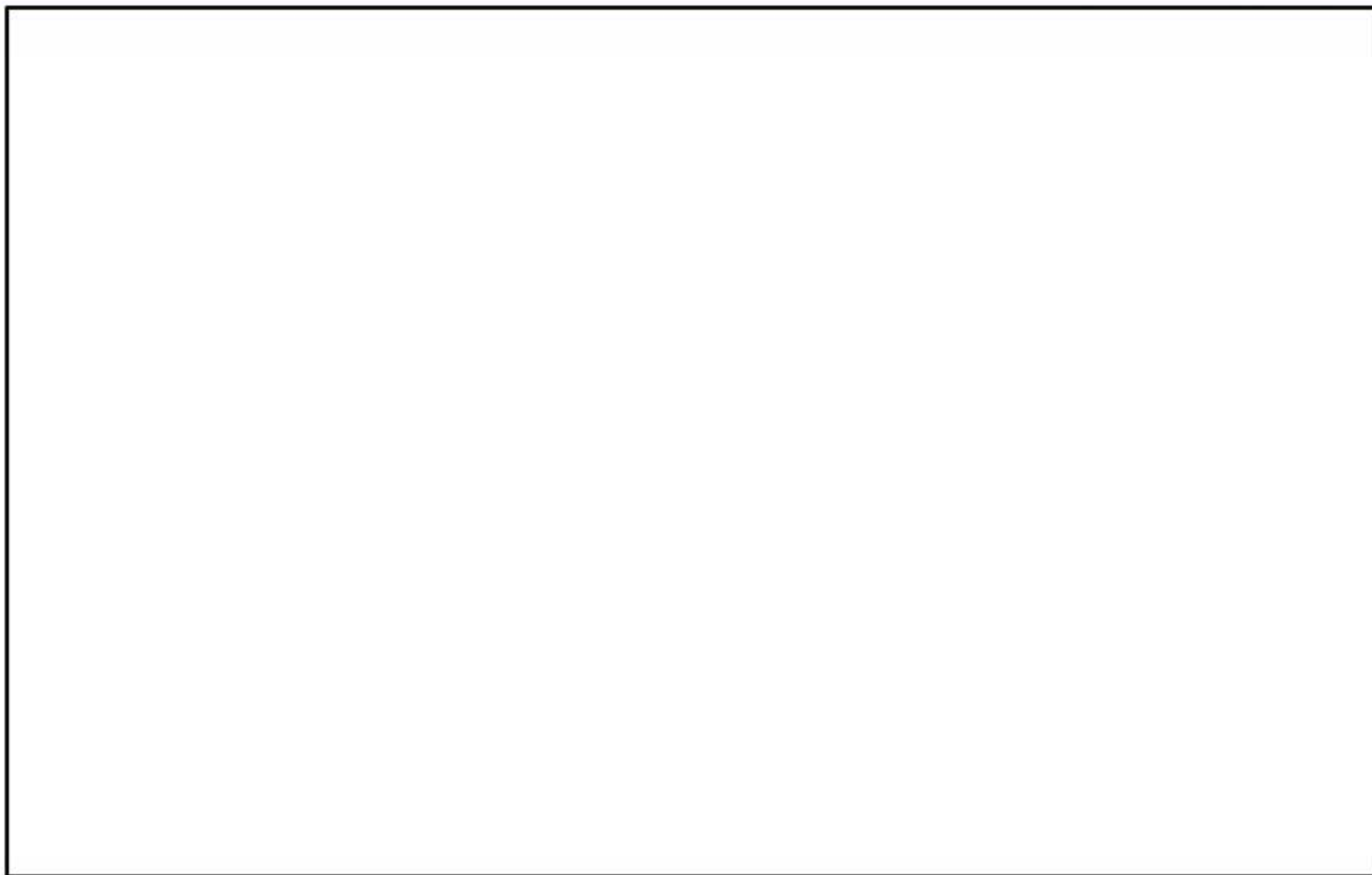
初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77), 参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)を参照

※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)

第14回WT資料の一部修正



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(1-2-106)参照

屋内外作業における要員等の動線図

1-2-17

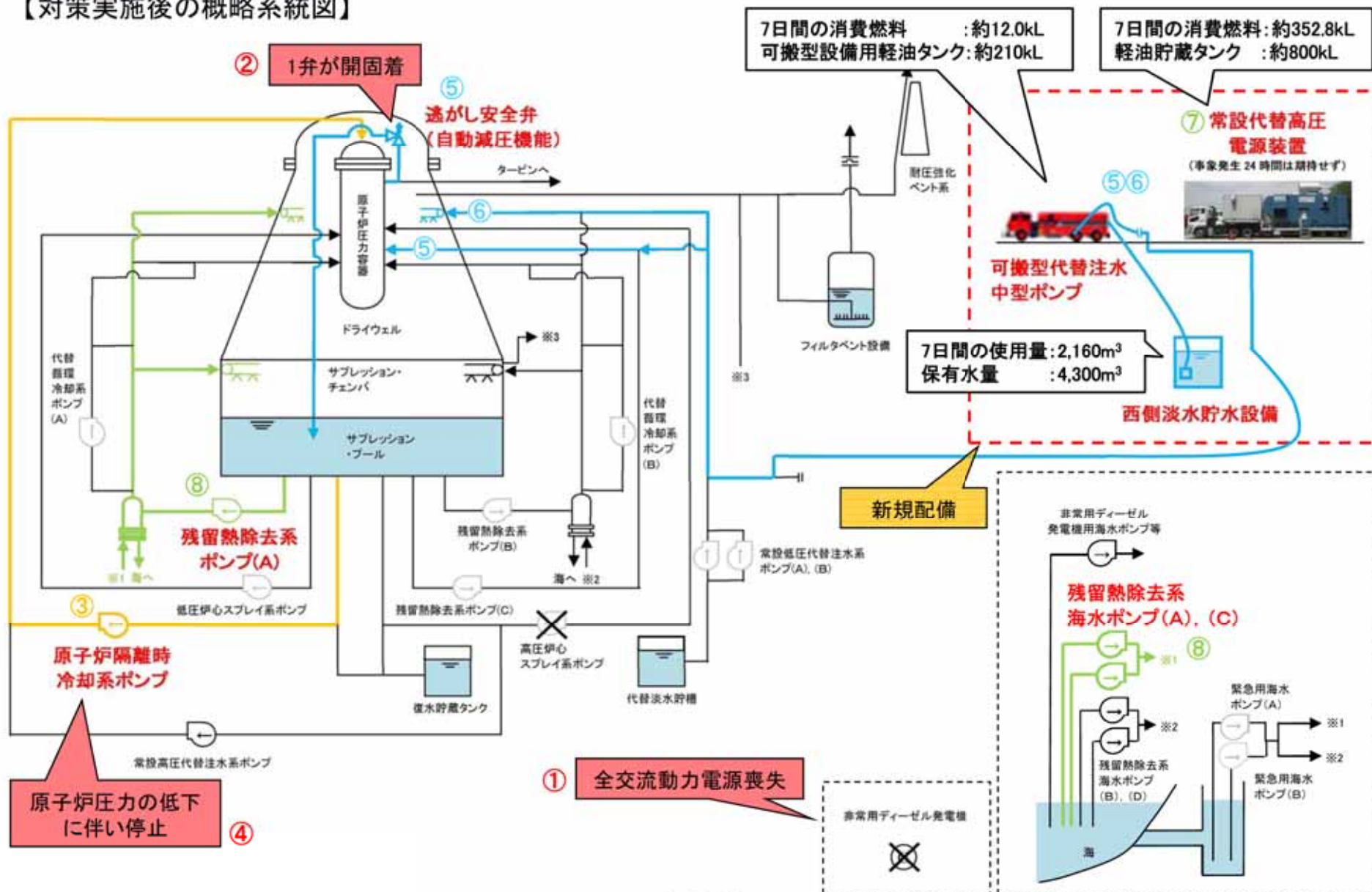
5. 有効性評価の具体例

(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(5/6)

第14回WT資料の一部修正



【対策実施後の概略系統図】



5. 有効性評価の具体例

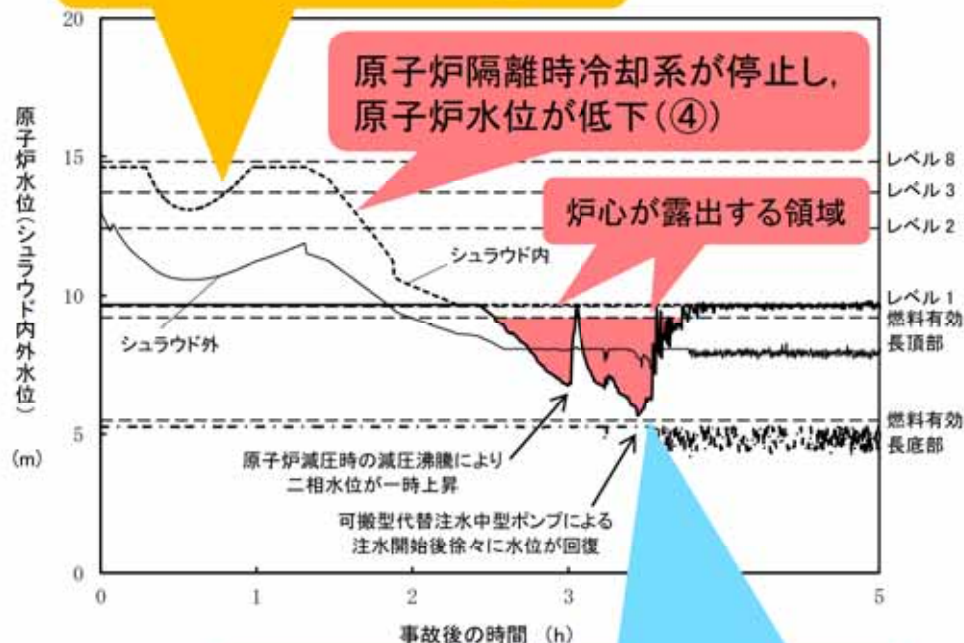
(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(6/6)

第14回WT資料の一部修正

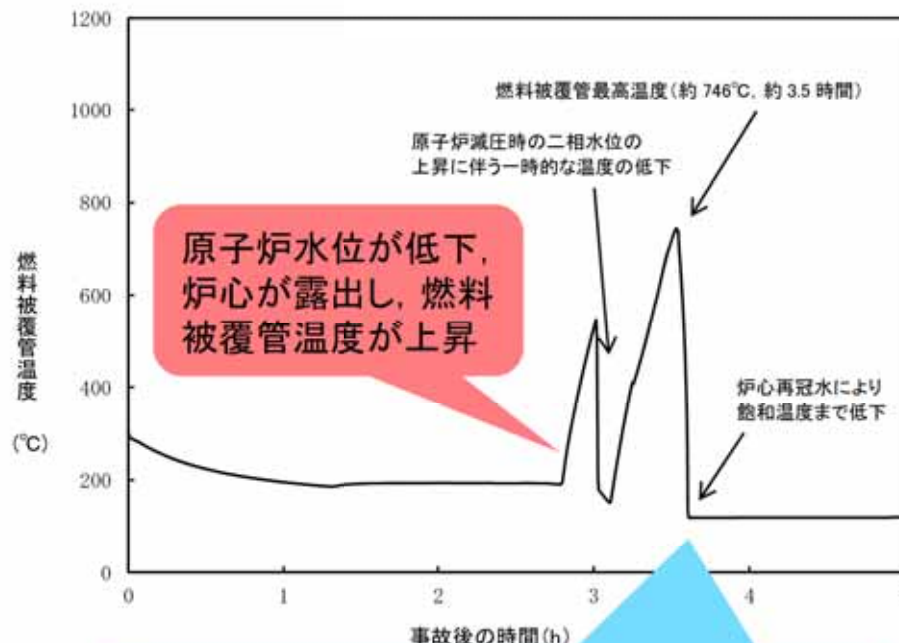


【有効性評価の結果】

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(③)



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(⑤)



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°C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)

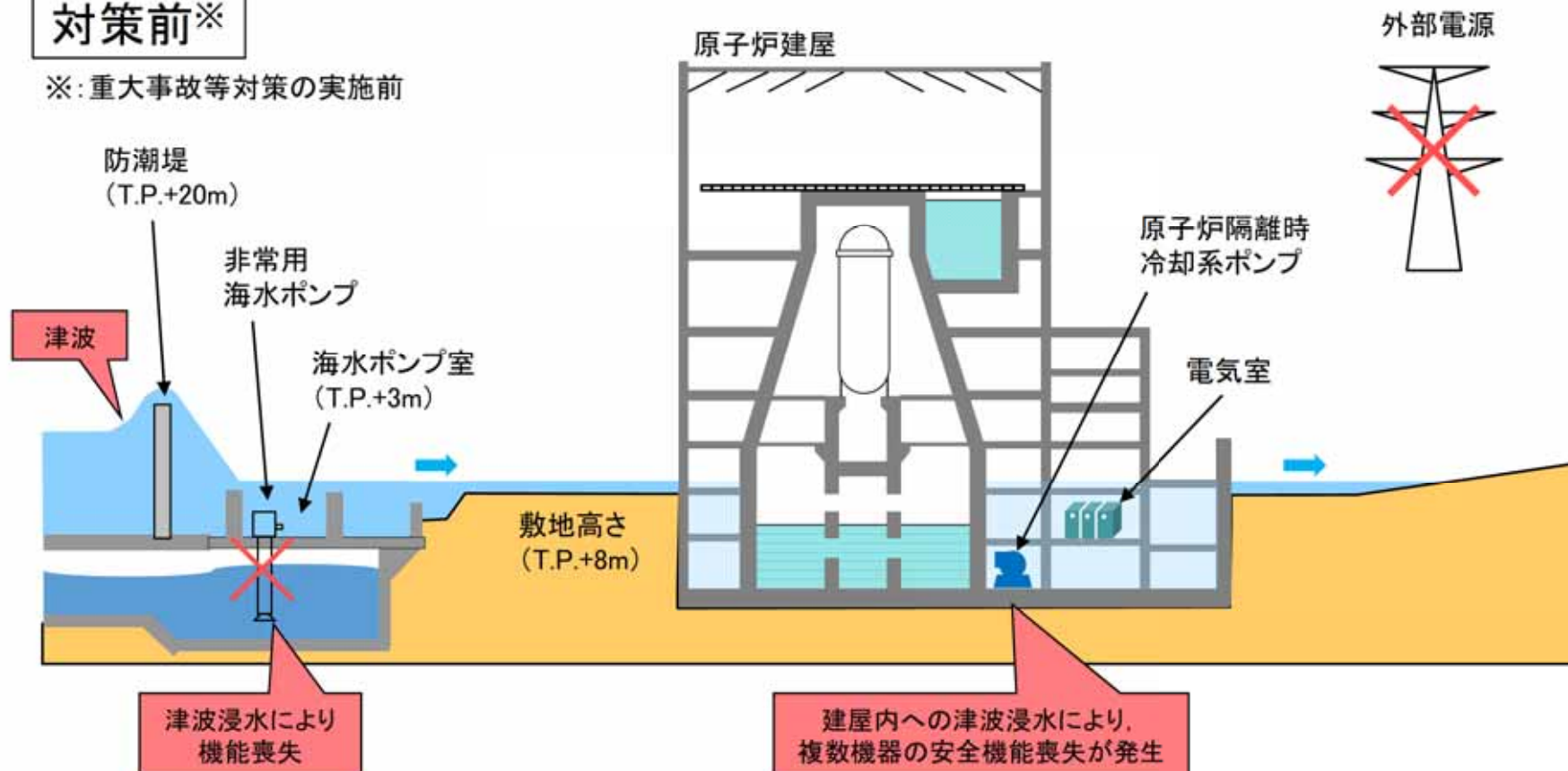
【事故シーケンスグループの特徴】

- 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

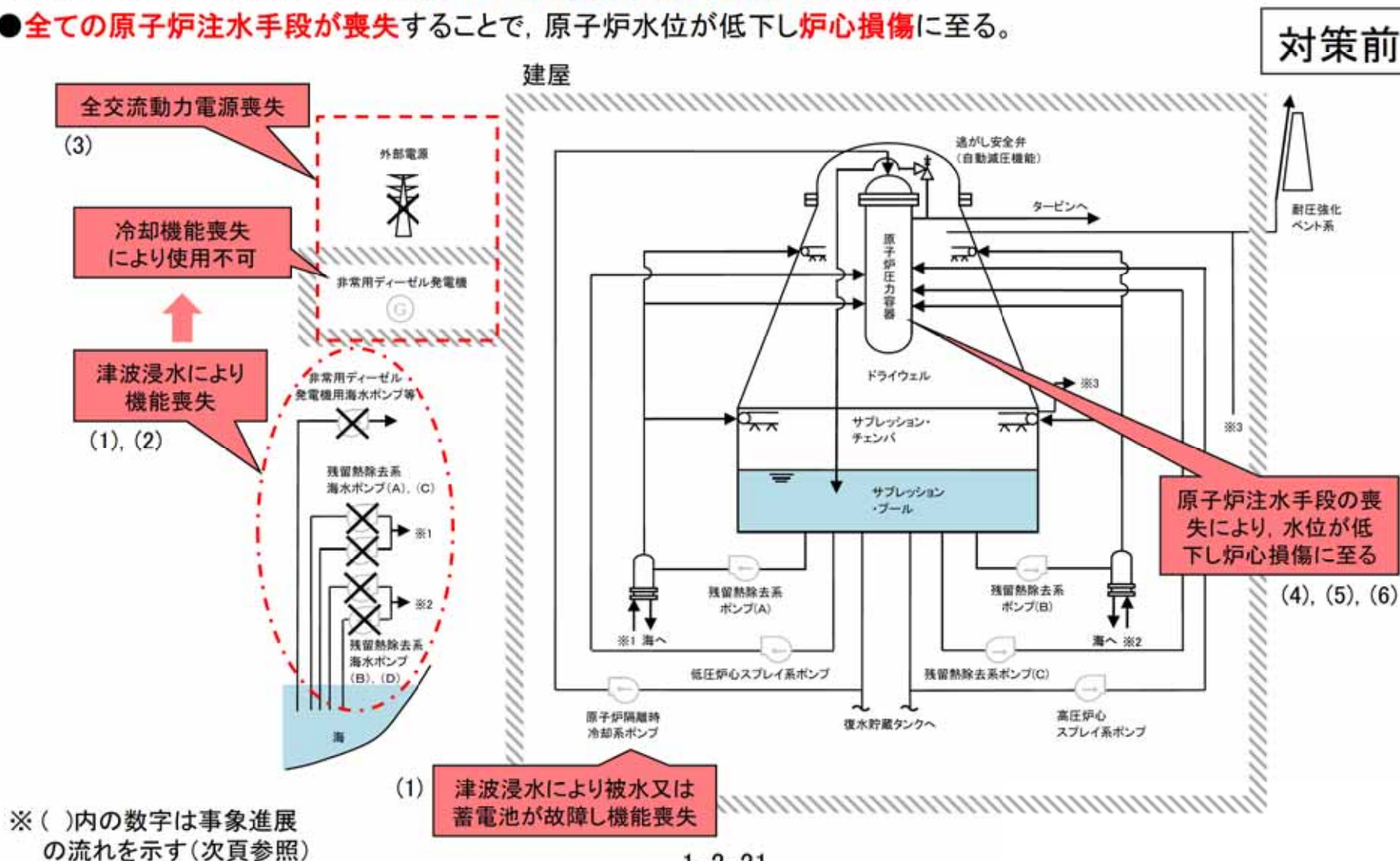


5. 有効性評価の具体例

(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。



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。

従来の方策における事象進展	新たな方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)	① 津波の発生(地震等により外電喪失)	<ul style="list-style-type: none"> ● 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
(2) 非常用海水ポンプの機能喪失	② 非常用海水ポンプの機能喪失	
(3) 全交流動力電源喪失	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	④ 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)	
(5) 原子炉水位の低下	⑤ 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)	
(6) 炉心損傷	⑥ 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)	
	⑦ 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)	
	⑧ 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	

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			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						
④ 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。			
⑤ 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					
⑤ 逃がし安全弁による原子炉 減圧	【1人】 B				1分	手順3				
⑤ 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	
⑥ 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			
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
⑦ 常設代替高圧電源装置に よる受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k		125分	手順14				17分 手順14
⑧ 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							

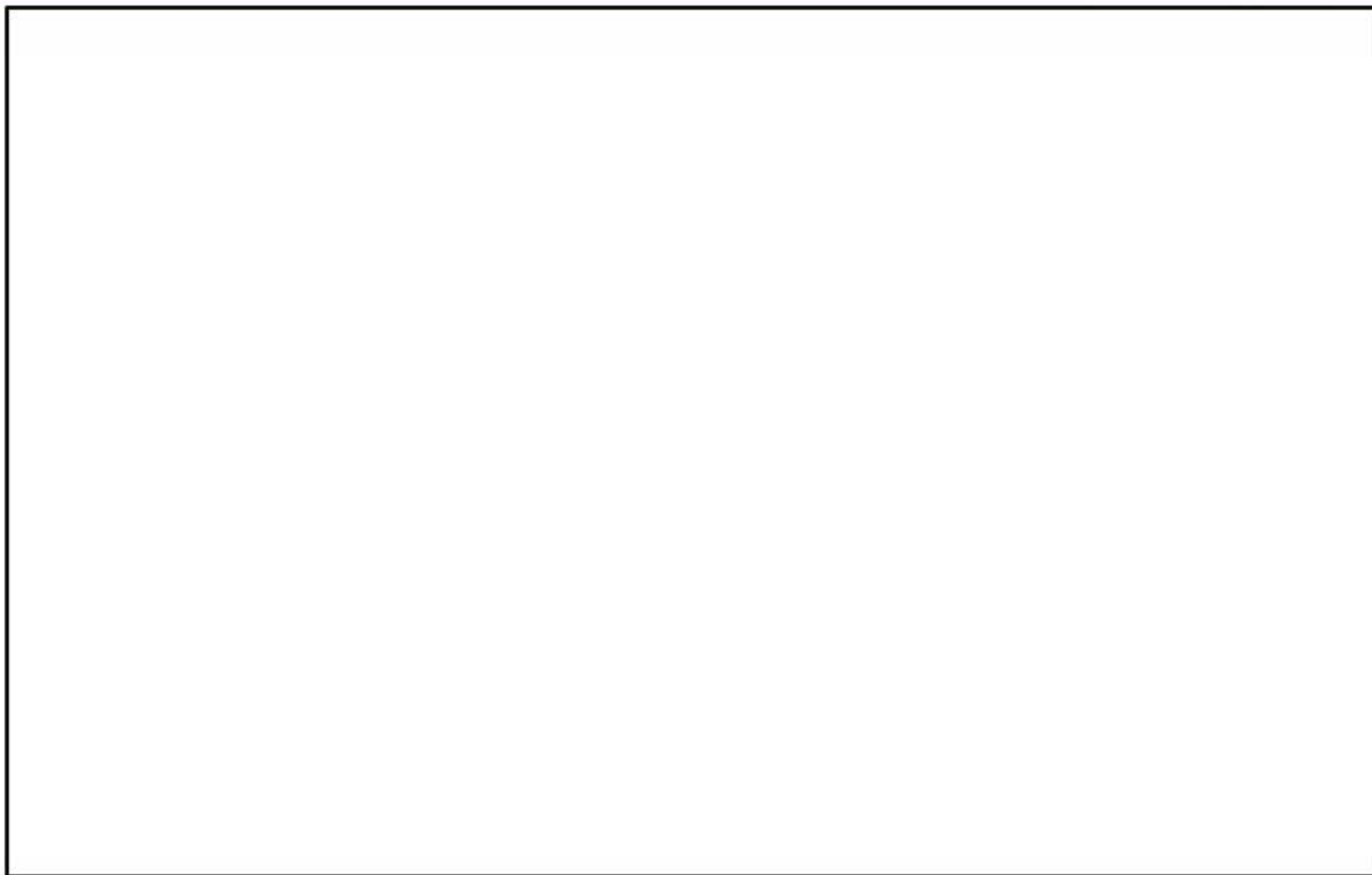
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

初動要員の配置については補足説明資料
(1-2-74~77), 参集要員の招集の詳細につ
いては補足説明資料(1-2-78~80)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

(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(1-2-106)参照

屋内外作業における要員等の動線図

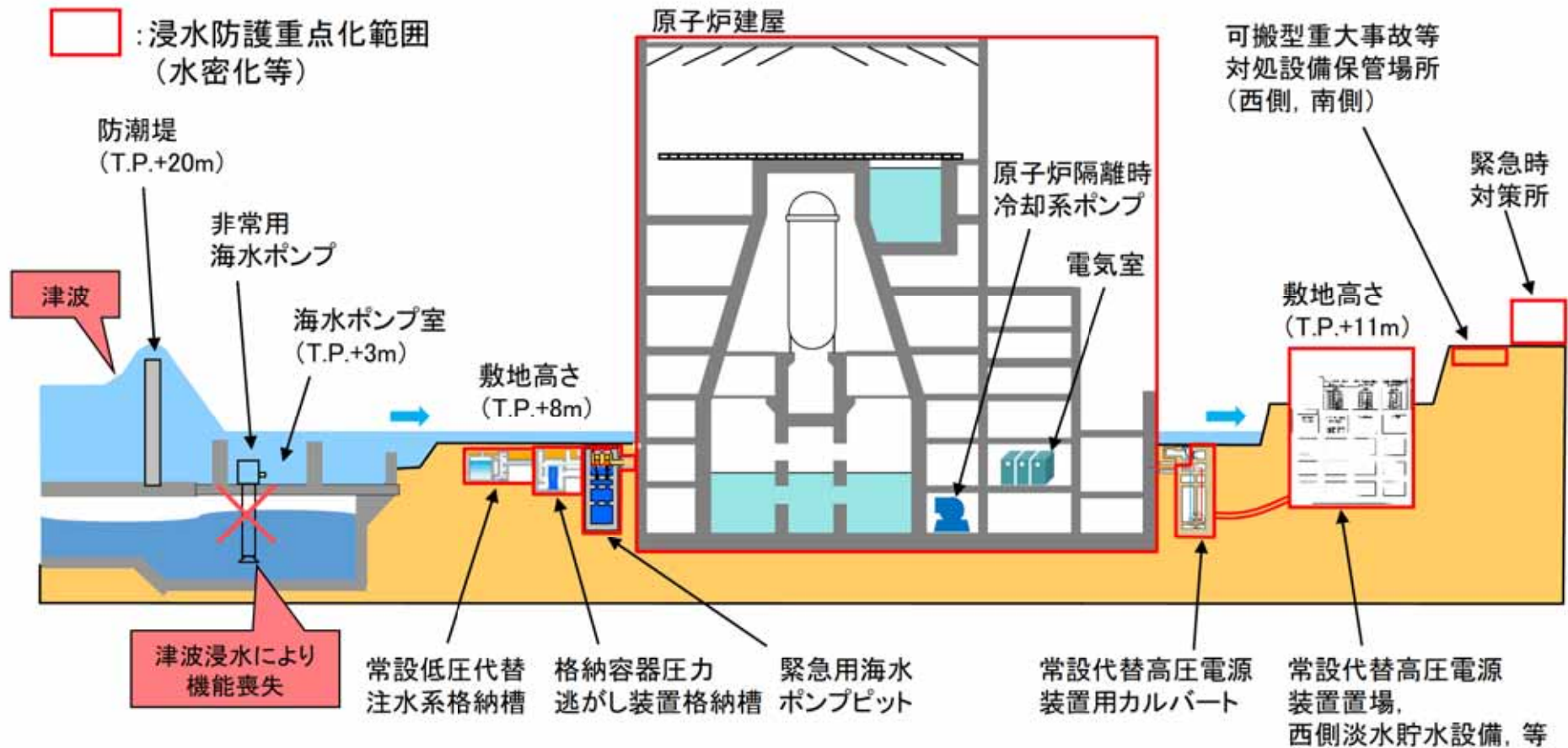
1-2-24

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】

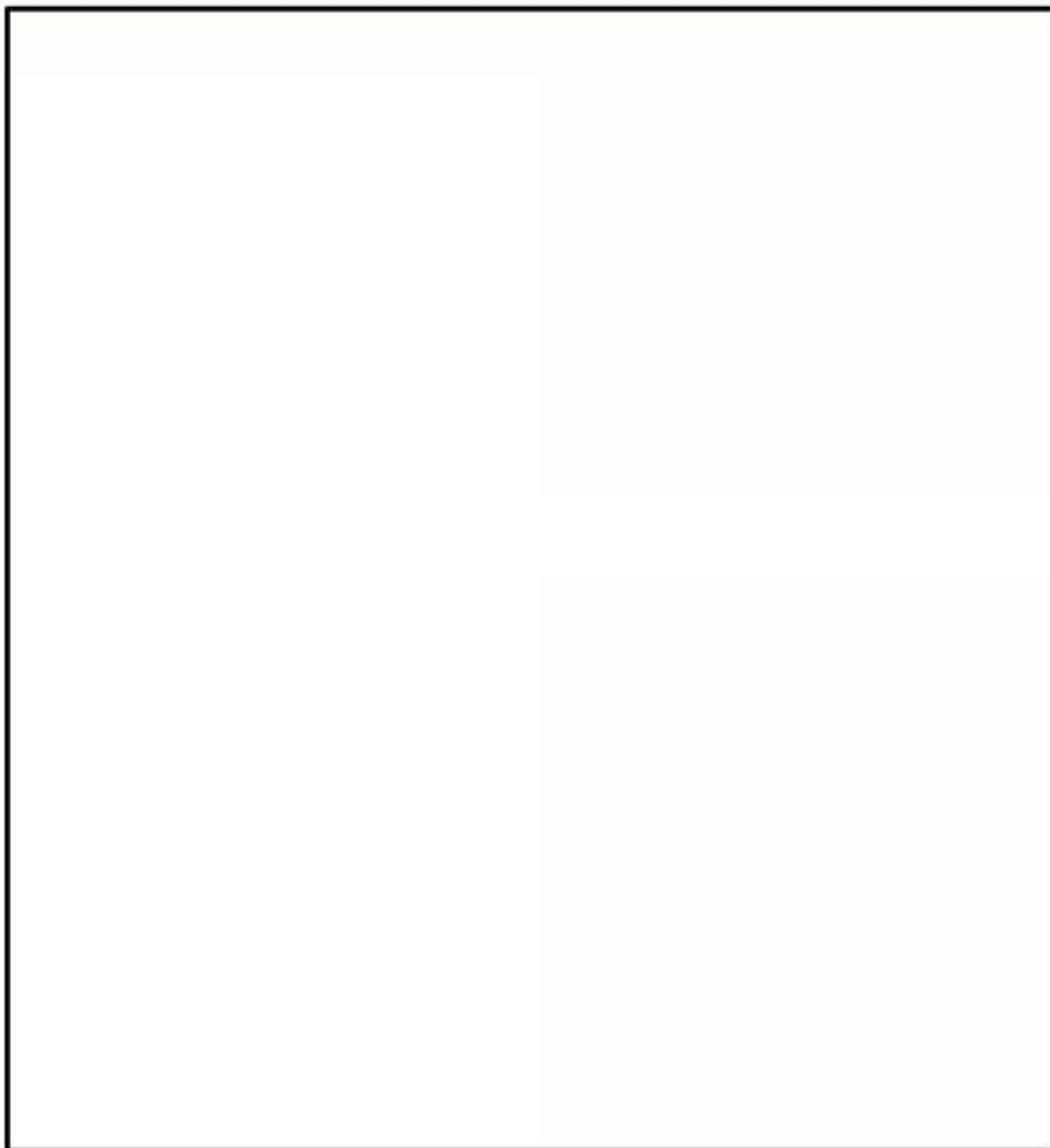
● **建屋等の水密化**や**高台への配備**により、敷地に遡上する津波が生じた場合でも重大事故等対処設備を防護。



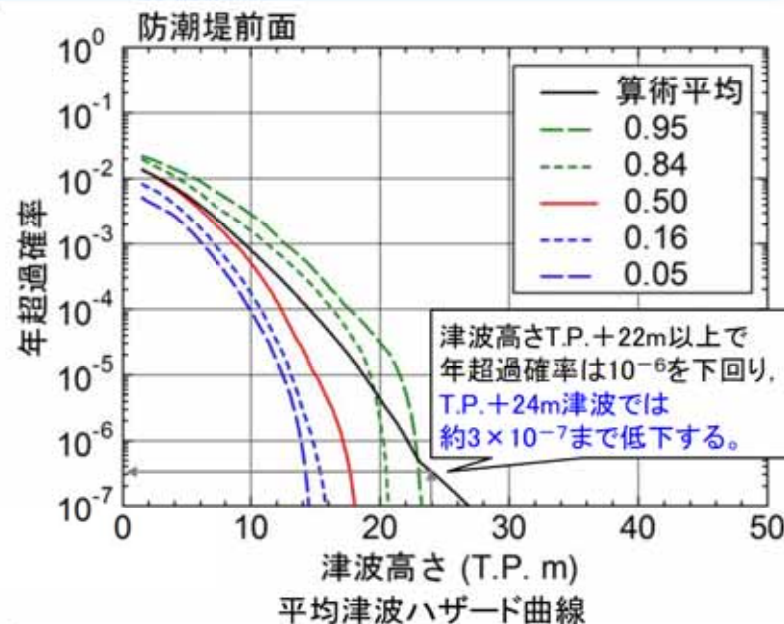
敷地に遡上する津波による敷地の浸水と建屋断面図

5. 有効性評価の具体例

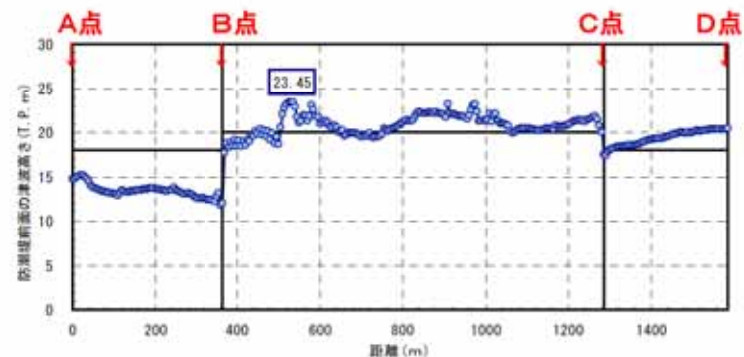
(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(7/9)



敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布



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

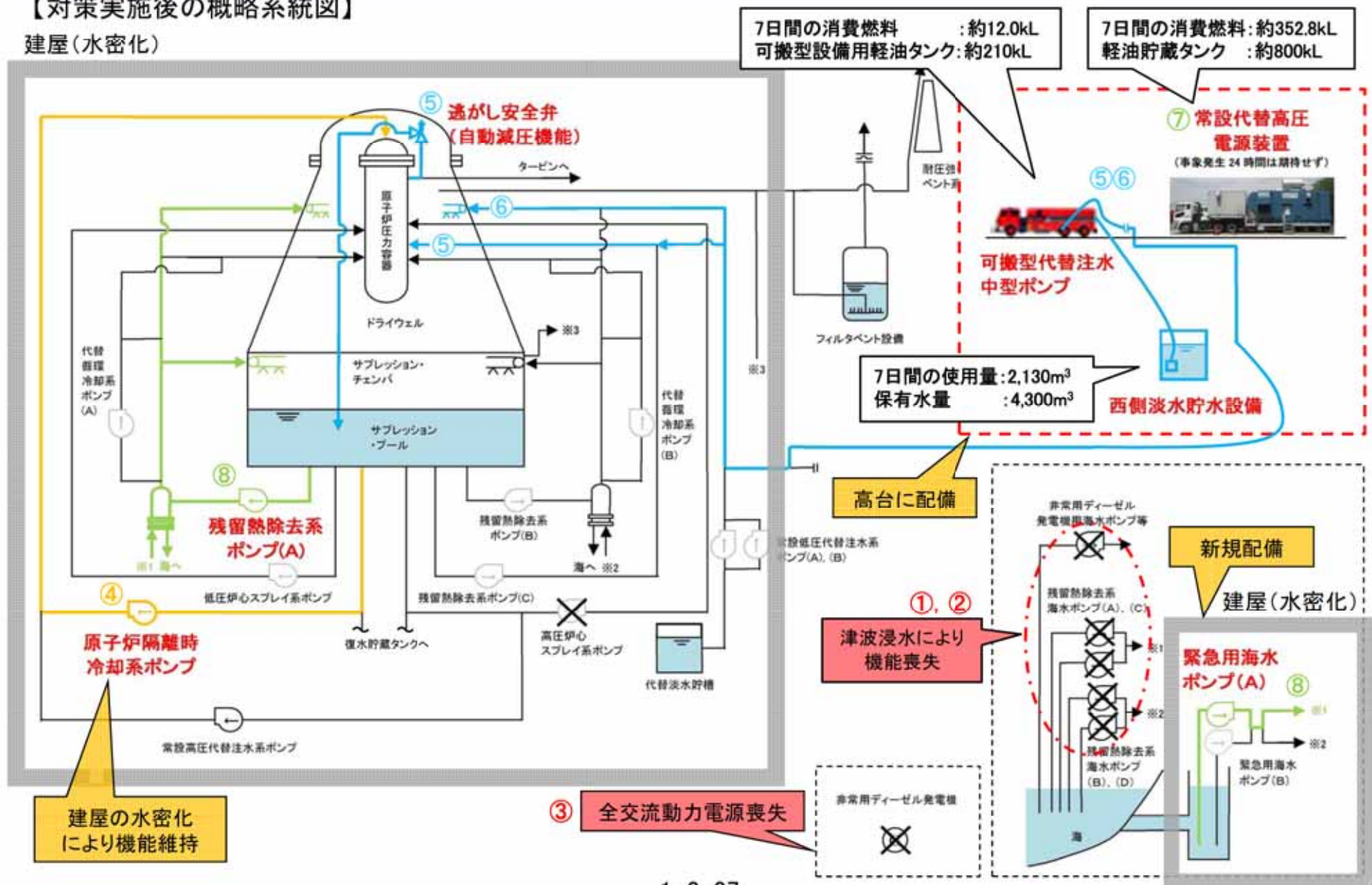
※津波高さ(T.P.+24m)は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位(駆け上がり高さ)を示す

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)



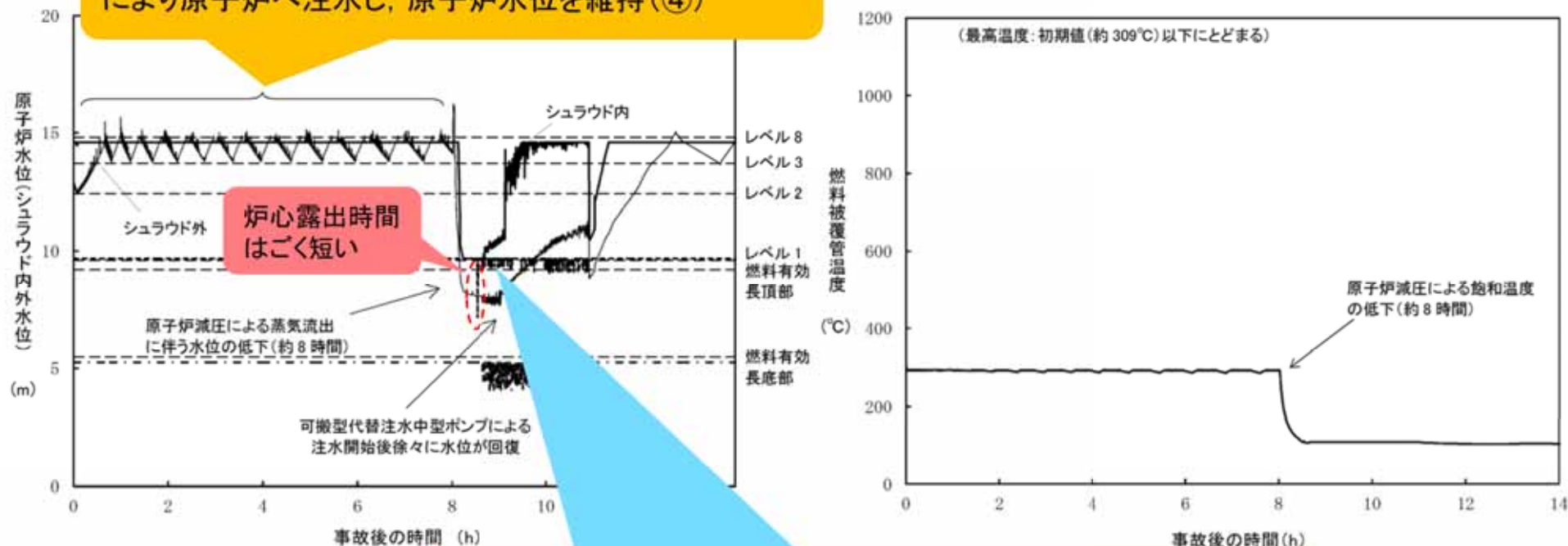
5. 有効性評価の具体例

(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】

全交流動力電源喪失の発生後、原子炉隔離時冷却系により原子炉へ注水し、原子炉水位を維持(④)



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(⑤)



評価結果

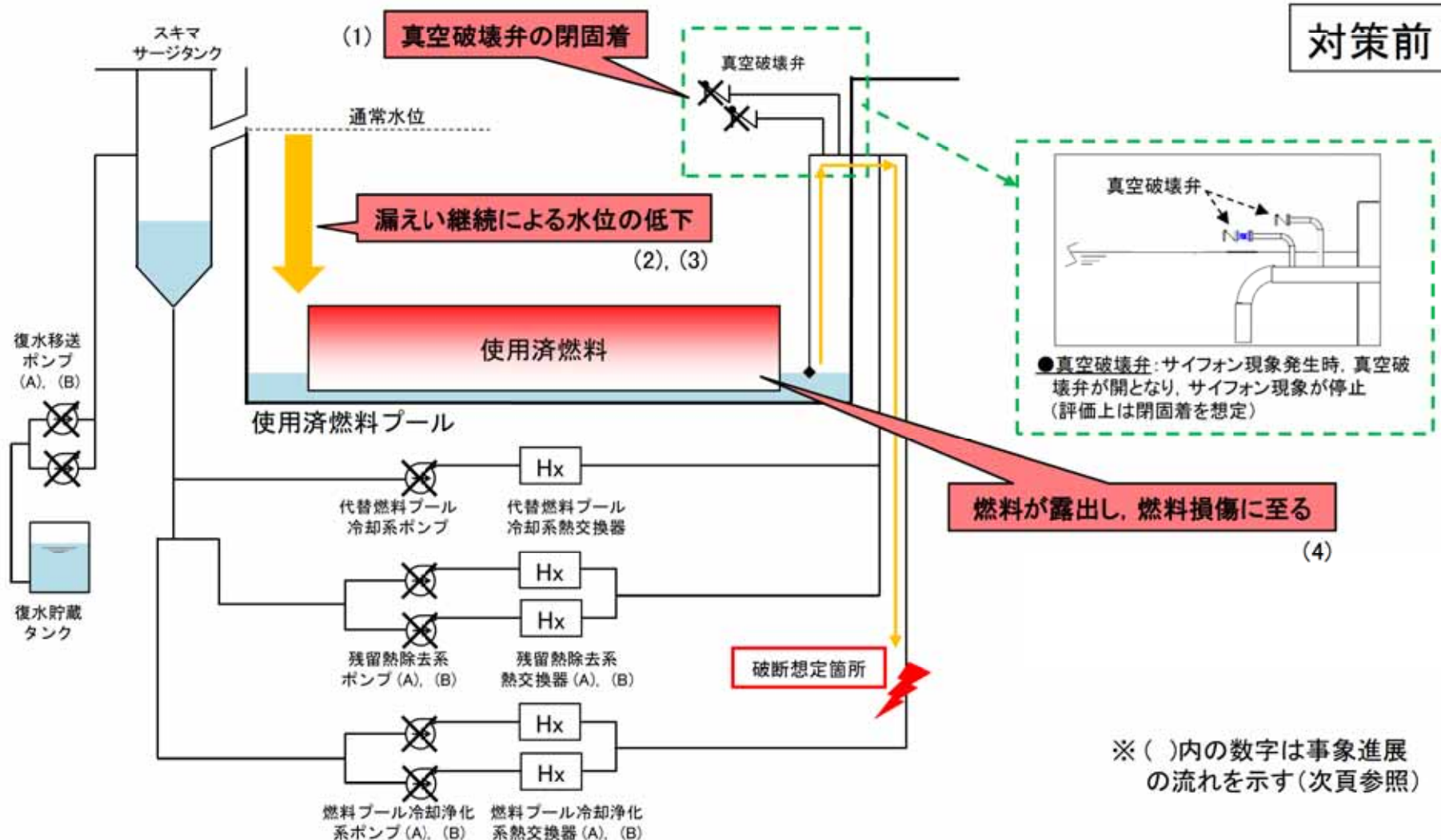
- 燃料被覆管温度は初期値(約309°C)以下となり、炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は、緊急用海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し、安定状態へ移行

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。
- サイフォンブレイク用配管**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)	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)	<ul style="list-style-type: none"> ●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
(1) 真空破壊弁閉固着を想定	① 真空破壊弁閉固着を想定	
(2) プール水の漏えい継続	② サイフォンブレイク用配管 による漏えい停止	
(3) 使用済燃料プール水位の低下	③ プール水の沸騰	
(4) 燃料損傷	④ 使用済燃料プール水位の低下	
	⑤ 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	
	⑥ 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	

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										
⑤ 常設代替高圧電源装置による受電	【1人】 A			4分 手順14										
⑥ 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11						
⑥ 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11				
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。

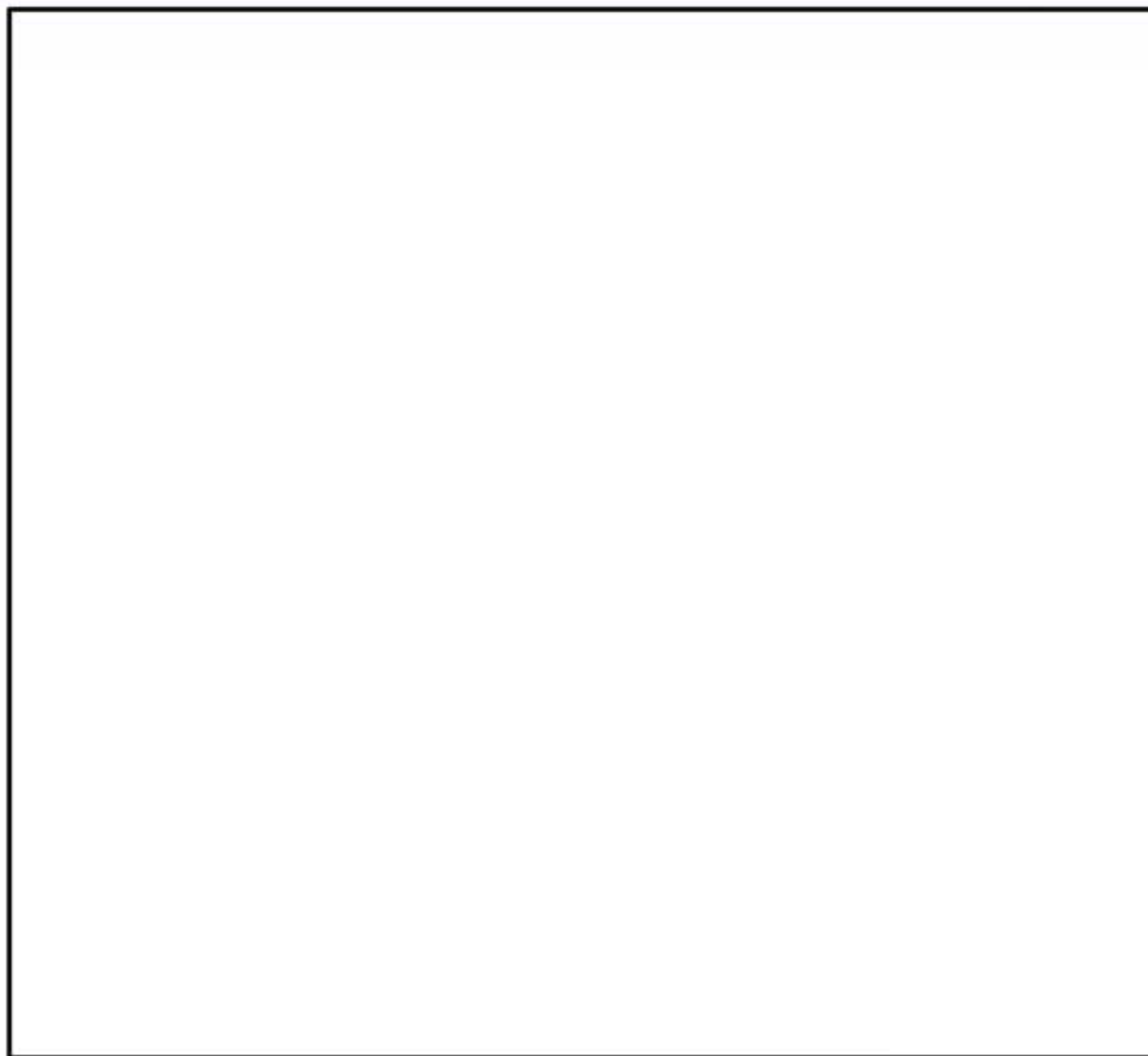
この他、当直発電長1名、当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77)、参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)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

(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(1-2-106)参照

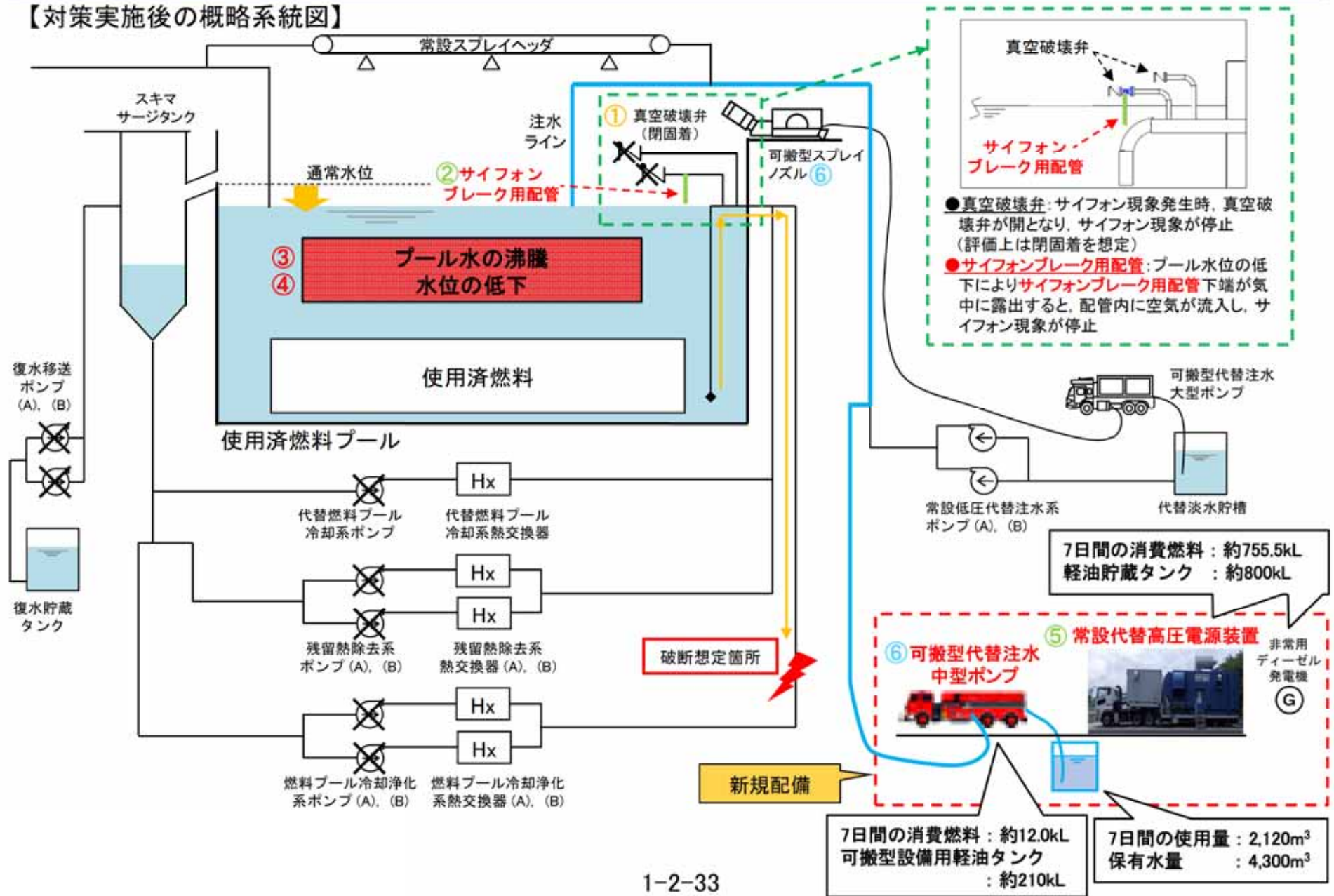
屋外作業における要員等の動線図

1-2-32

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)

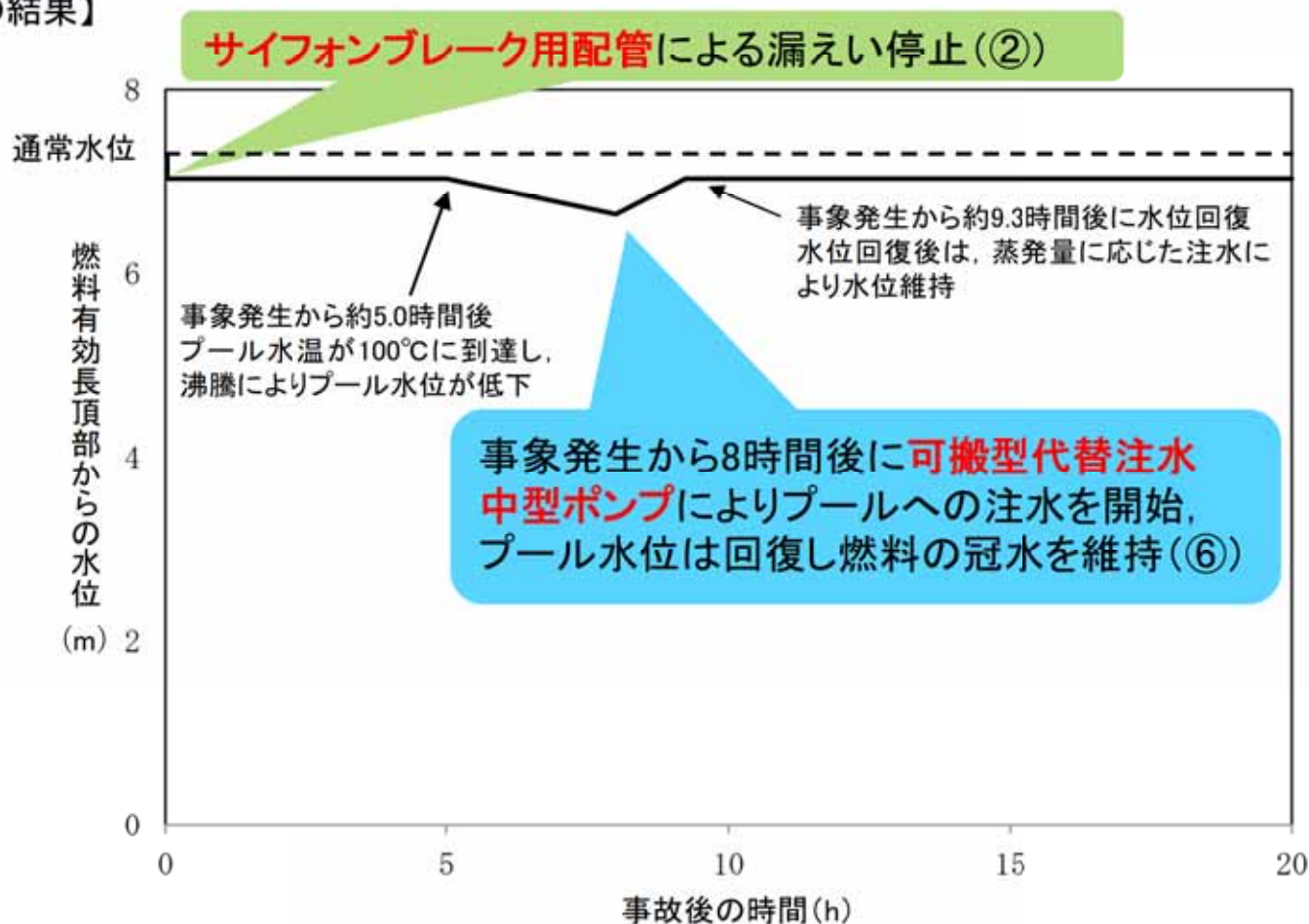
【対策実施後の概略系統図】



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

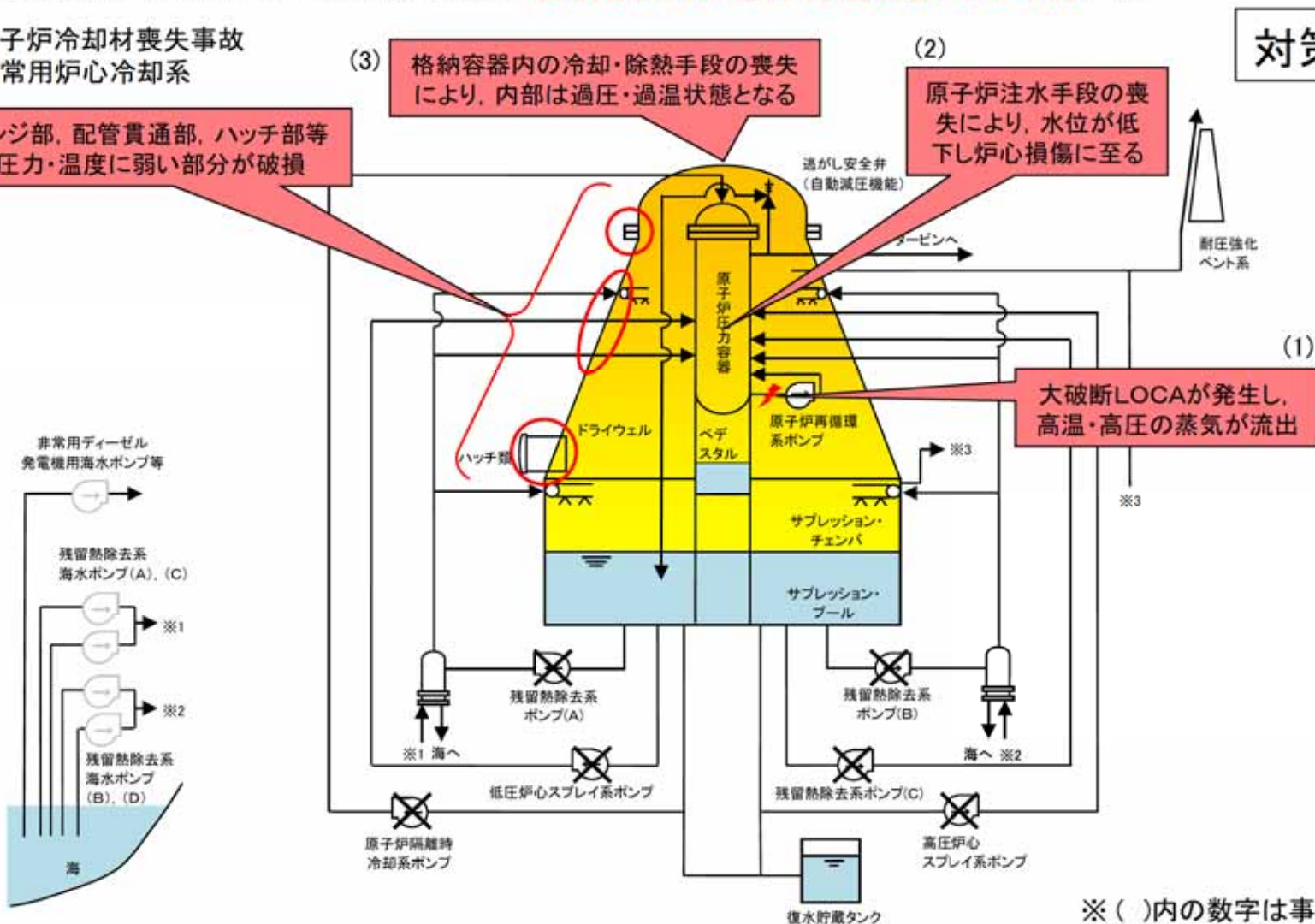
【格納容器破損モードの特徴】

- **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



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
<p>(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 格納容器圧力・温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>(4) 格納容器破損</p>	<p>① 大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>③ 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)</p> <p>↓</p> <p>④ 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)</p> <p>↓</p> <p>⑤ 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)</p> <p>↓</p> <p>⑥ 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※)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 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
	<p>※ 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</p>	

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**

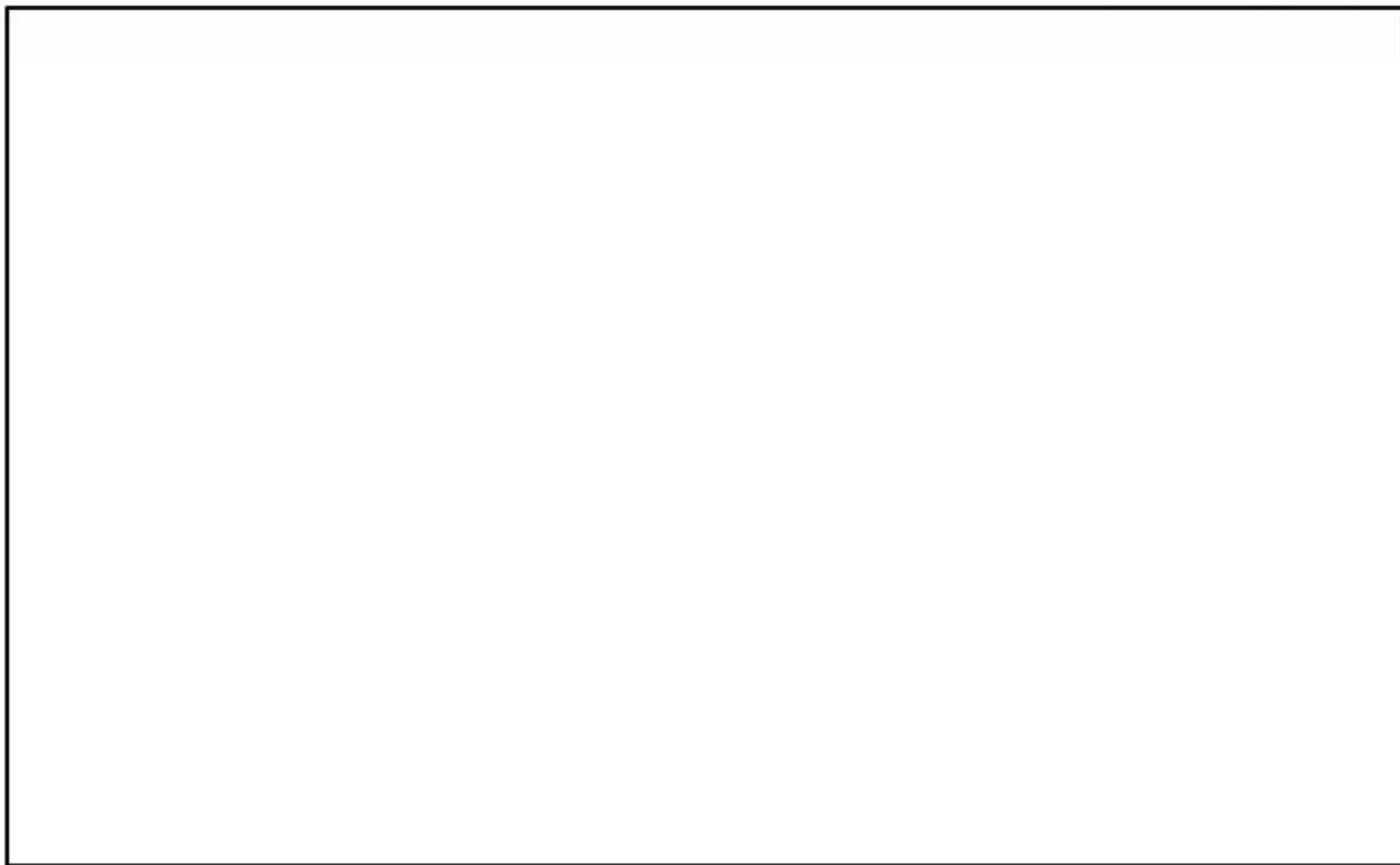
操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	60	80	100
状況判断	2人 A, B			10分						
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分	手順14				
③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分	手順4, 6				
④ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱	【1人】 A					65分	手順7			
常設代替高圧電源装置による受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D				88分	手順14			
⑤ 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

初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77), 参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)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. 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する場合)(3/7)



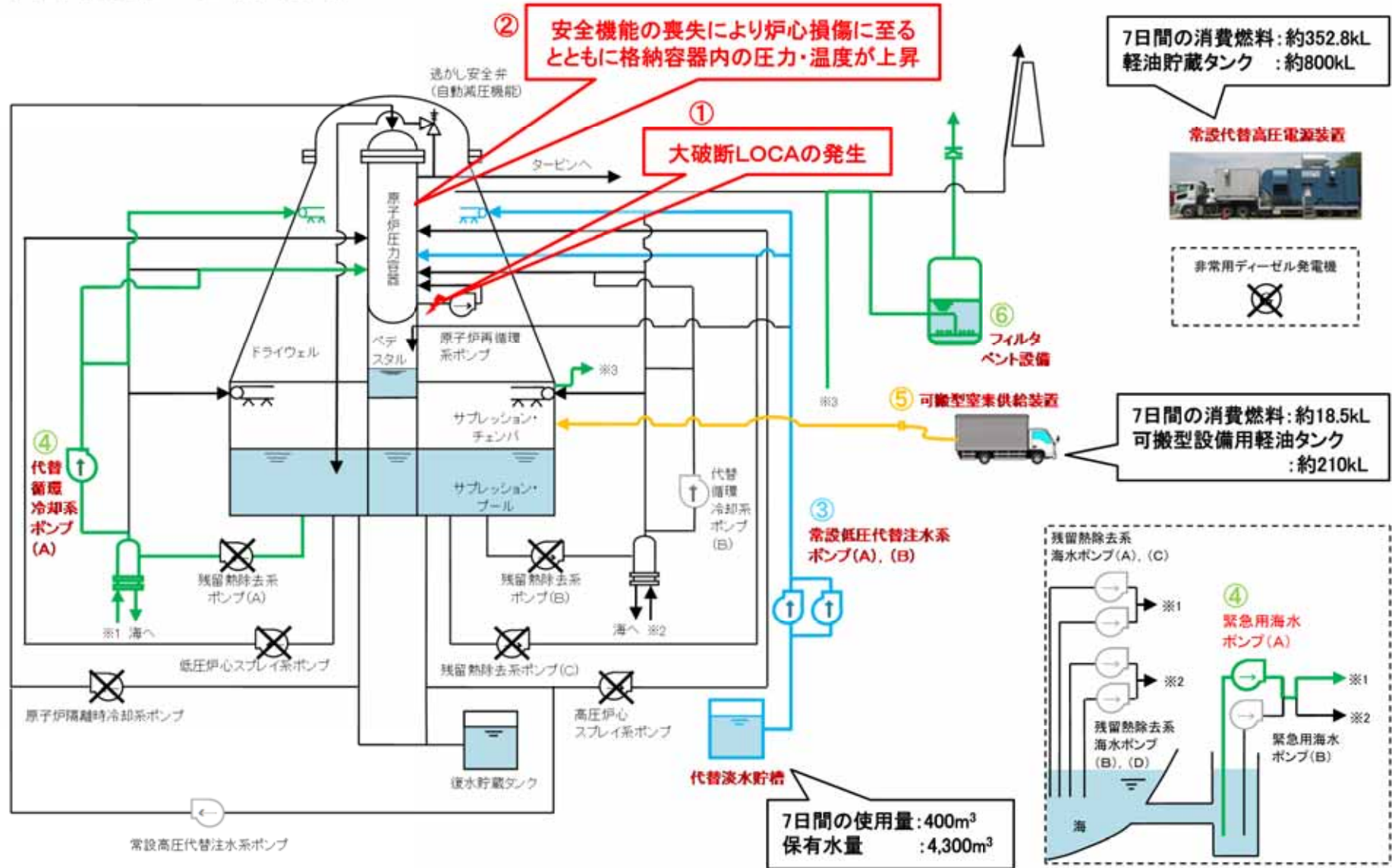
接続口の位置と可搬型設備により供給できる
手段は補足説明資料(1-2-106)参照

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

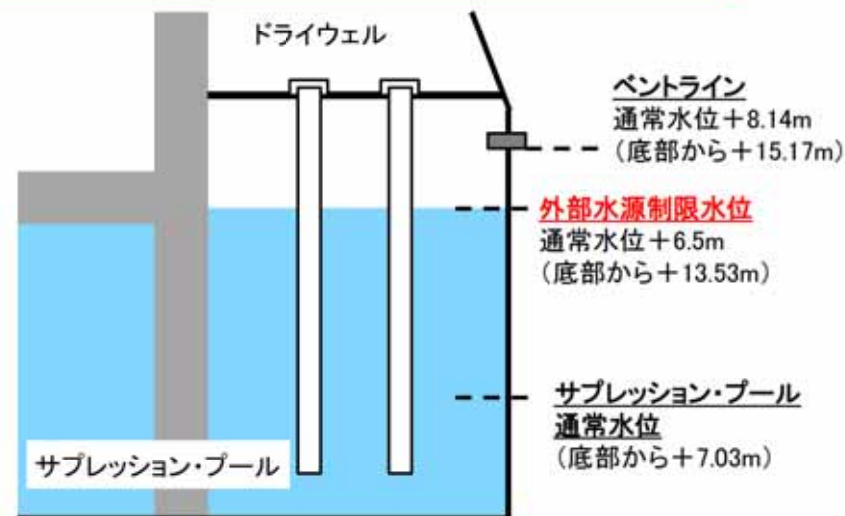
1Pd=最高使用圧力0.31MPa[gage]， 2Pd=限界圧力0.62MPa[gage]

※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。



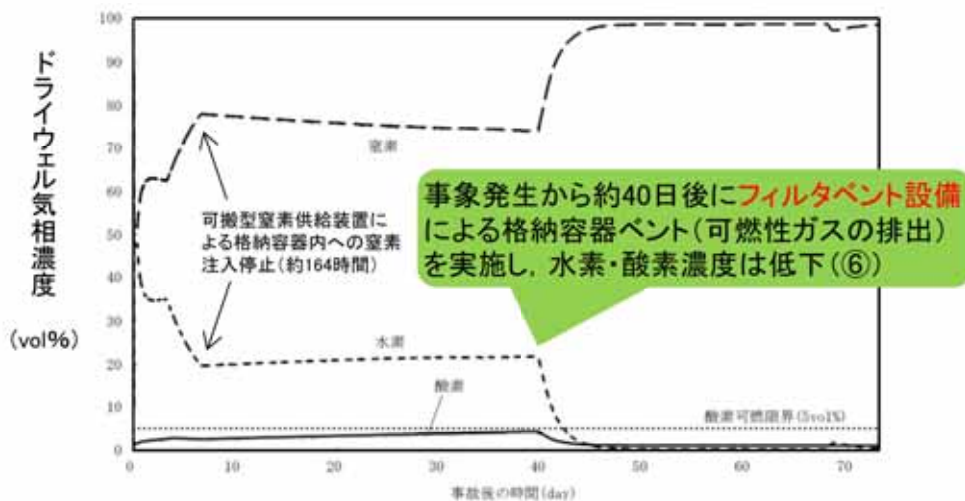
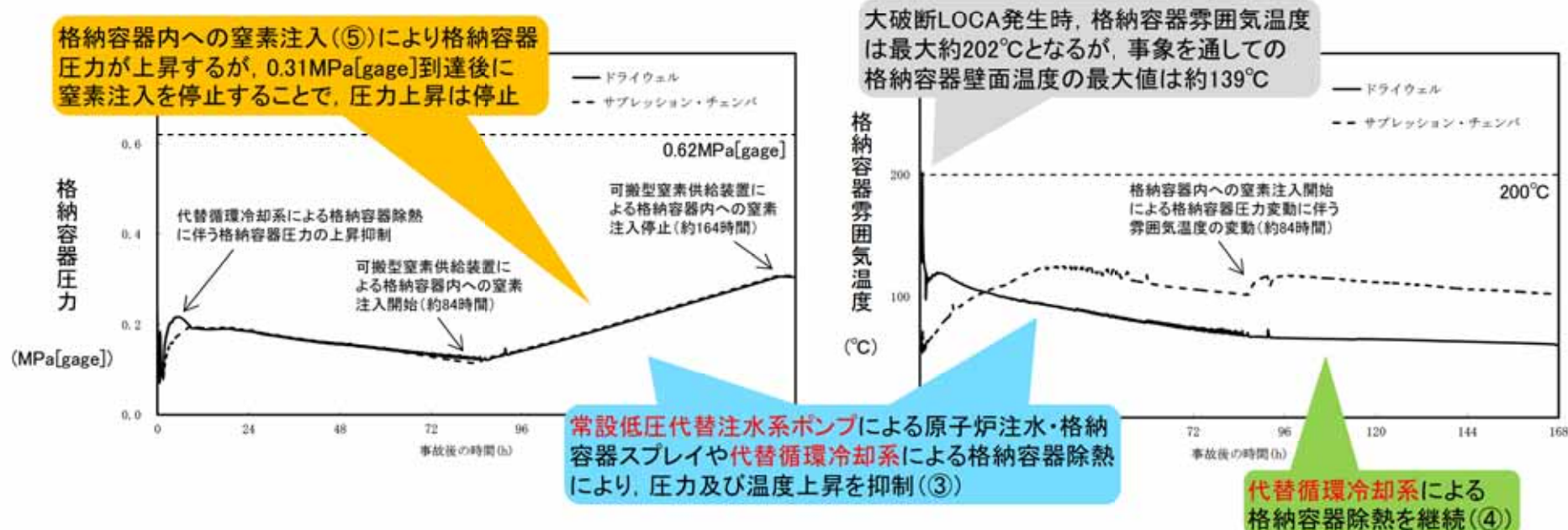
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・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

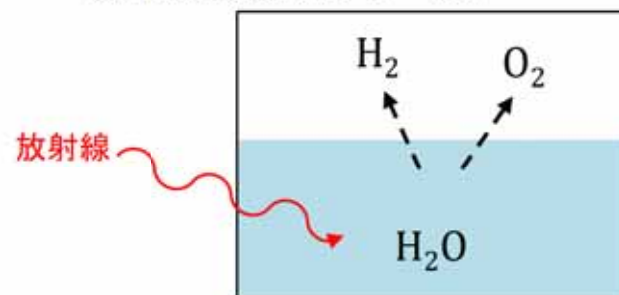
- 格納容器圧力の最高値は約0.31MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 格納容器壁面温度の最高値は約139°Cであり、**限界温度(200°C)を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 大気中へのCs-137の放出量は約7.5TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

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)

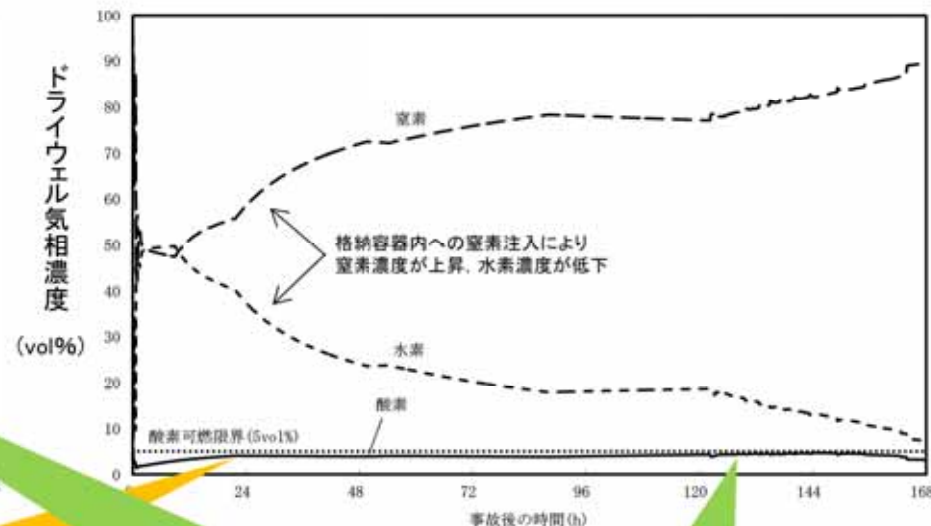
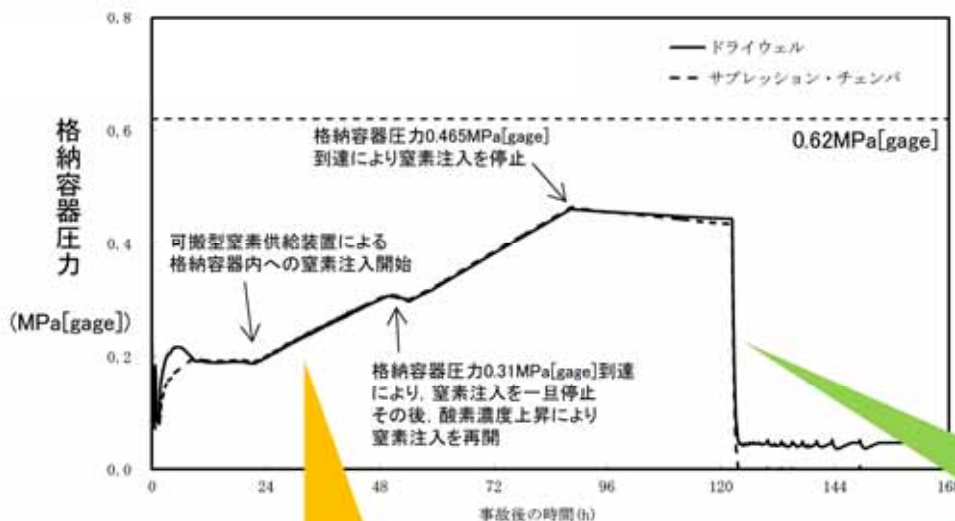


- 水の放射線分解により、格納容器内の酸素濃度は徐々に上昇
- 代替循環冷却系を使用できる場合でも、**長期的には可燃性ガスの排出のための格納容器ベントが必要**
⇒酸素濃度を監視し、可燃限界である5vol%到達前に格納容器ベントを実施する手順を整備
- 水の放射線分解による酸素の発生速度には不確かさがあるため、想定される不確かさの範囲内で**最も発生速度が速い場合の感度解析**を実施

【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
<p>(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 格納容器圧力・温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>(4) 格納容器破損</p>	<p>① 大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>③ 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)</p> <p>↓</p> <p>④ 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)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 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**

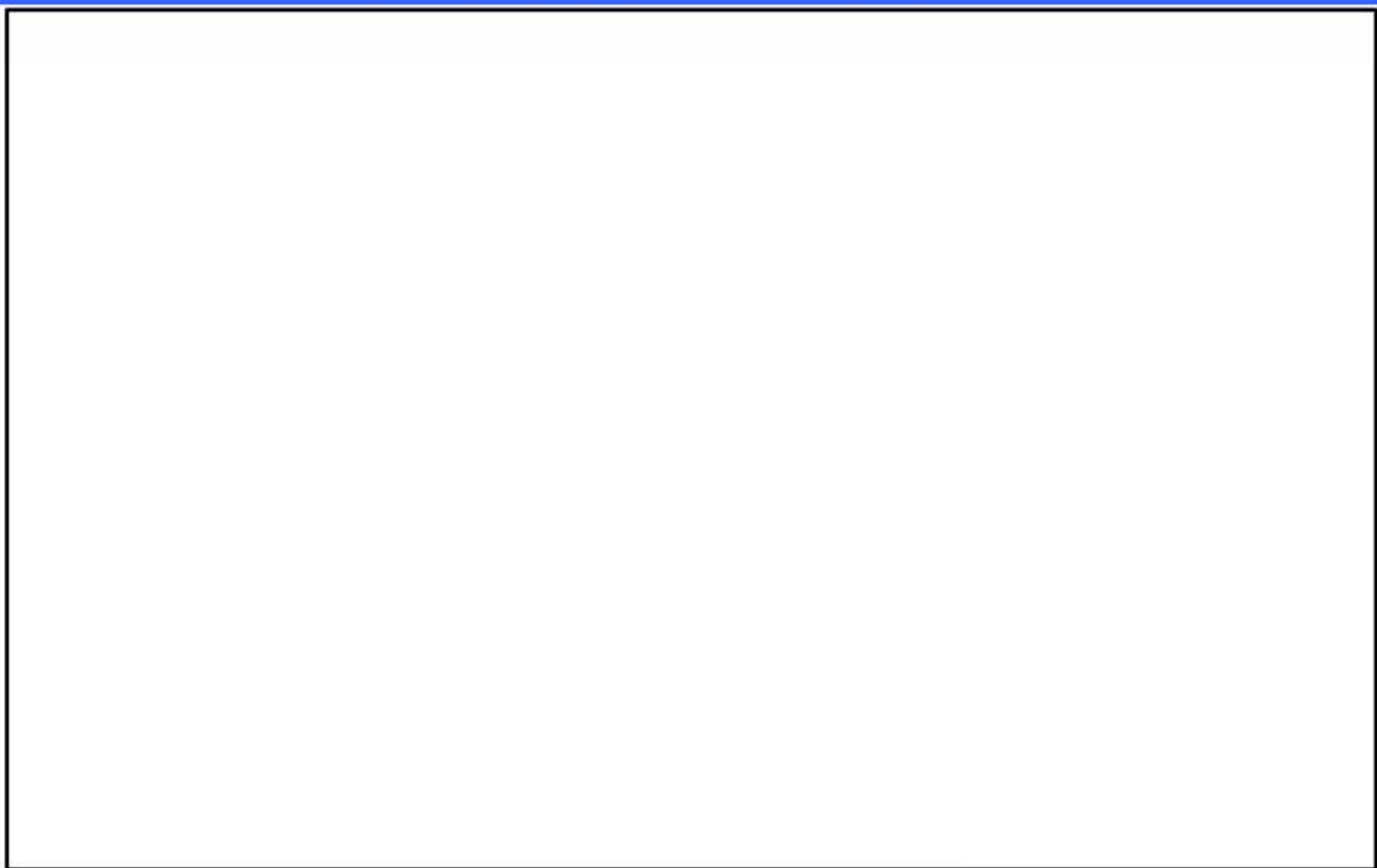
操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	16	20	24
状況判断	2人 A, B			10分						
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分					
③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分					
③ 原子炉注水・格納容器スプレイの流量調整	【1人】 A						適宜流量調整			手順4, 6
常設代替高圧電源装置による受電(非常用母線)	【1人】 B	2人 C, D			88分		手順14			
④ 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3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

初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77), 参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)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)

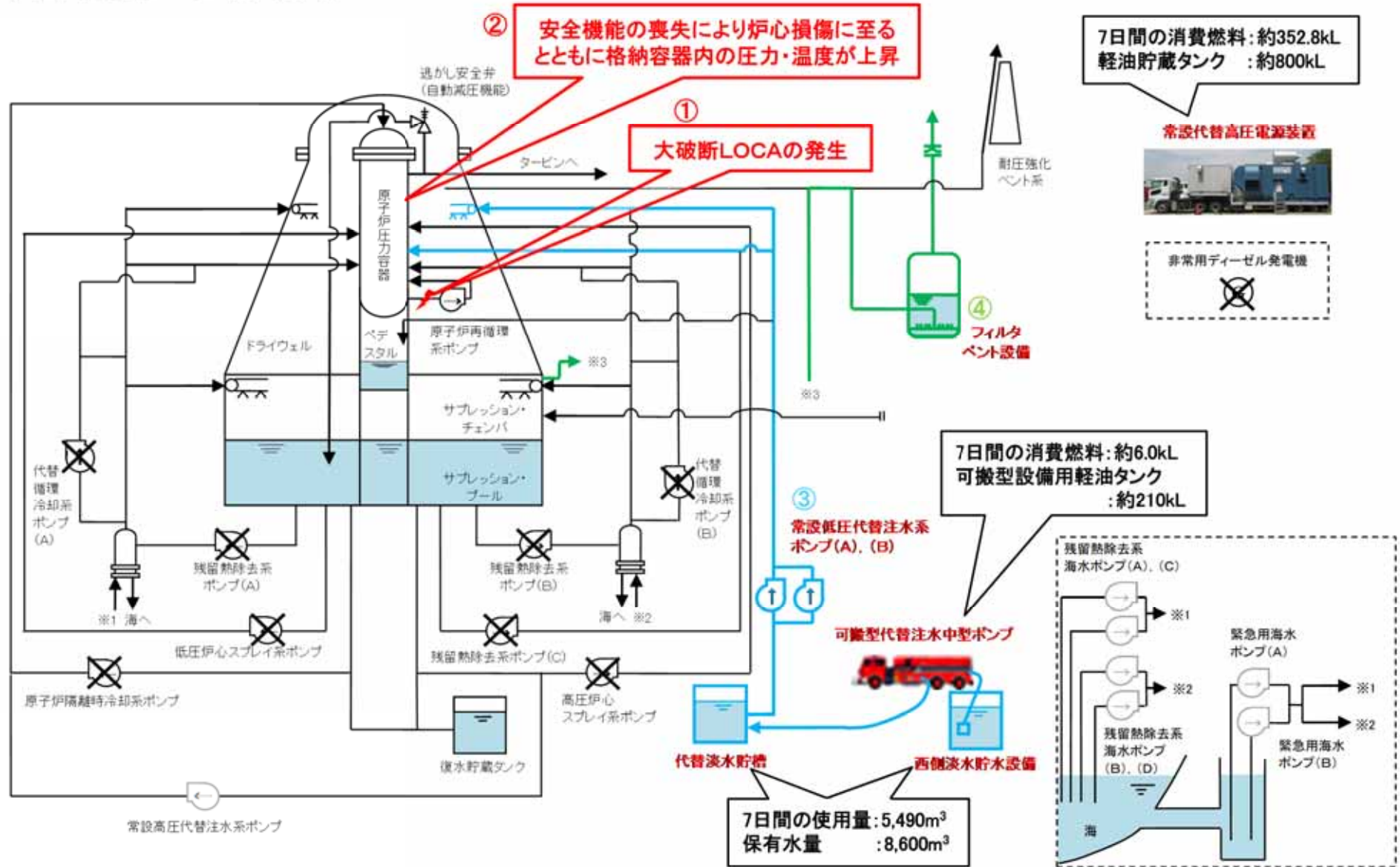


接続口の位置と可搬型設備により供給できる 屋内外作業における要員等の動線図
手段は補足説明資料(1-2-106)参照

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)(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

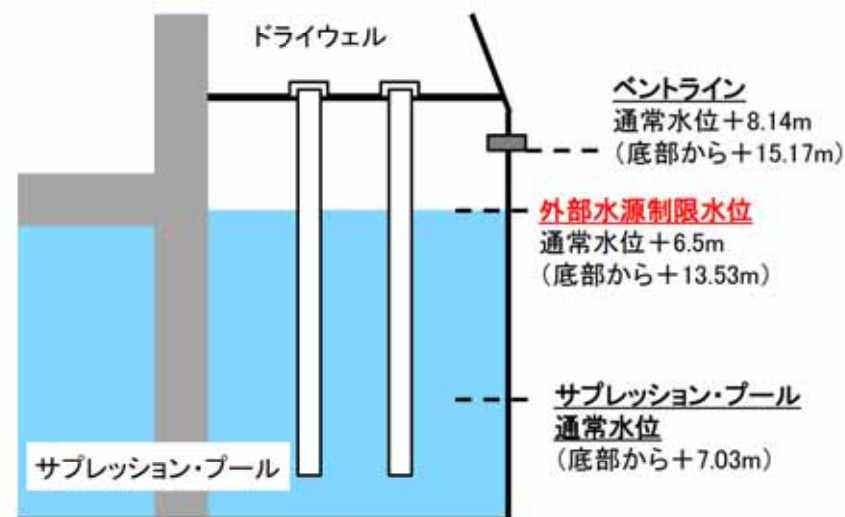
1Pd=最高使用圧力0.31MPa[gage], 2Pd=限界圧力0.62MPa[gage]

※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。



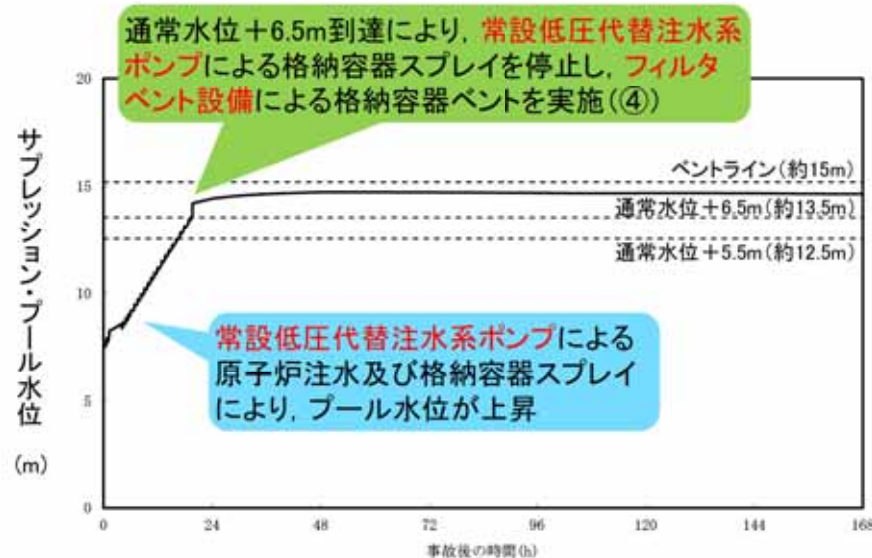
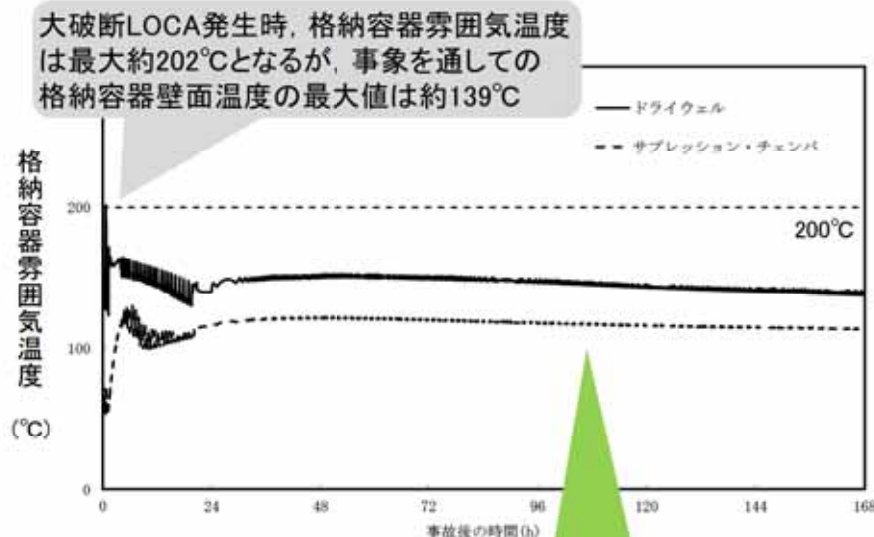
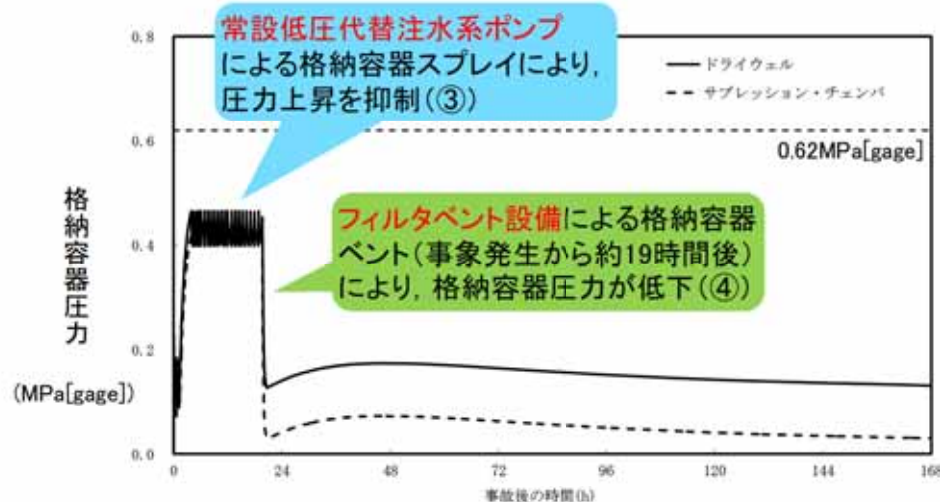
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・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

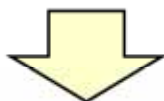
- 格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 格納容器壁面温度の最高値は約157°Cであり、**限界温度(200°C)を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- 大気中へのCs-137の放出量は約18TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- フィルタベント設備による格納容器除熱を継続し、安定状態へ移行

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)



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。**

5. 有効性評価の具体例

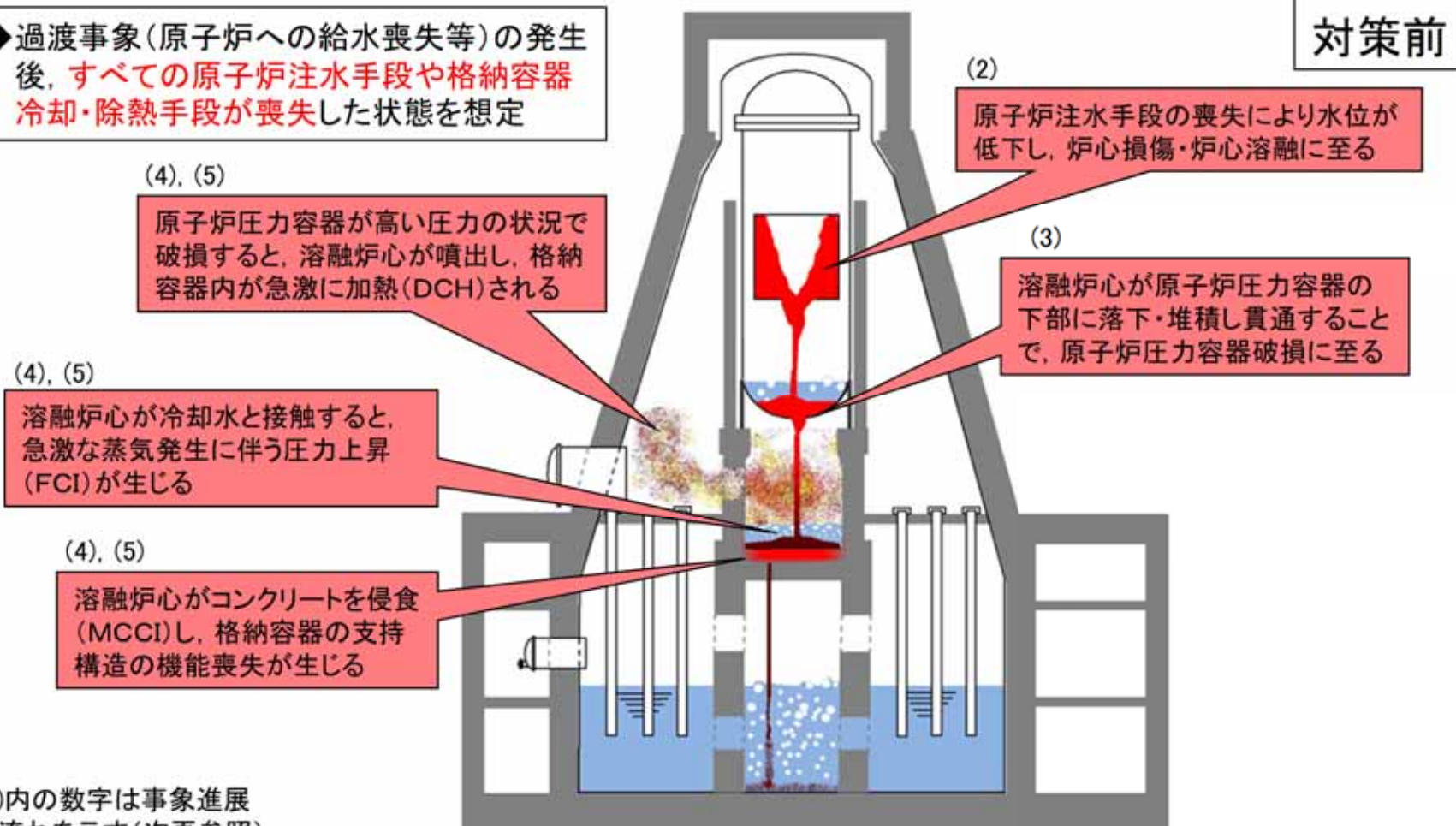
(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(1／7)

【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DESTAL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



※ ()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) 高压溶融物放出／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DESTAL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	① 過渡事象, ECCS等喪失の発生	<ul style="list-style-type: none"> ● 全交流動力電源喪失についても考慮 ● 高压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
(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷	② 原子炉水位の低下, 炉心損傷	
(3) 原子炉圧力容器の破損	③ 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)	
(4) 溶融炉心の噴出／格納容器圧力の上昇／ペDESTALコンクリートの侵食	④ 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)	
(5) 格納容器破損	⑤ 原子炉圧力容器の破損	
	⑥ 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DESTAL注水(事象発生後約4.6時間)	<ul style="list-style-type: none"> ● 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DESTAL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
	⑦ 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)	
	⑧ 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	

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									
③ 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									
④ 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									
⑤ 原子炉圧力容器破損の判断	【1人] A							5分						
⑥ 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DESTAL注水	【1人] A							2分 手順6, 8						窒素注入の 開始・継続
⑦ 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											適宜実施
必要要員合計	2人	2人	10人+ 参集2人											

原子炉圧力容器破損:
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

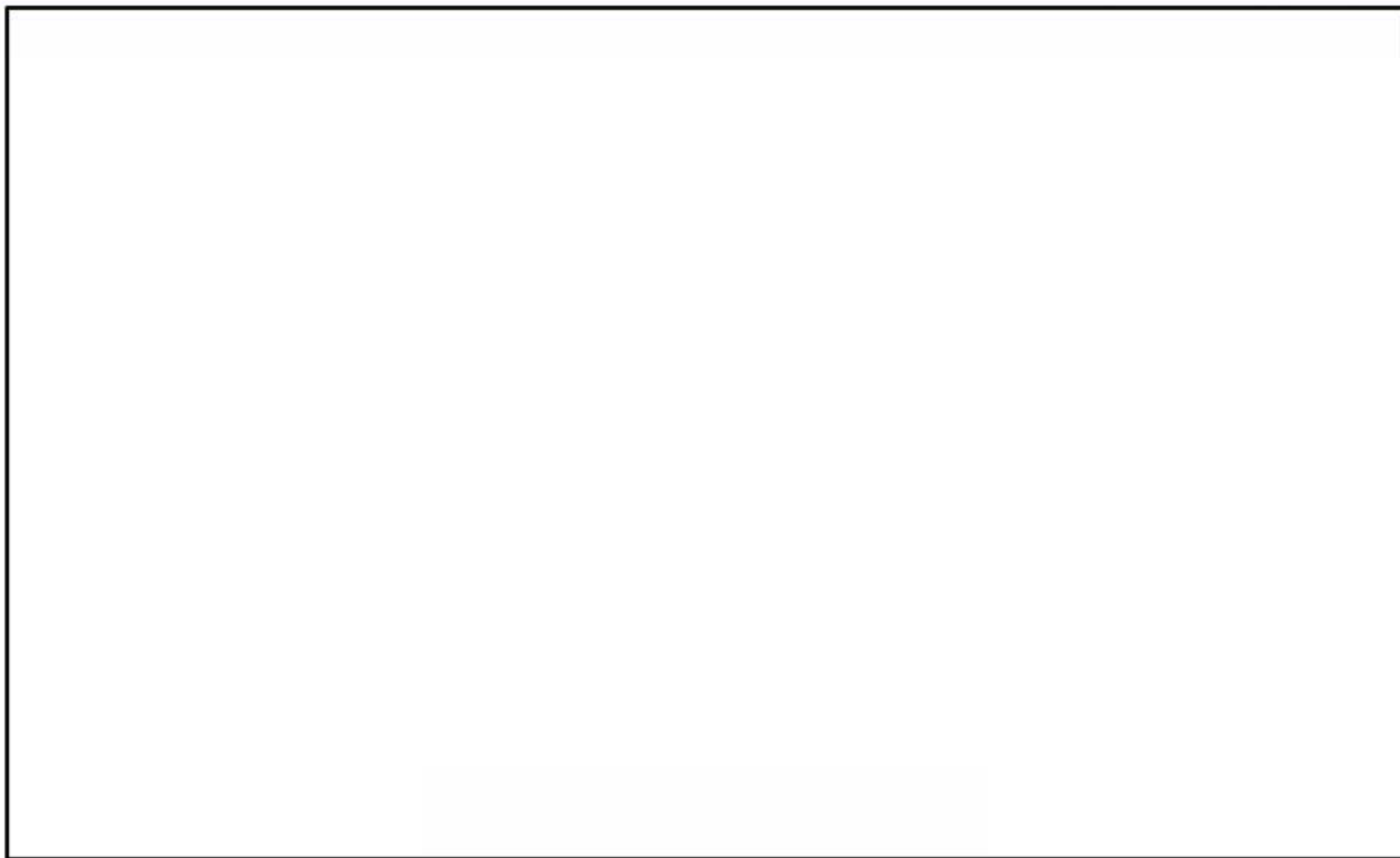
初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77), 参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)を参照

原子炉圧力容器破損の判断方法については補足説明資料(1-2-95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. 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(4／7)



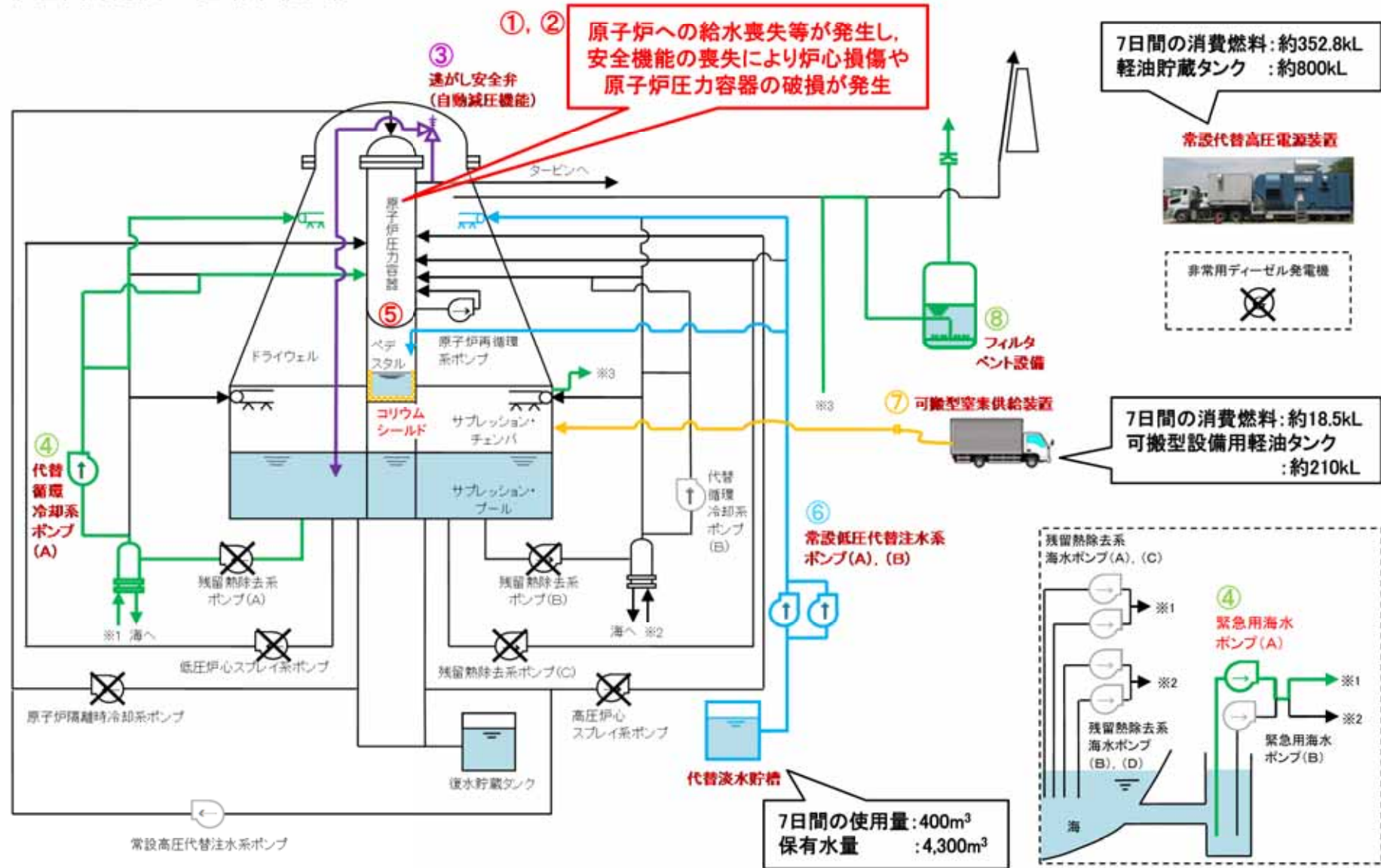
屋内外作業における要員等の動線図

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(1-2-106)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) 高压溶融物放出／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

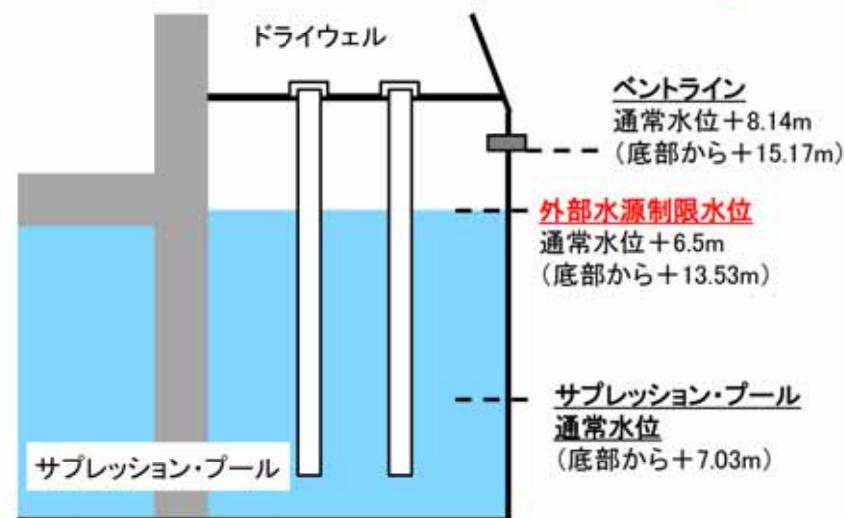
1Pd=最高使用圧力0.31MPa[gage]， 2Pd=限界圧力0.62MPa[gage]

※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。

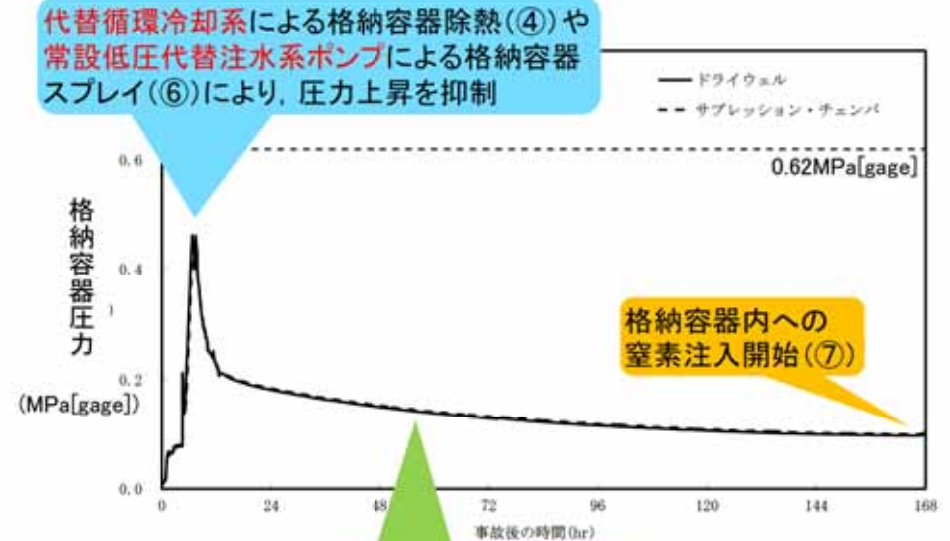
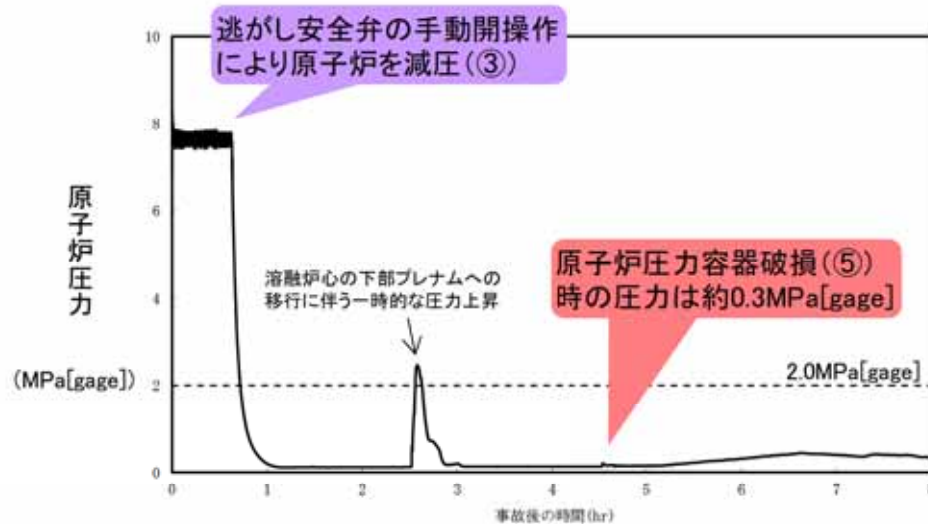
- ・格納容器内のスプレイ冷却が実施できない場合
- ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合、
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

5. 有効性評価の具体例

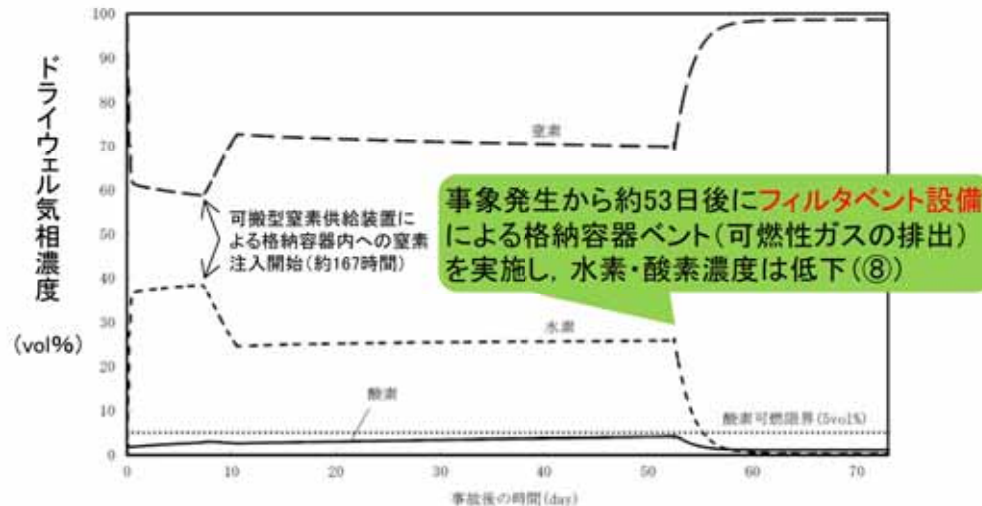
(5) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(7/7)



【有効性評価の結果】



代替循環冷却系による格納容器除熱を継続(④)



評価結果

- 原子炉圧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DESTAL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

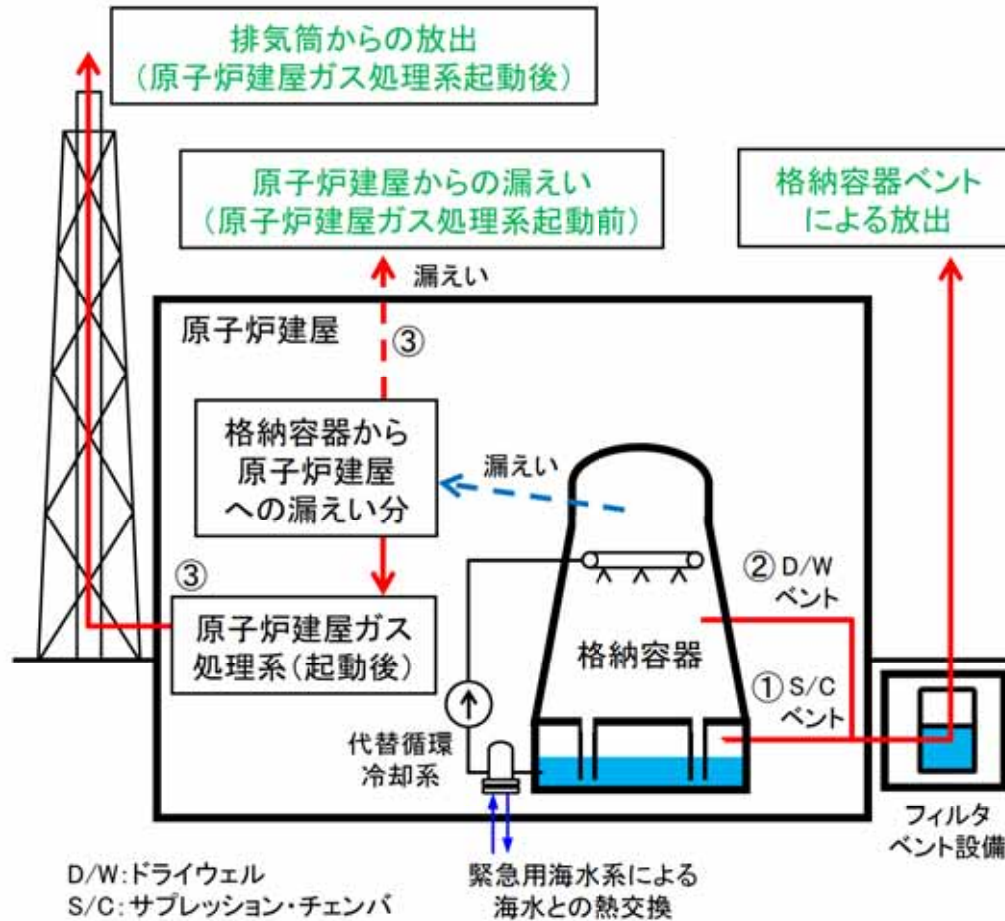
5. 有効性評価の具体例

(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】



- 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

【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:①+③)	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:①+③)	事象発生 約19時間後
	D/Wベント時:約20TBq ^{※1} (放出ルート:②+③)	
【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:①+③)	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①・②についてはベント開始時点から、放出ルート③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)

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】

①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

②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

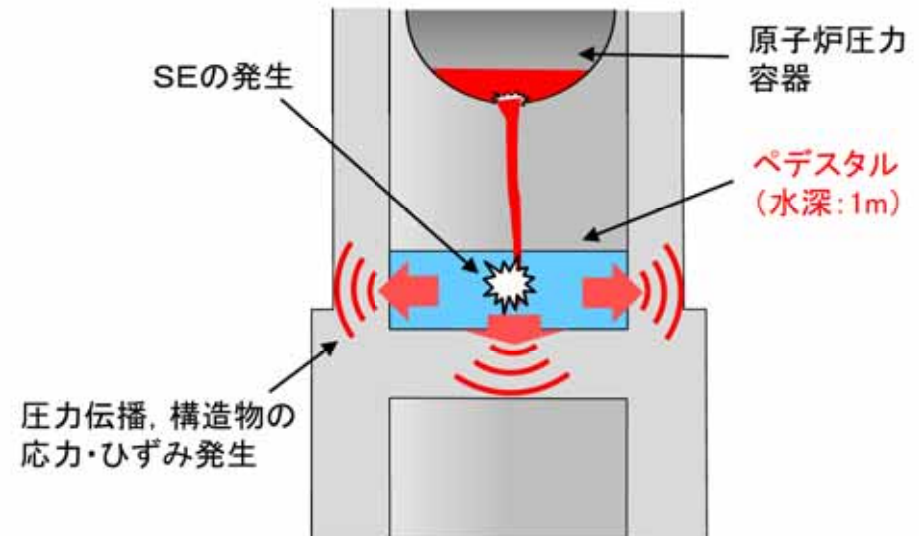
③構造応答解析コード(LS-DYNA)

- ・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

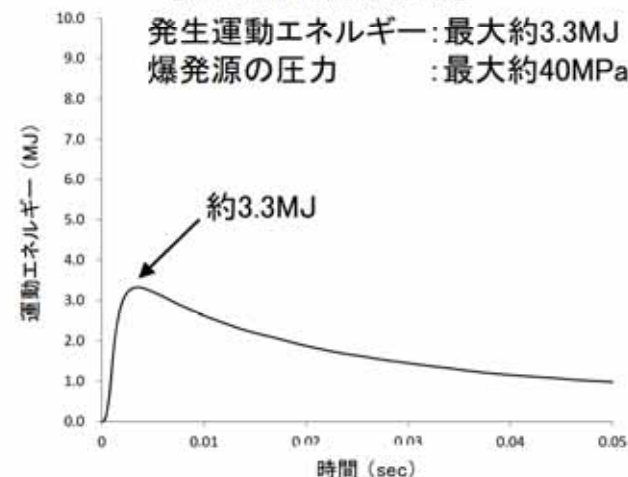
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価(2/2)

【主な評価条件】

解析コード	項目	評価条件・考え方
JASMINE	原子炉圧力容器 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

【JASMINE評価結果】

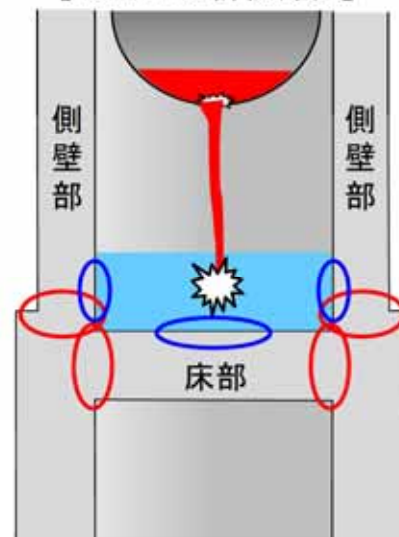
発生運動エネルギー: 最大約3.3MJ
爆発源の圧力: 最大約40MPa



【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	○

【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