

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

第14回ワーキング
チームでご説明

(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

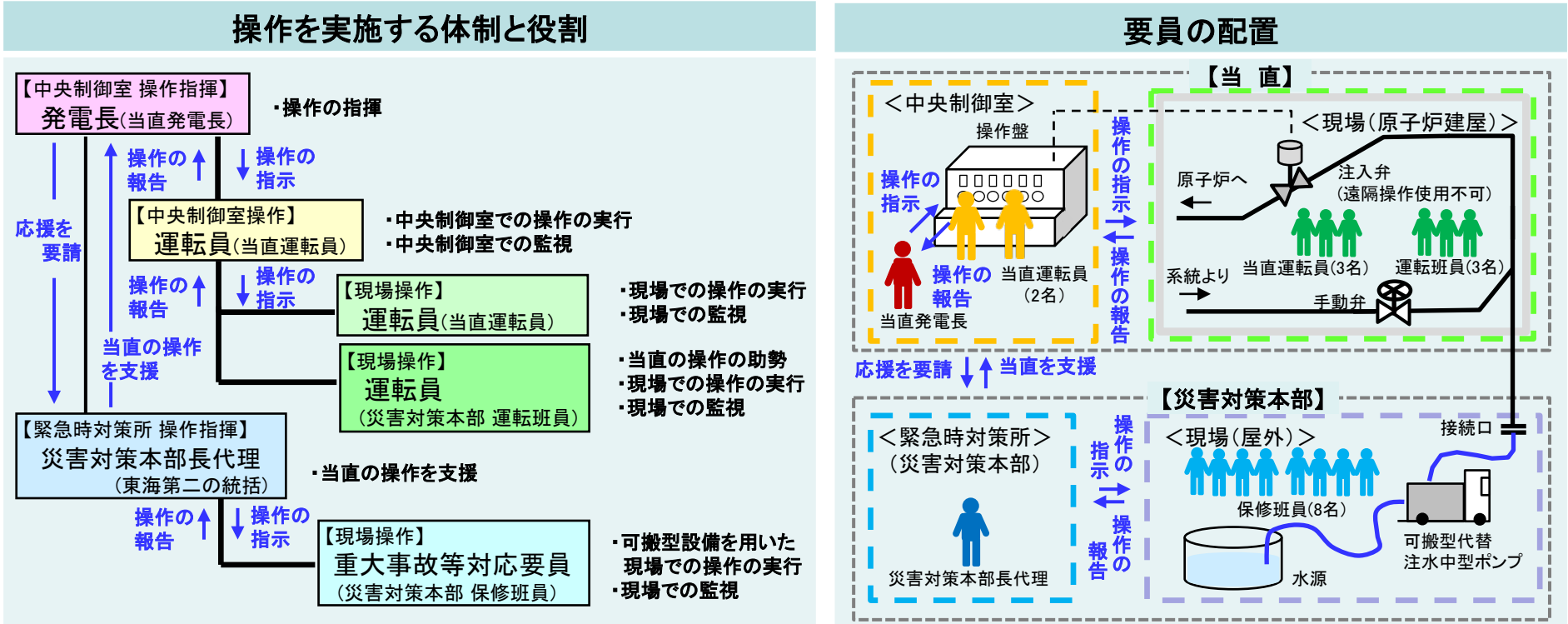
(6) 大気中へのCs-137放出量評価

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

- 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



【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	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

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 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ダ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ダリを減圧するための手順等	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	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
評価事項																			
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℃,
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

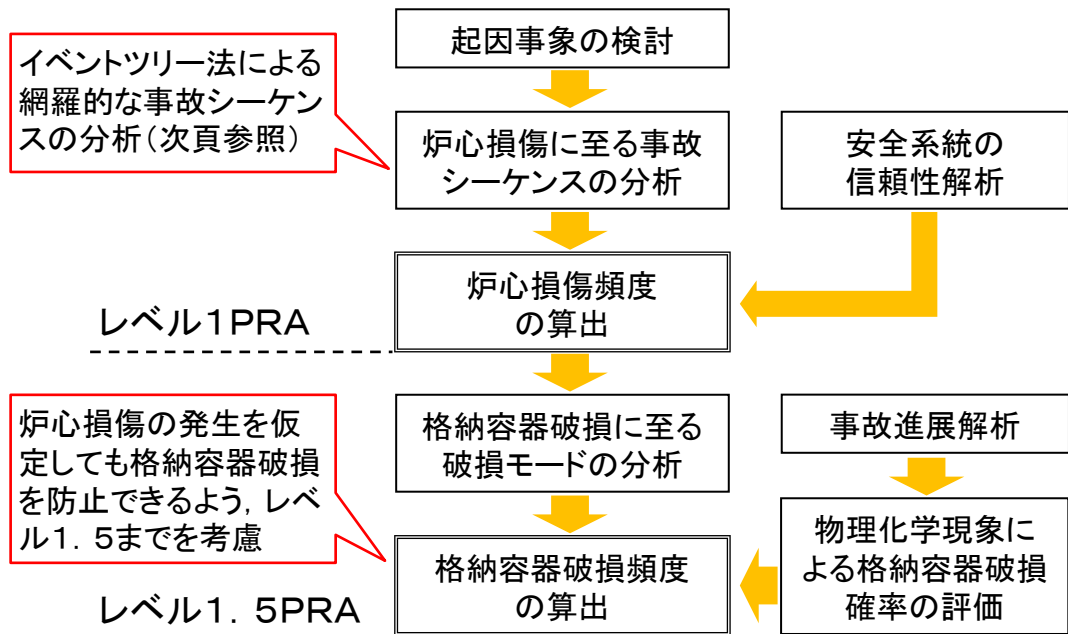
【事故シーケンス選定の考え方】

- **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, 喪失する安全系统等に着目し, 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】

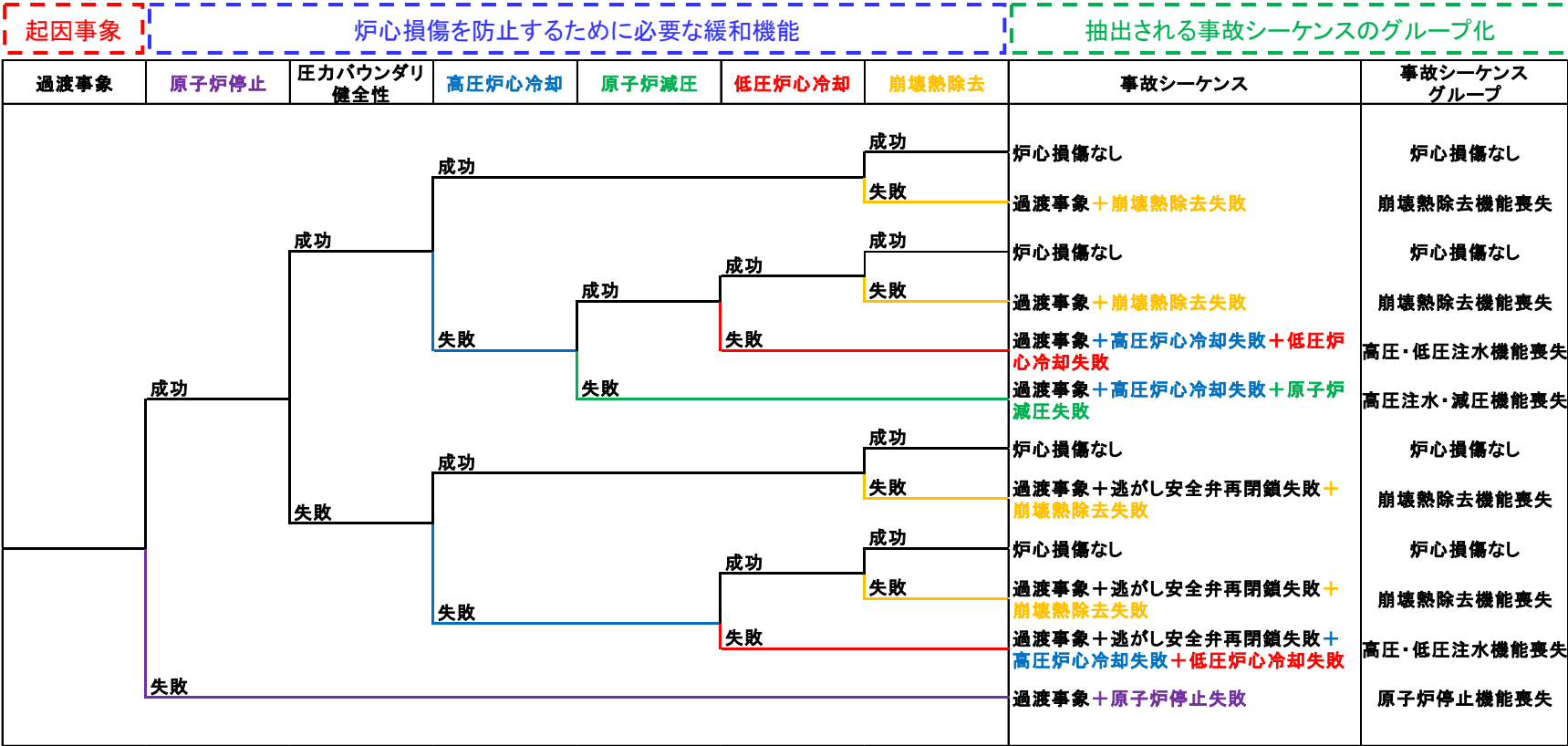
PRAでは、下記の方法により重大事故等の発生頻度や発電所全体のリスクを推定

- ・ 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



- 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)】

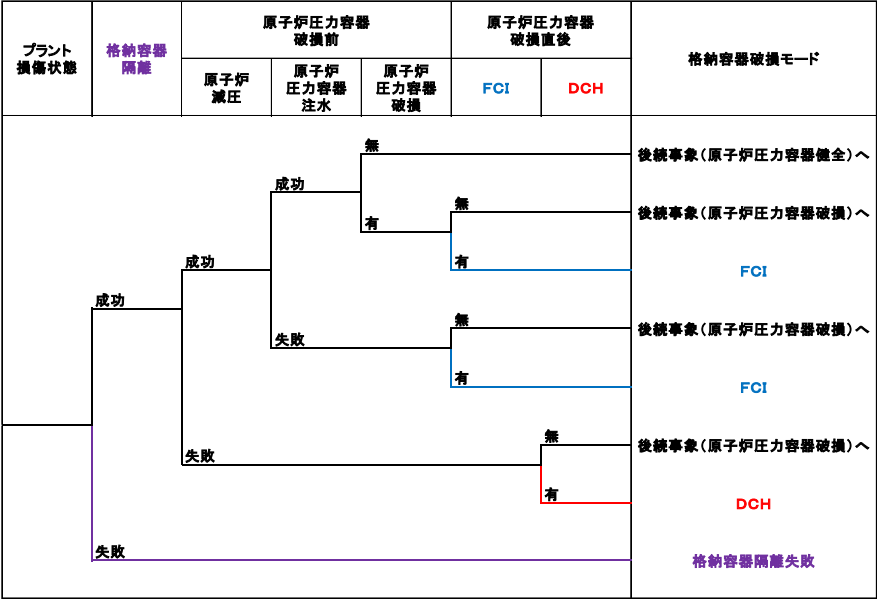


※1 プラント内部で起きる機器故障や人的ミスなどを起因とする**内部事象**及び**地震, 津波**を起因とする**外部事象**のPRA手法を考慮
※2 イベントツリー法は, 炉心損傷を防止するために必要な緩和機能の成否を分岐として設定し, 炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための手法

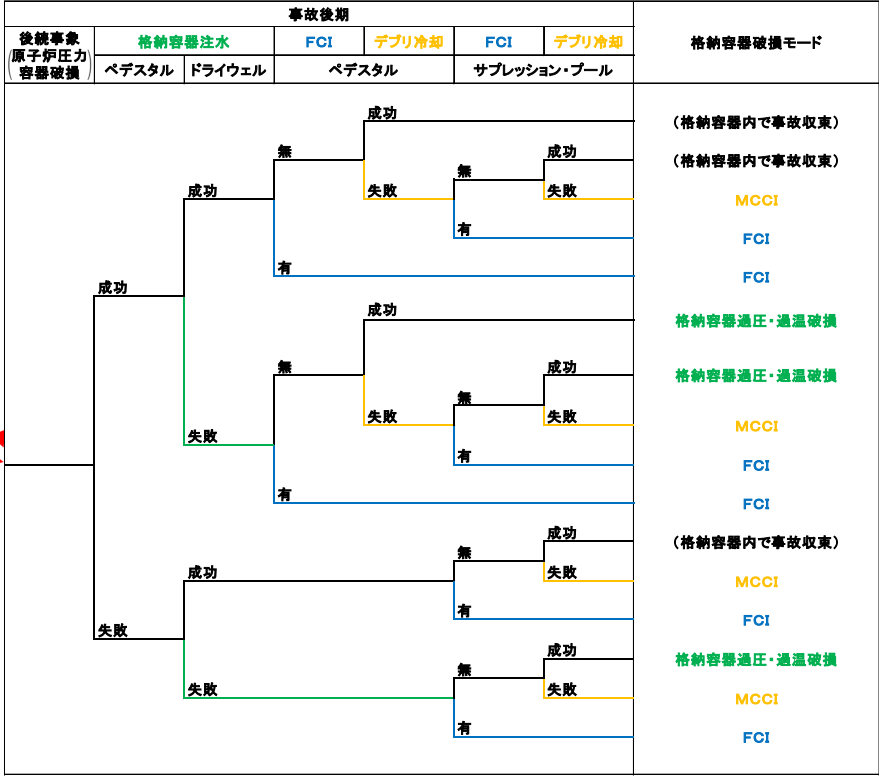
【格納容器破損イベントツリー】

- 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

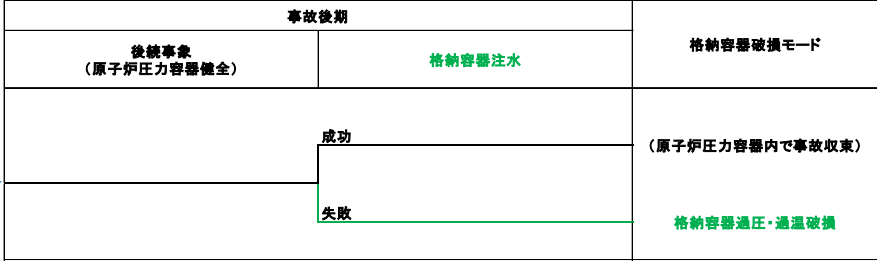
＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器破損)のイベントツリー＞



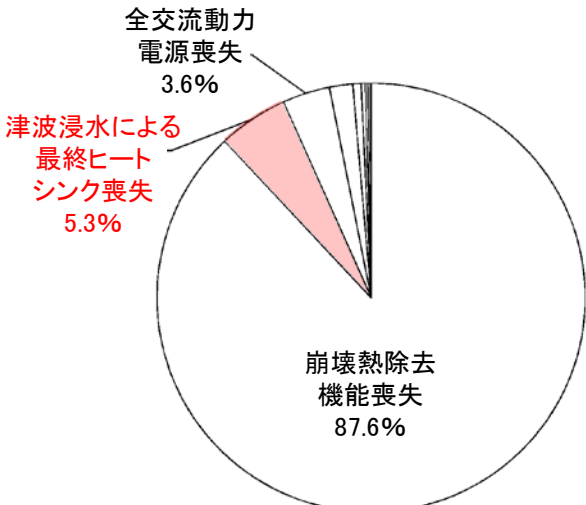
＜事故後期(原子炉圧力容器健全)のイベントツリー＞



【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)

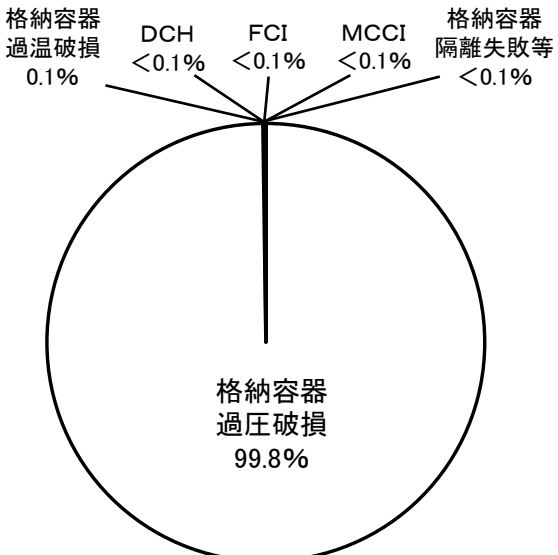
➤津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、
「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シー
ケンスグループ(事故想定)として抽出



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



【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	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	◎ 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	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(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

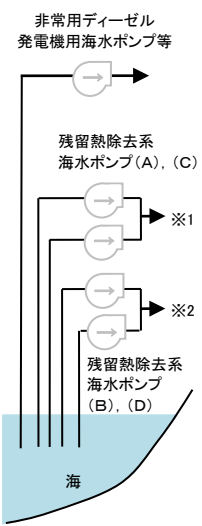
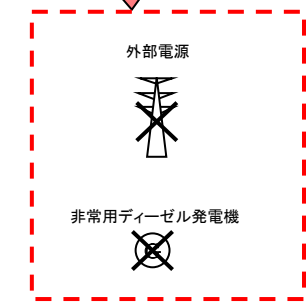
(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(1／6)



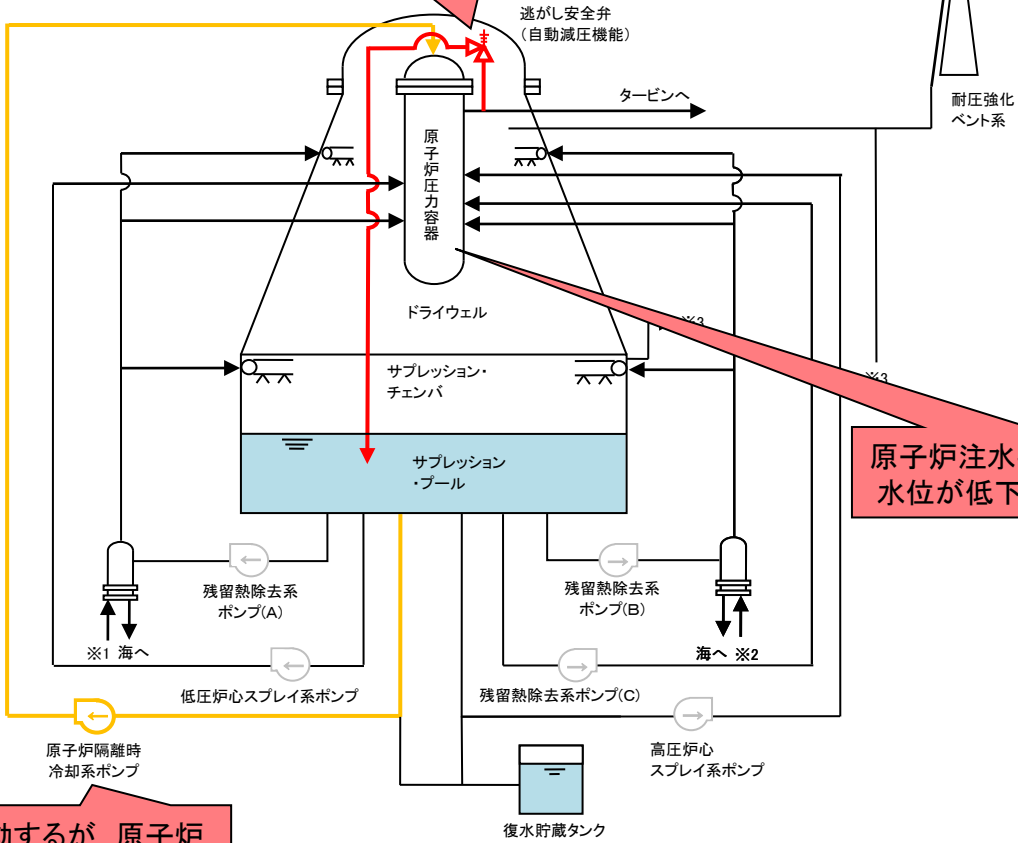
【事故シーケンスグループの特徴】

- 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)



【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	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 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) ↓ 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) ↓ 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 ↓ 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)

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	
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

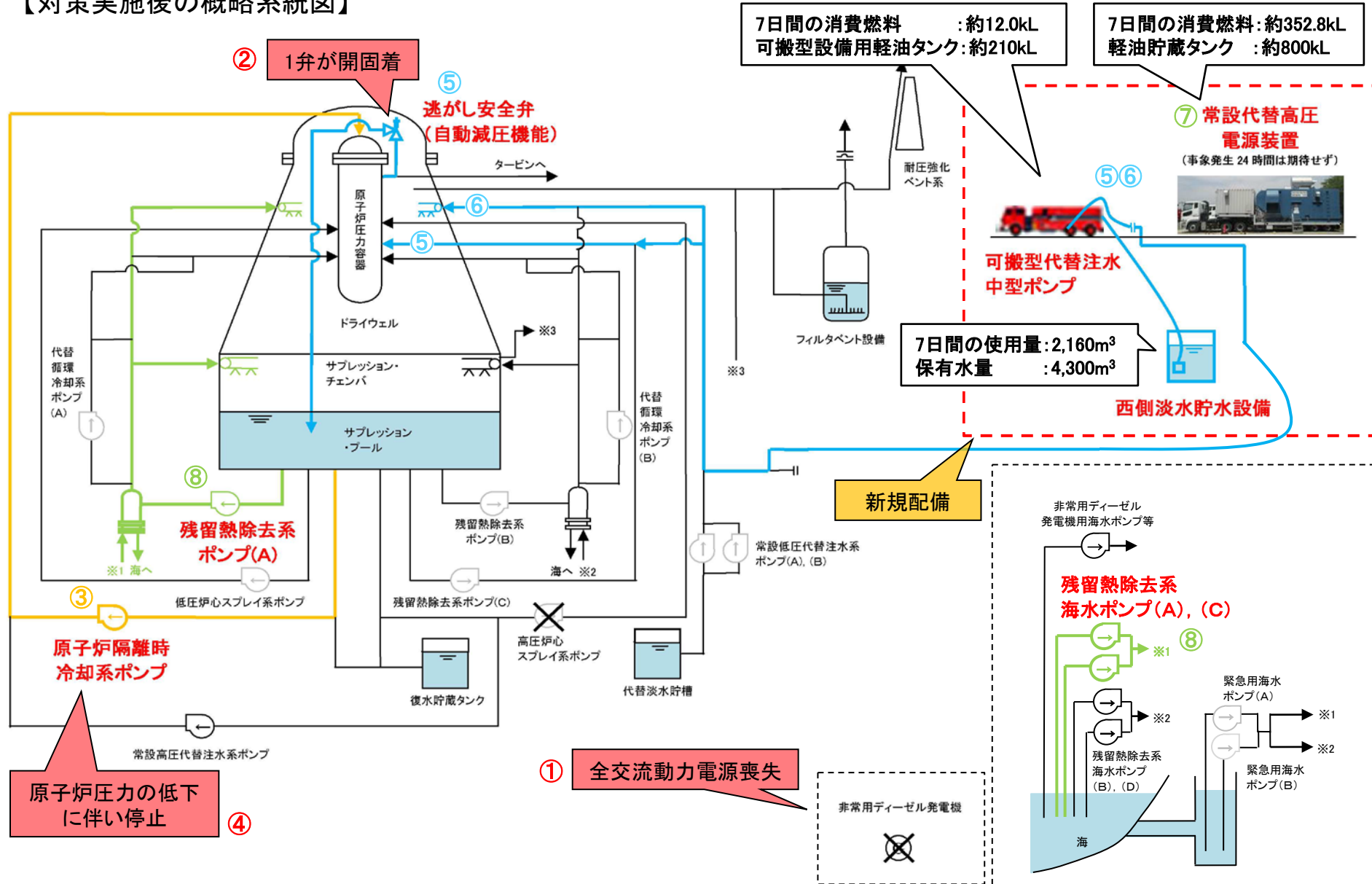
5. 有効性評価の具体例

(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】

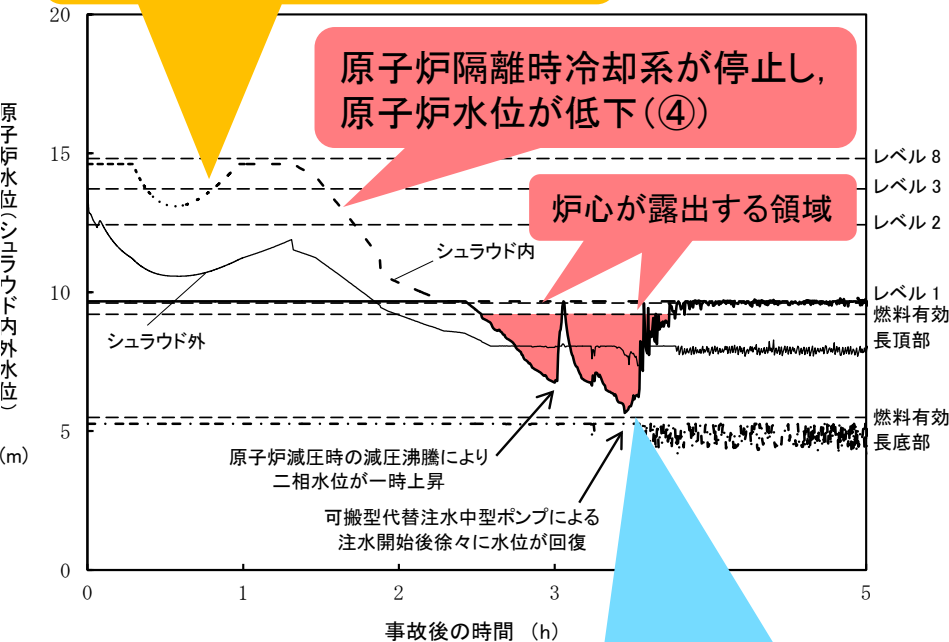


5. 有効性評価の具体例

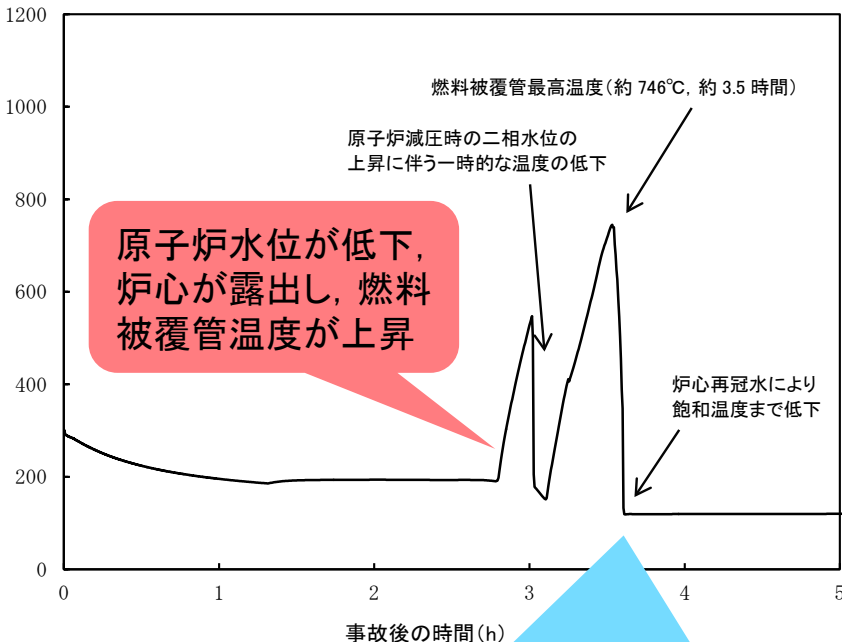
(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(6/6)

【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)

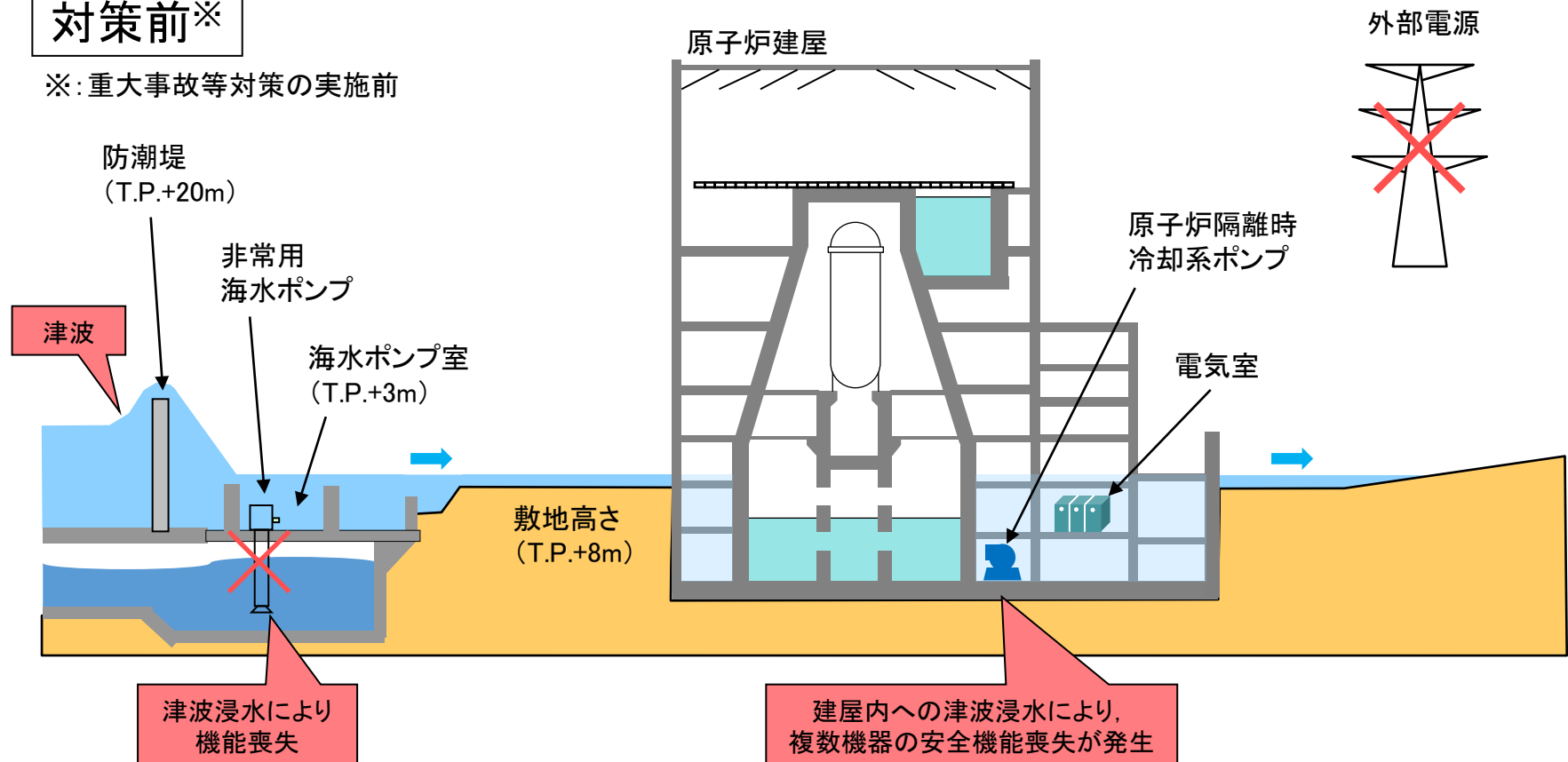
【事故シーケンスグループの特徴】

- 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

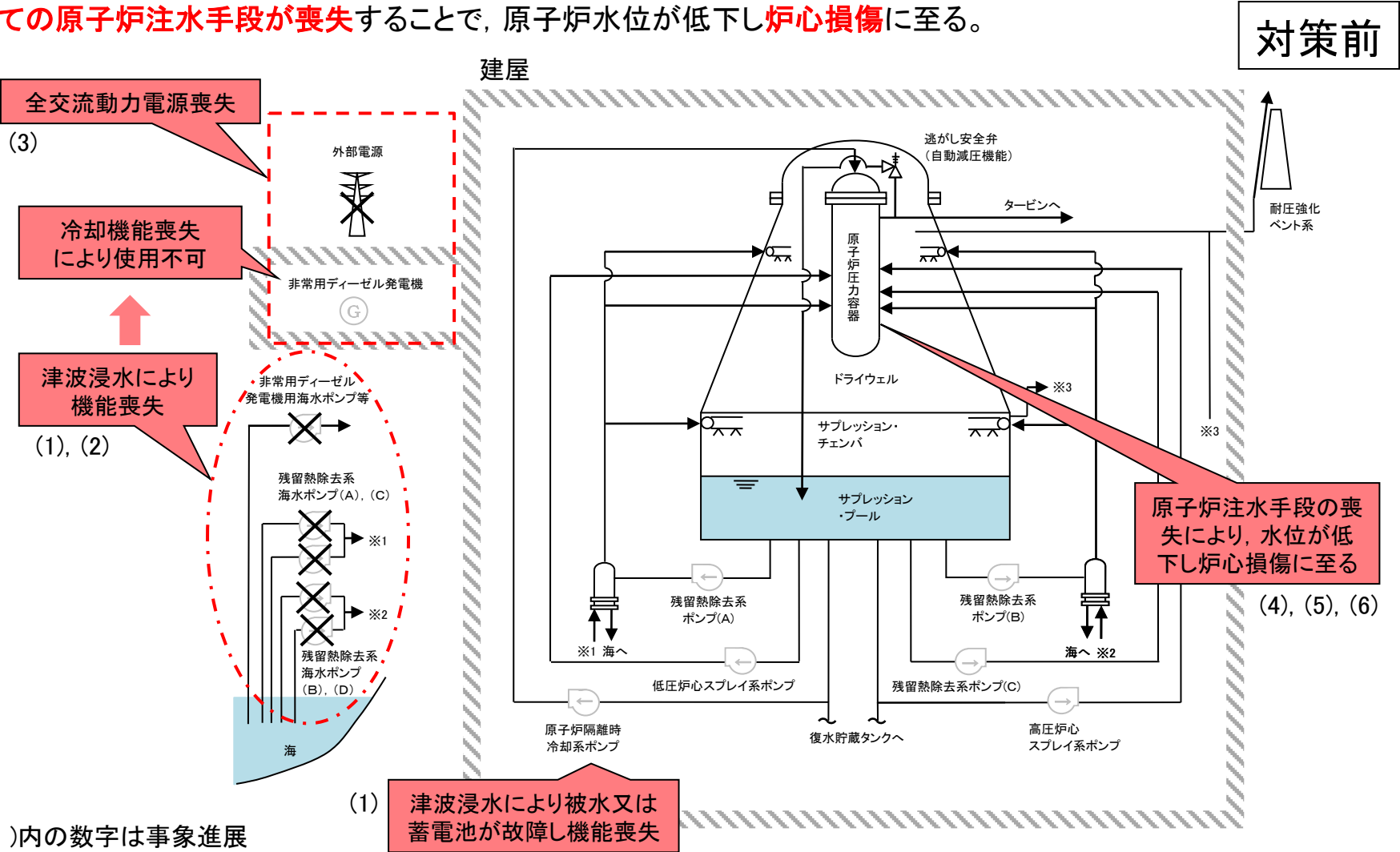


5. 有効性評価の具体例

(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	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 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 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 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	● 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						
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

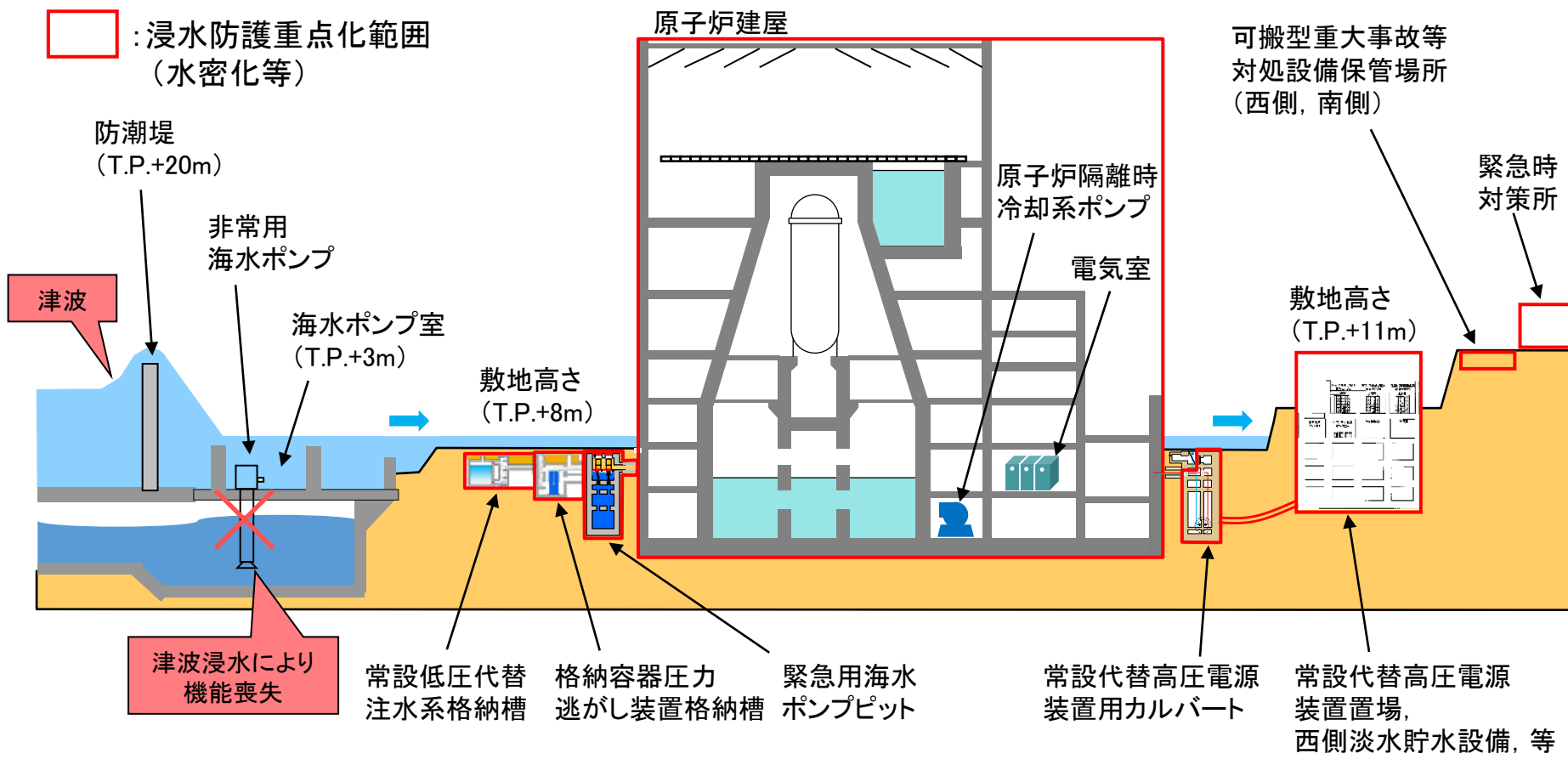
5. 有効性評価の具体例



(2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(6／9)

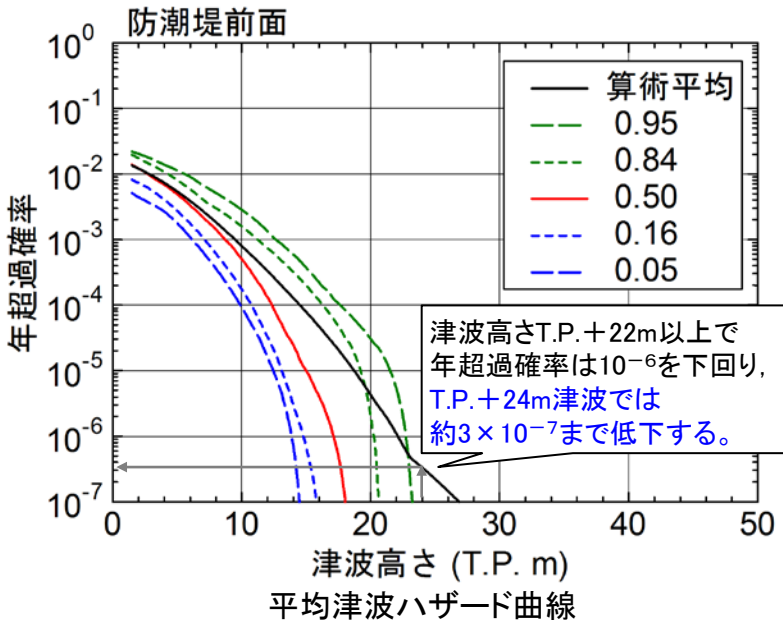
【敷地に遡上する津波に対する防護】

●**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。

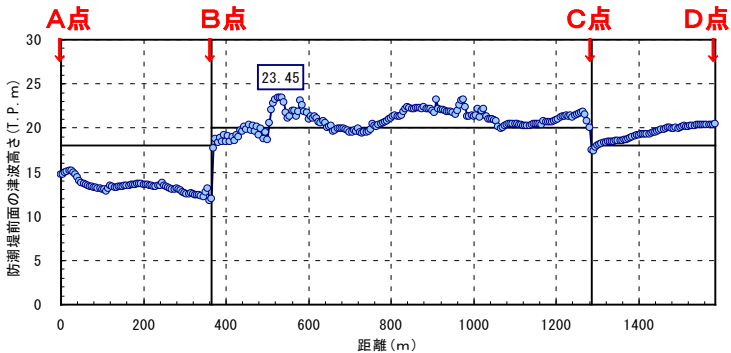


敷地に遡上する津波による敷地の浸水と建屋断面図

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)



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

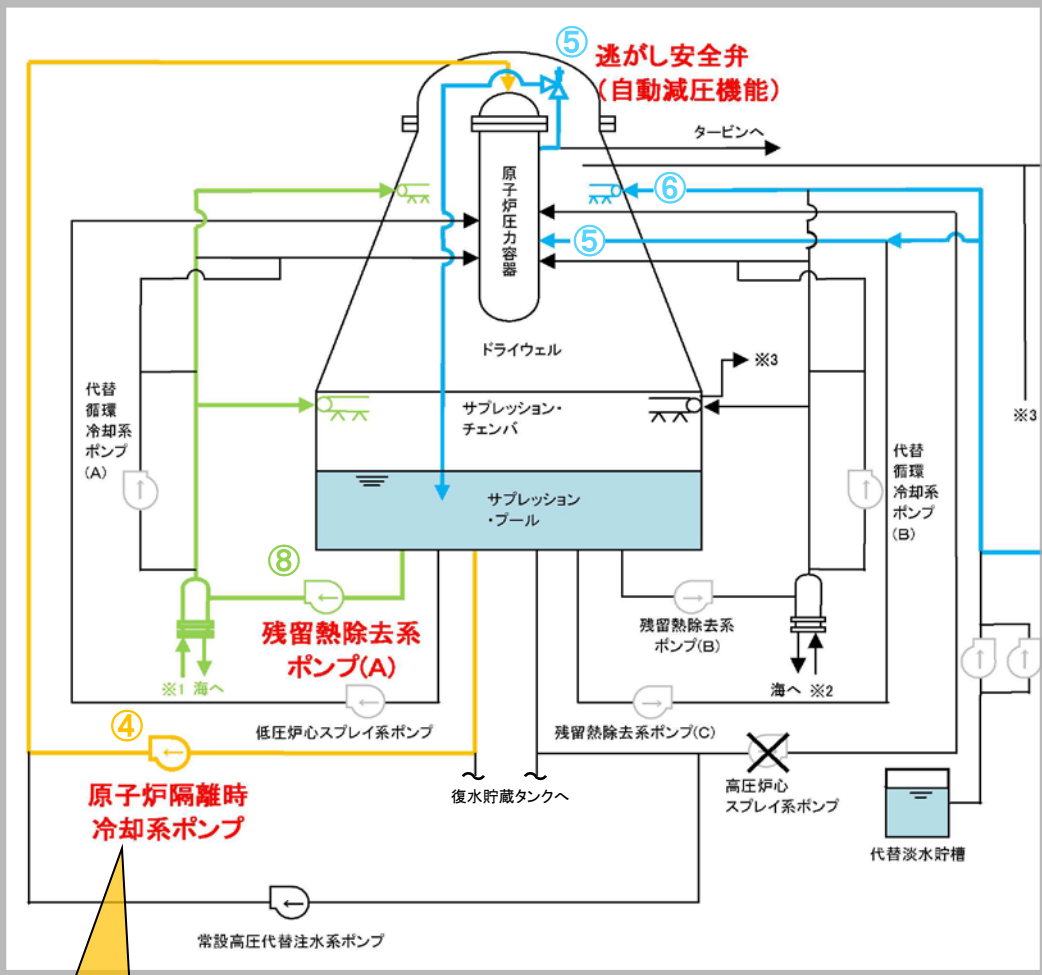
※津波高さ(T.P.+24m)は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤前面の最高水位(駆け上がり高さ)を示す

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】

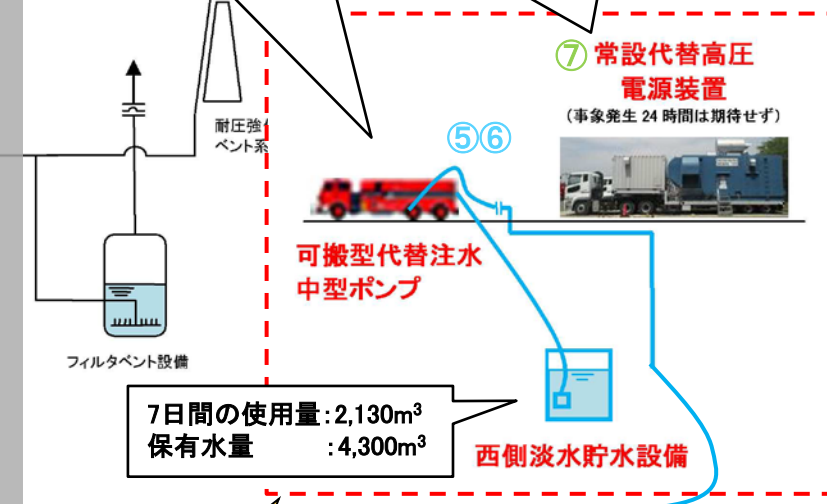
建屋(水密化)



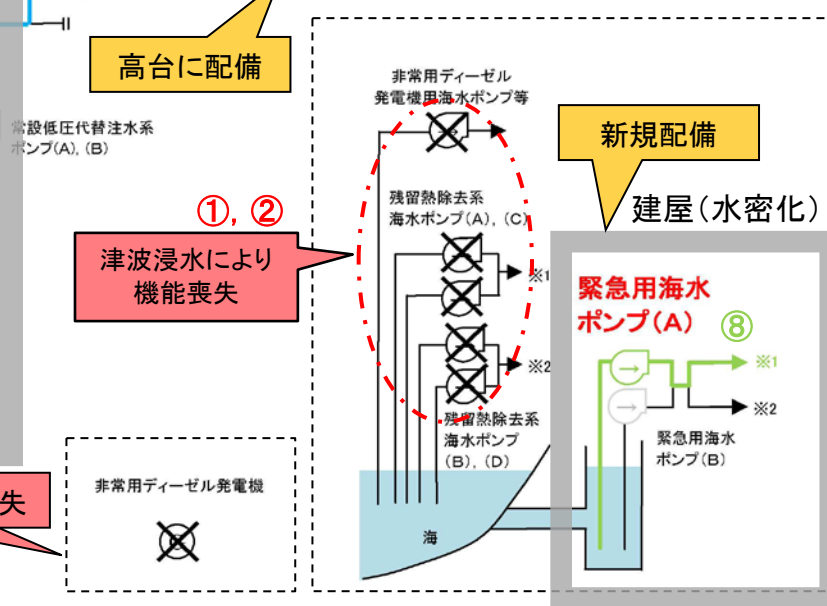
建屋の水密化
により機能維持

7日間の消費燃料 : 約12.0kL
可搬型設備用軽油タンク: 約210kL

7日間の消費燃料: 約352.8kL
軽油貯蔵タンク : 約800kL



7日間の使用量: 2,130m³
保有水量 : 4,300m³

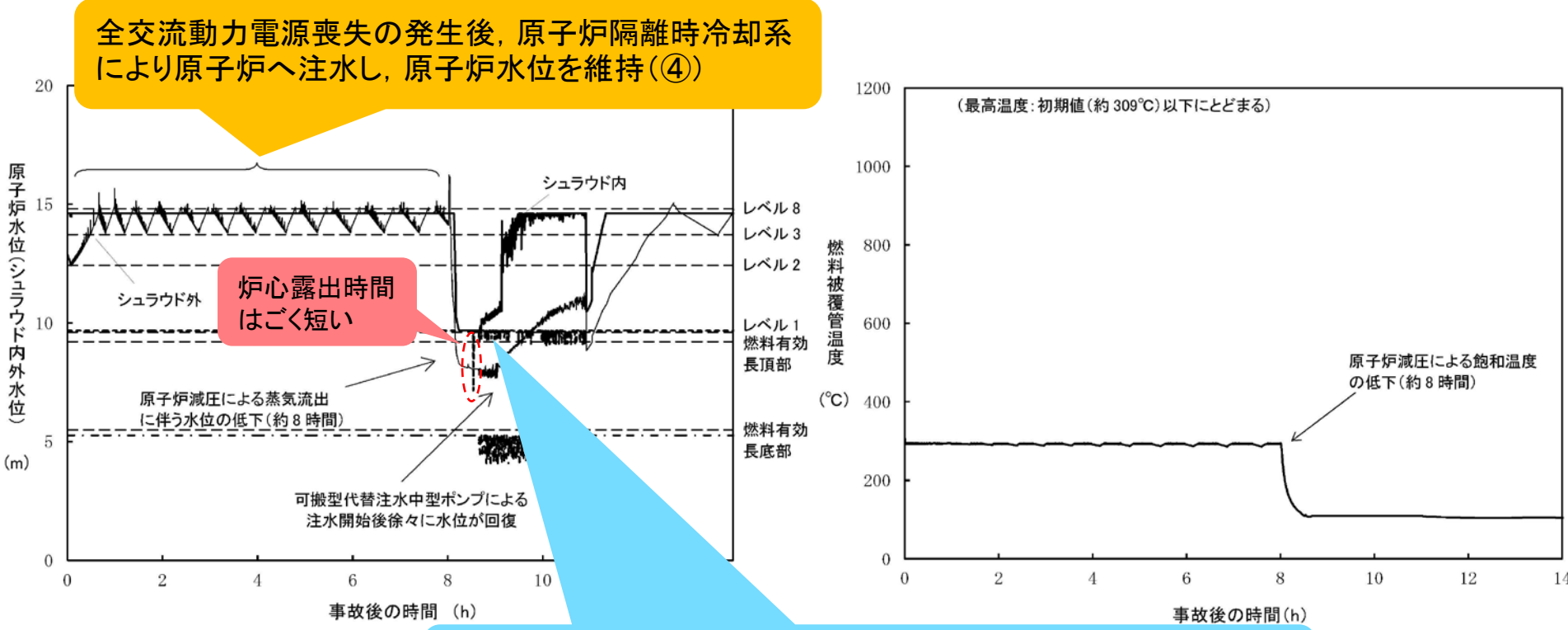


①, ②
津波浸水により
機能喪失

③ 全交流動力電源喪失

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(⑤)



評価結果

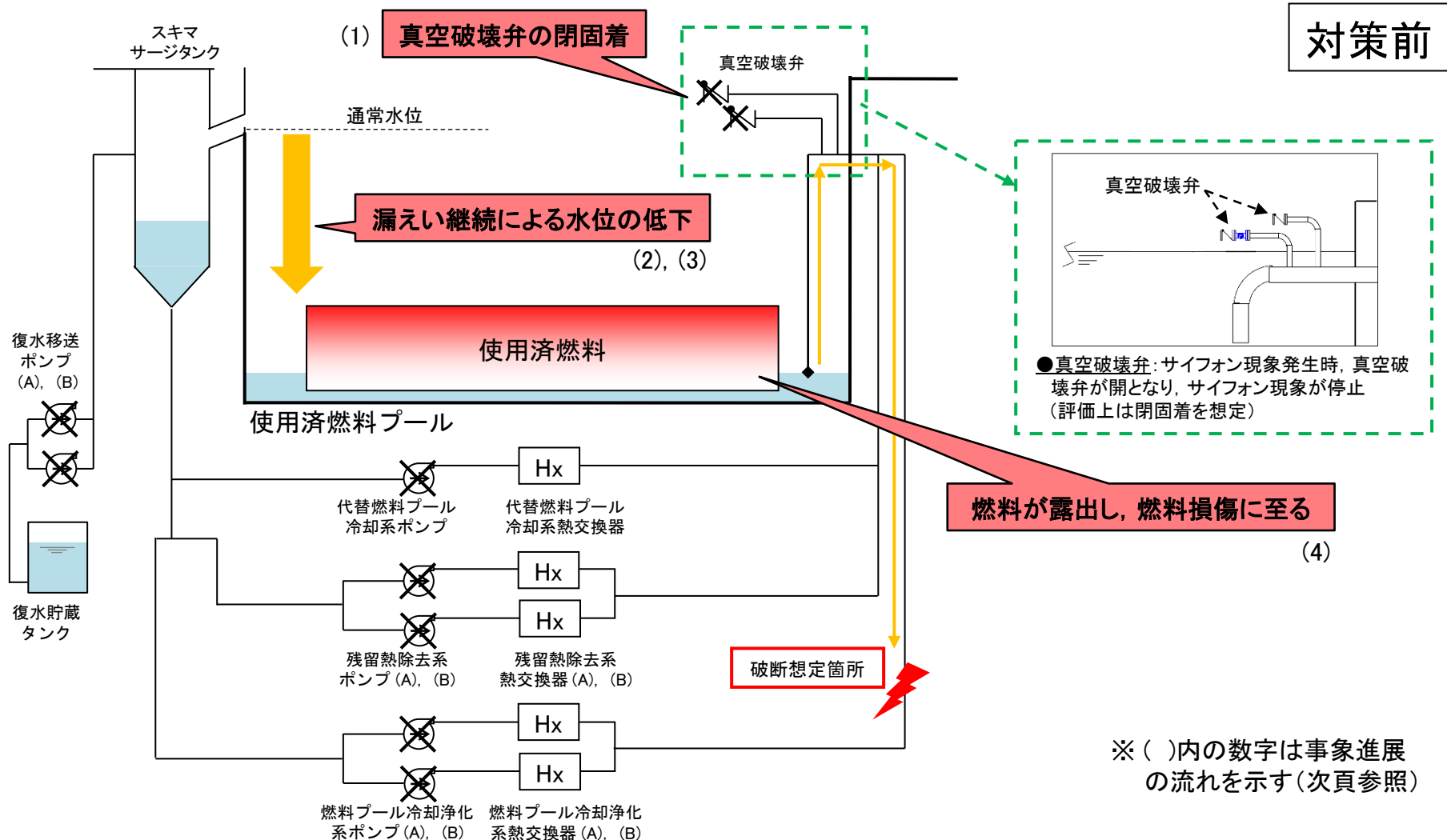
- 燃料被覆管温度は**初期値(約309°C)以下**となり、炉心損傷に至らない
- 交流動力電源復旧後は、**緊急用海水系**及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し、安定状態へ移行

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) ↓ (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) ↓ ① 真空破壊弁閉固着を想定 ↓ ② サイフォンブレイク用配管による漏えい停止 ↓ ③ プール水の沸騰 ↓ 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	●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						
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。

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

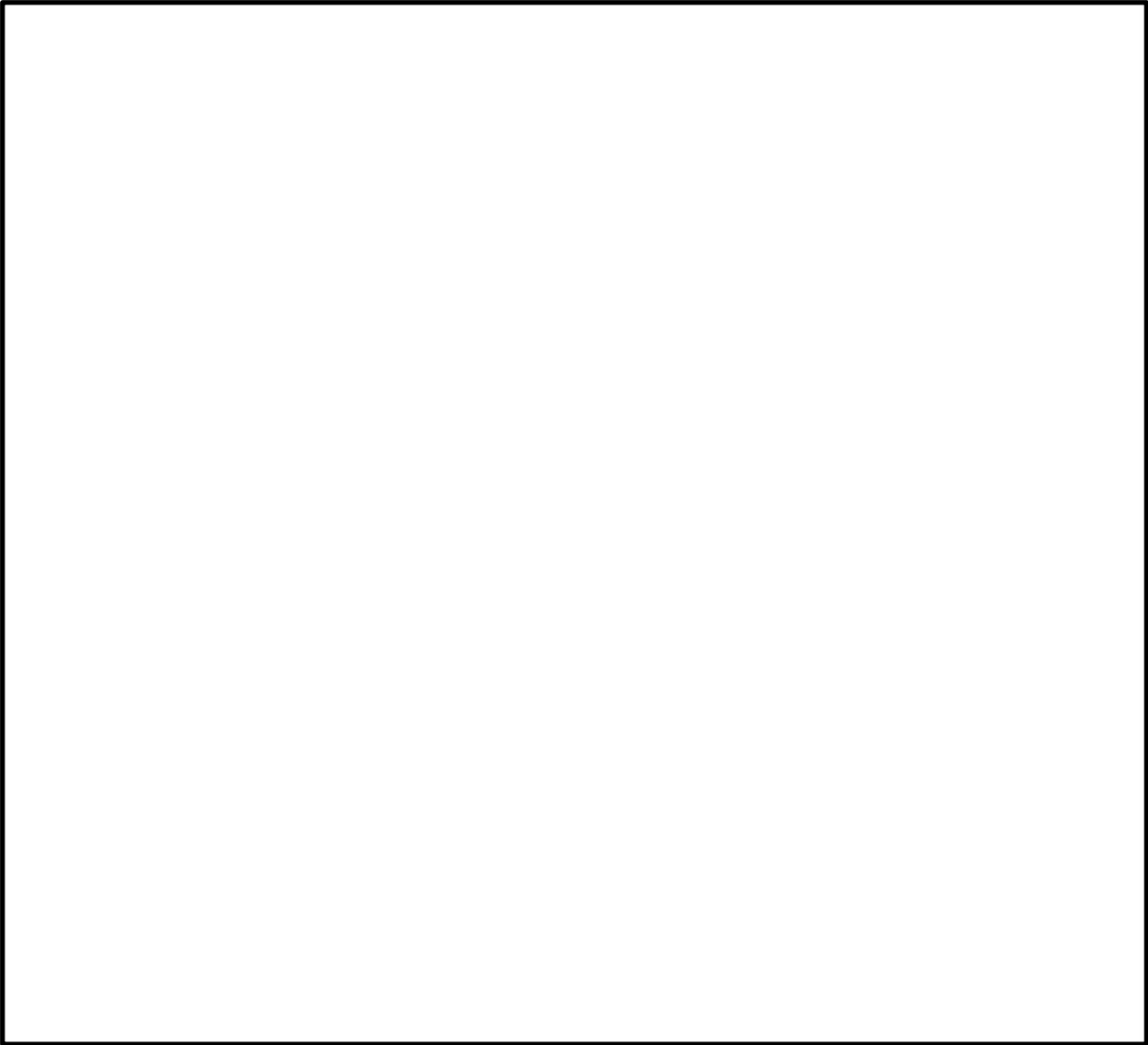
初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77), 参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)を参照

※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

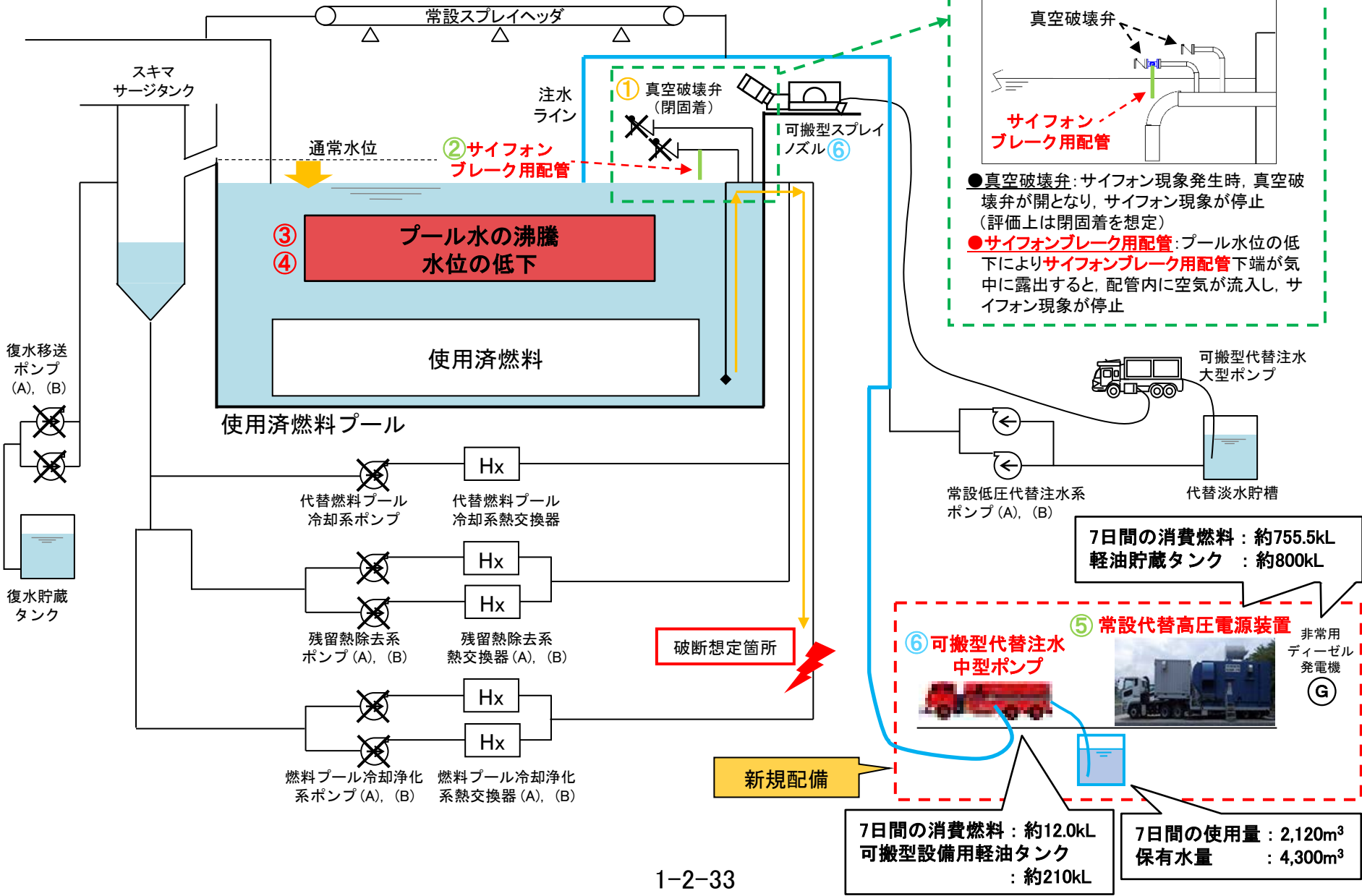
屋外作業における要員等の動線図

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】

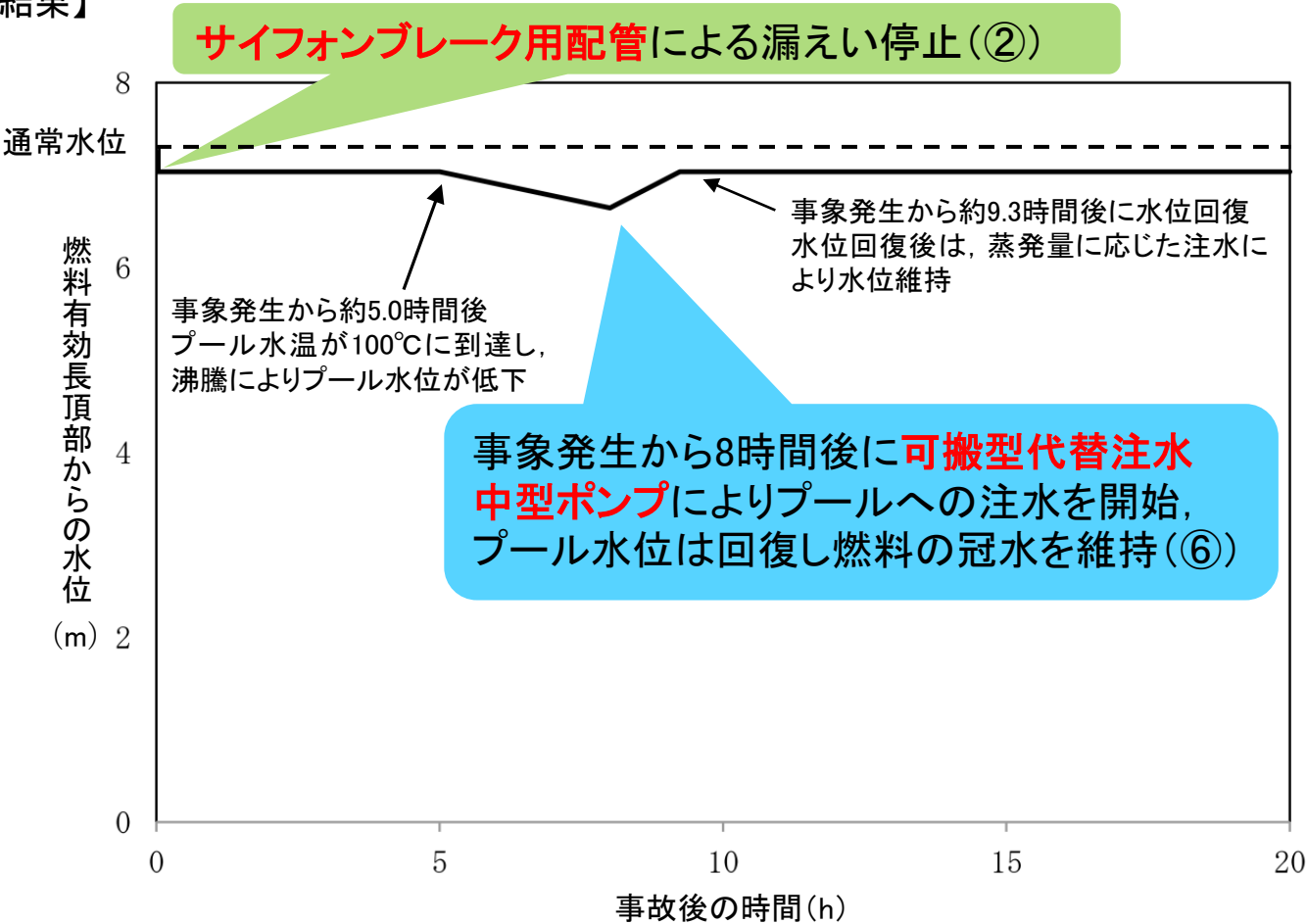


5. 有効性評価の具体例



(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

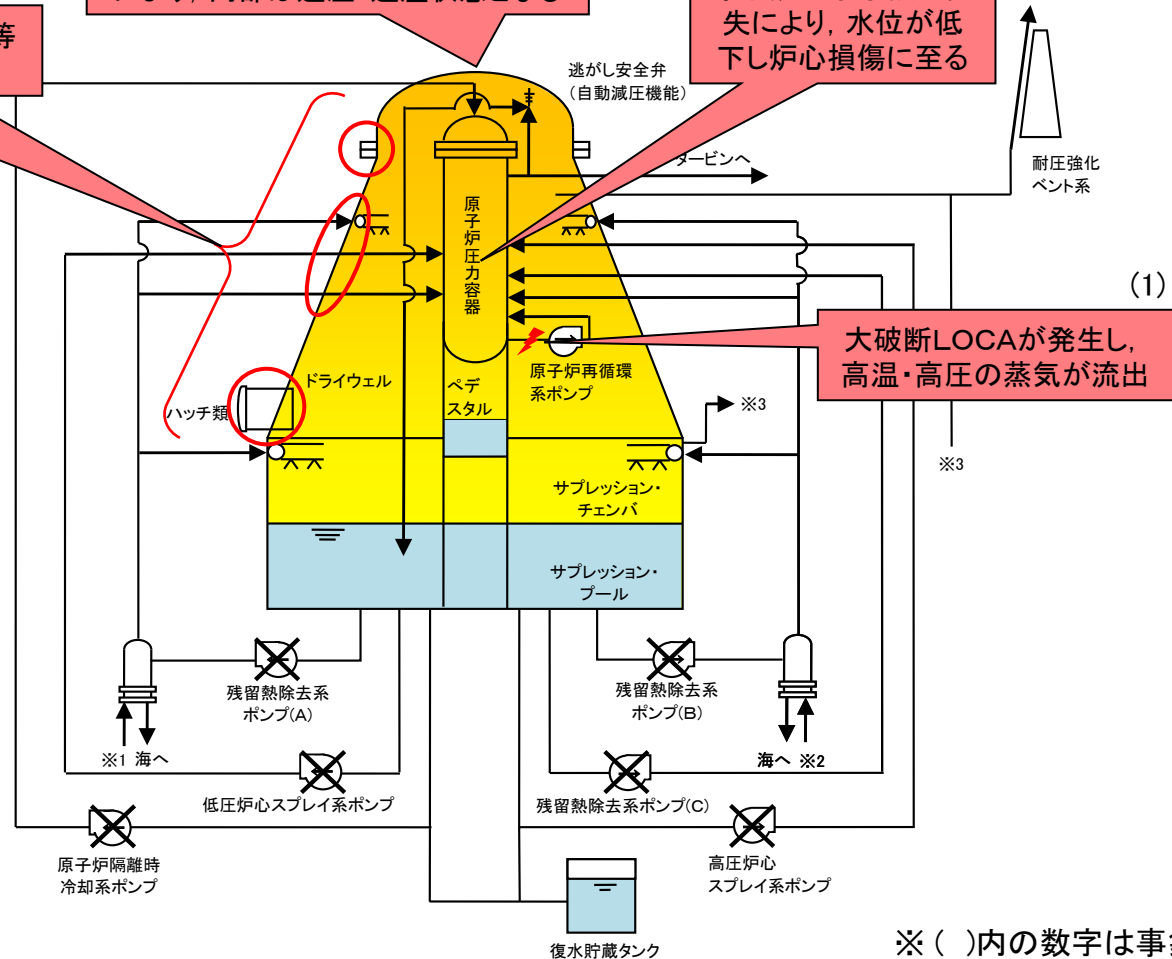
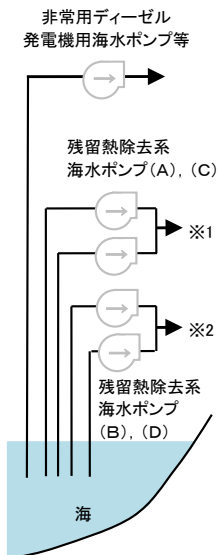
ECCS: 非常用炉心冷却系

- (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量**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	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 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) ↓ 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 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) ↓ 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※) ↓ 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**

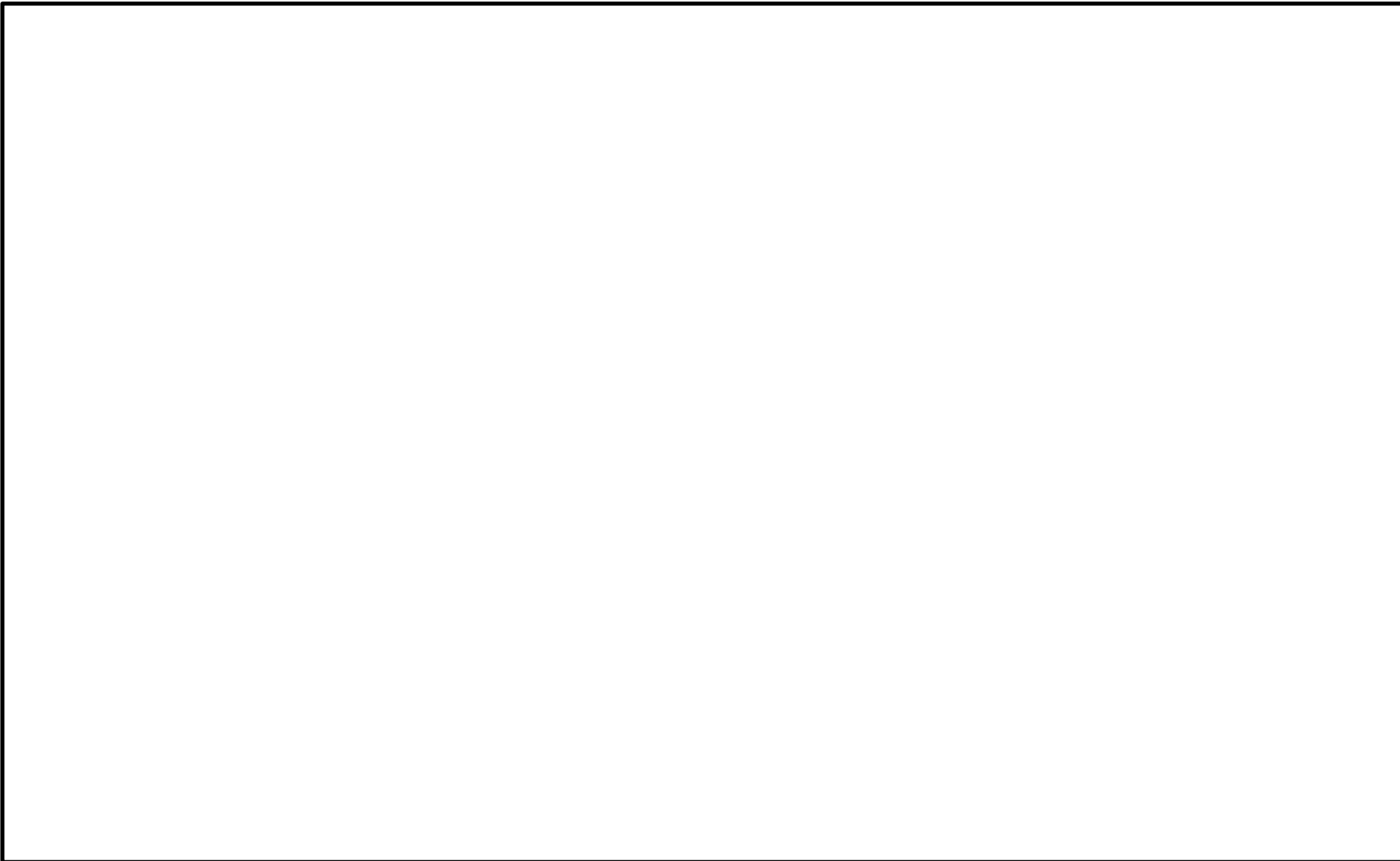
操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)									
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	60	80	100			
状況判断	2人 A, B			10分									
常設代替高圧電源装置による受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分 手順14								
③ 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分 手順4, 6								
④ 緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱	【1人】 A				65分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



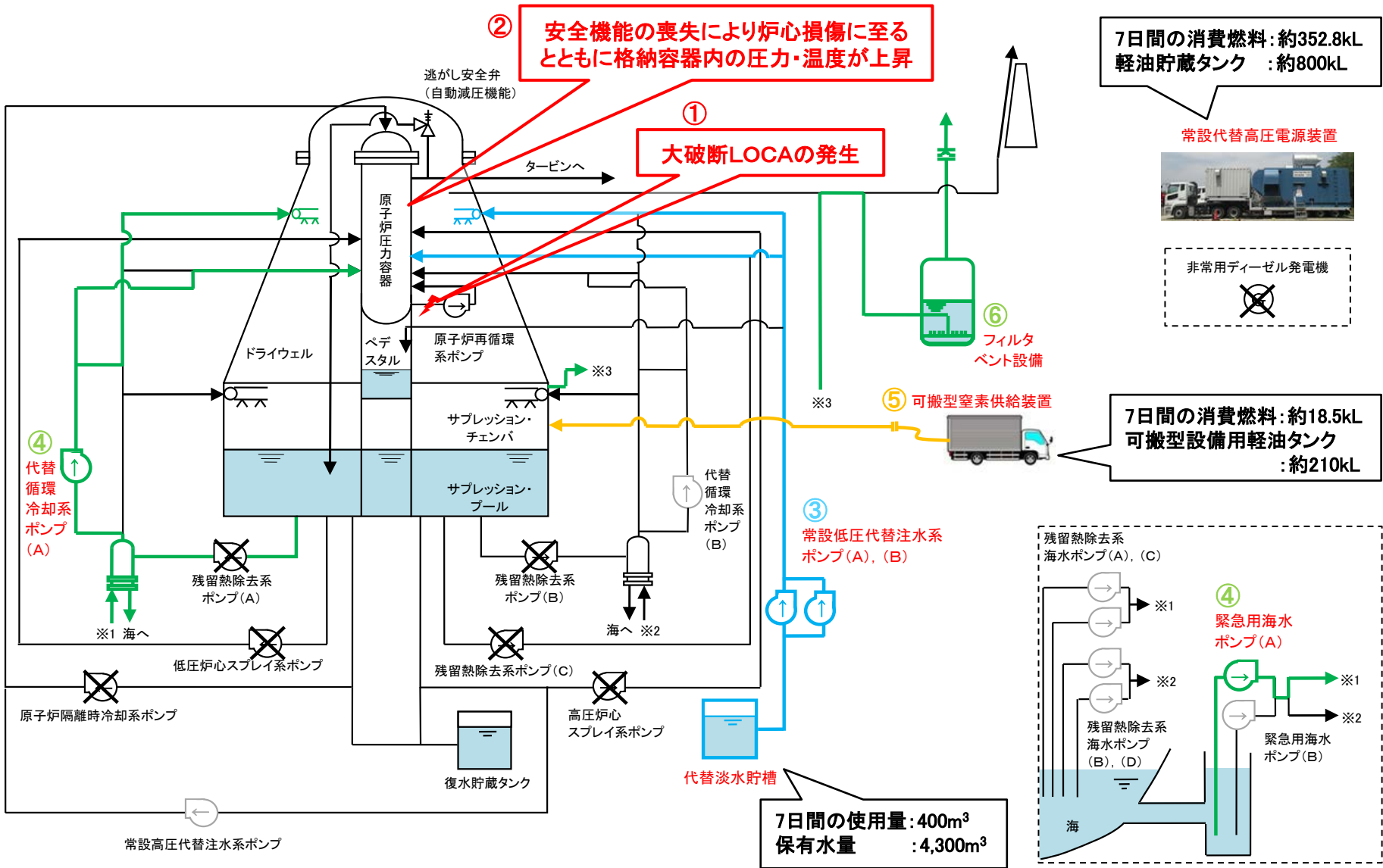
屋内外作業における要員等の動線図

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 (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】

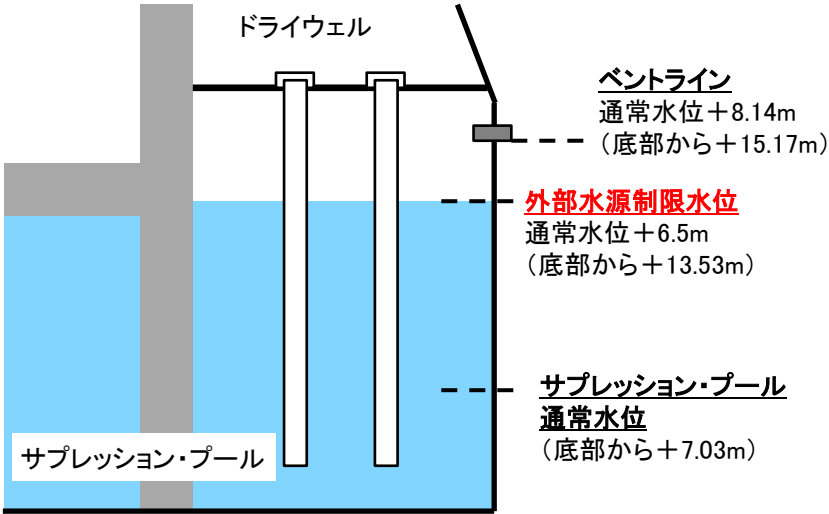


5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による
静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(5/7)

●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。

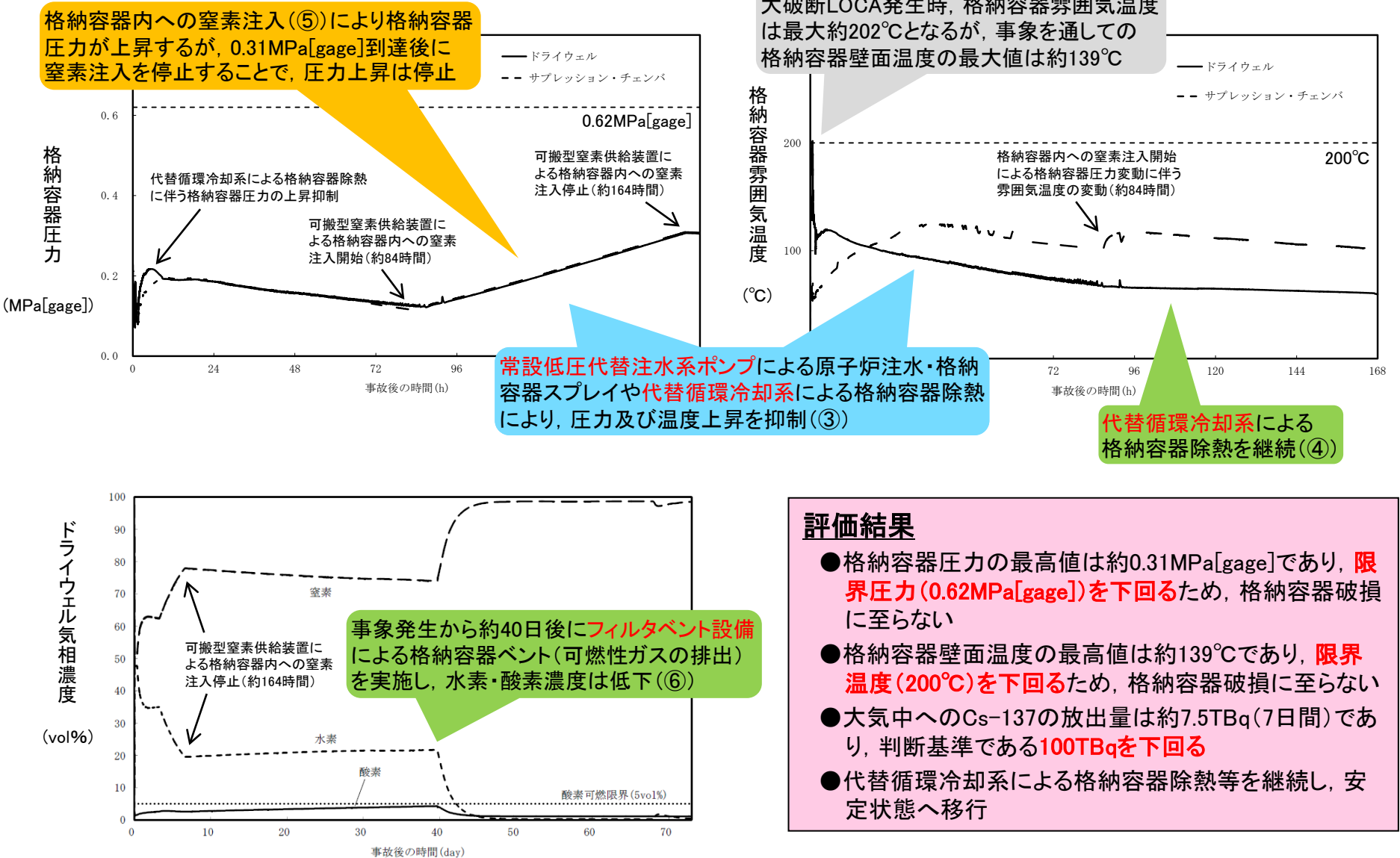


- 上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。
- ・全ての格納容器スプレイ機能が喪失した場合
 - ・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合
 - ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
 - ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

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】



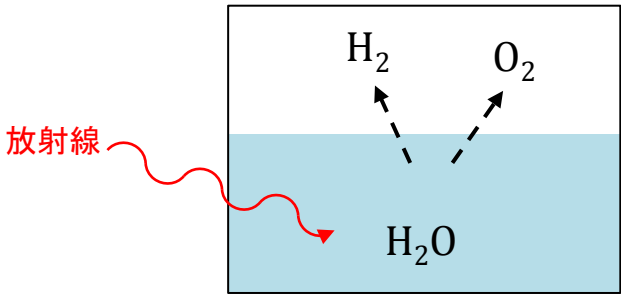
- 評価結果**
- 格納容器圧力の最高値は約0.31MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
 - 格納容器壁面温度の最高値は約139°Cであり、**限界温度(200°C)を下回る**ため、格納容器破損に至らない
 - 大気中へのCs-137の放出量は約7.5TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
 - 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

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)(7/7)

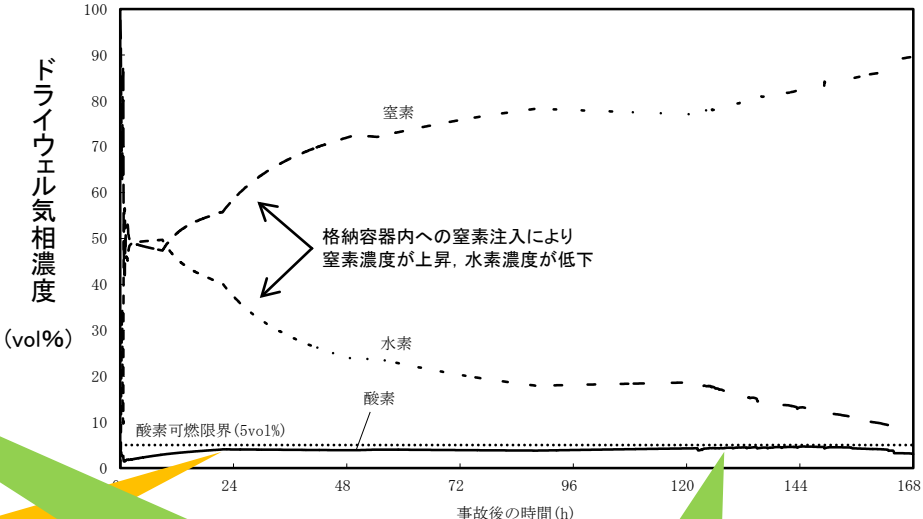
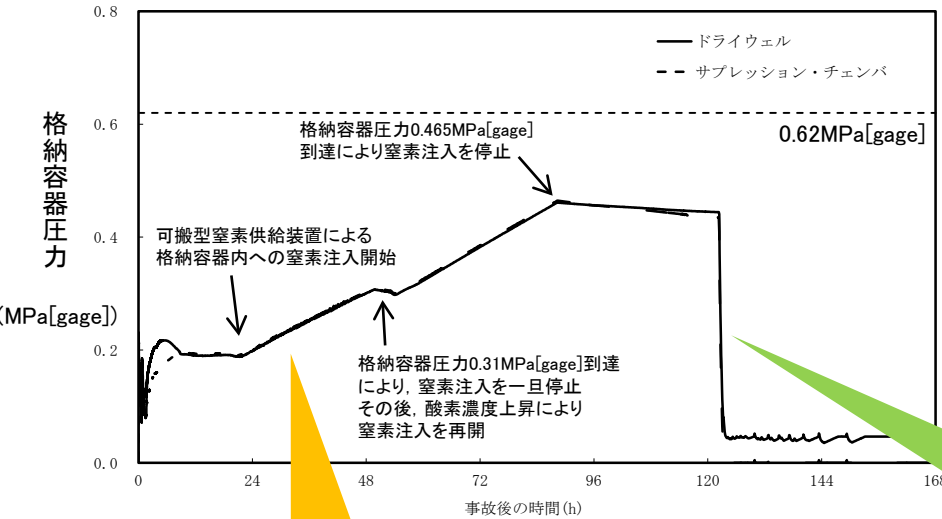


- 水の放射線分解により、格納容器内の酸素濃度は徐々に上昇
- 代替循環冷却系を使用できる場合でも、**長期的には可燃性ガスの排出のための格納容器ベントが必要**
⇒酸素濃度を監視し、可燃限界である5vol%到達前に格納容器ベントを実施する手順を整備
- 水の放射線分解による酸素の発生速度には不確かさがあるため、想定される不確かさの範囲内で**最も発生速度が速い場合の感度解析**を実施

【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	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 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) ↓ 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) ↓ 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**

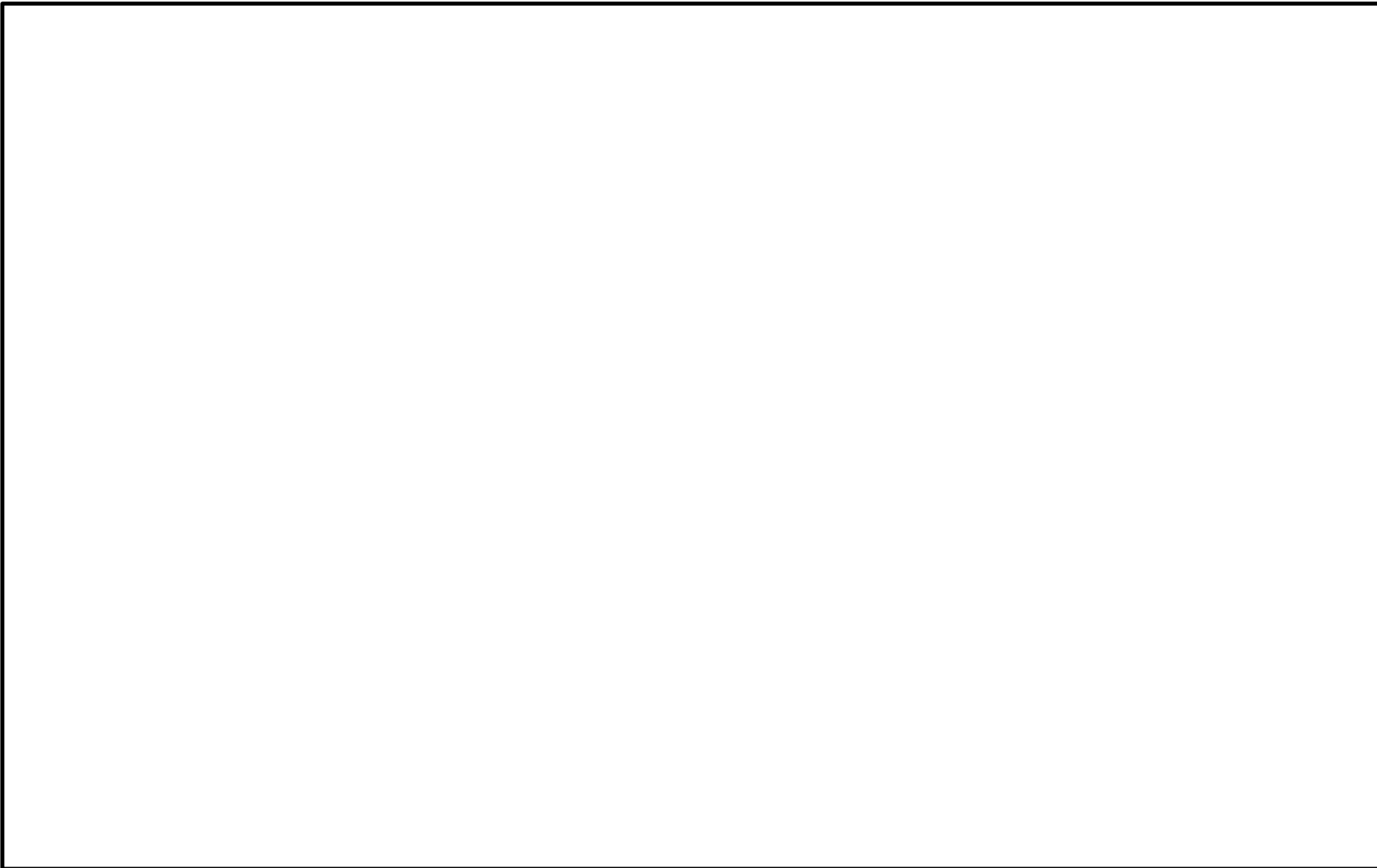
操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)									
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2		16	20	24		
状況判断	2人 A, B			10分									
常設代替高圧電源装置に よる受電(緊急用母線)	【1人】 B				6分	手順14							
③ 常設低圧代替注水系ポン プによる原子炉注水及び 格納容器スプレイ	【2人】 A, B				9分	手順4, 6							
③ 原子炉注水・格納容器ス プレイの流量調整	【1人】 A					適宜流量調整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

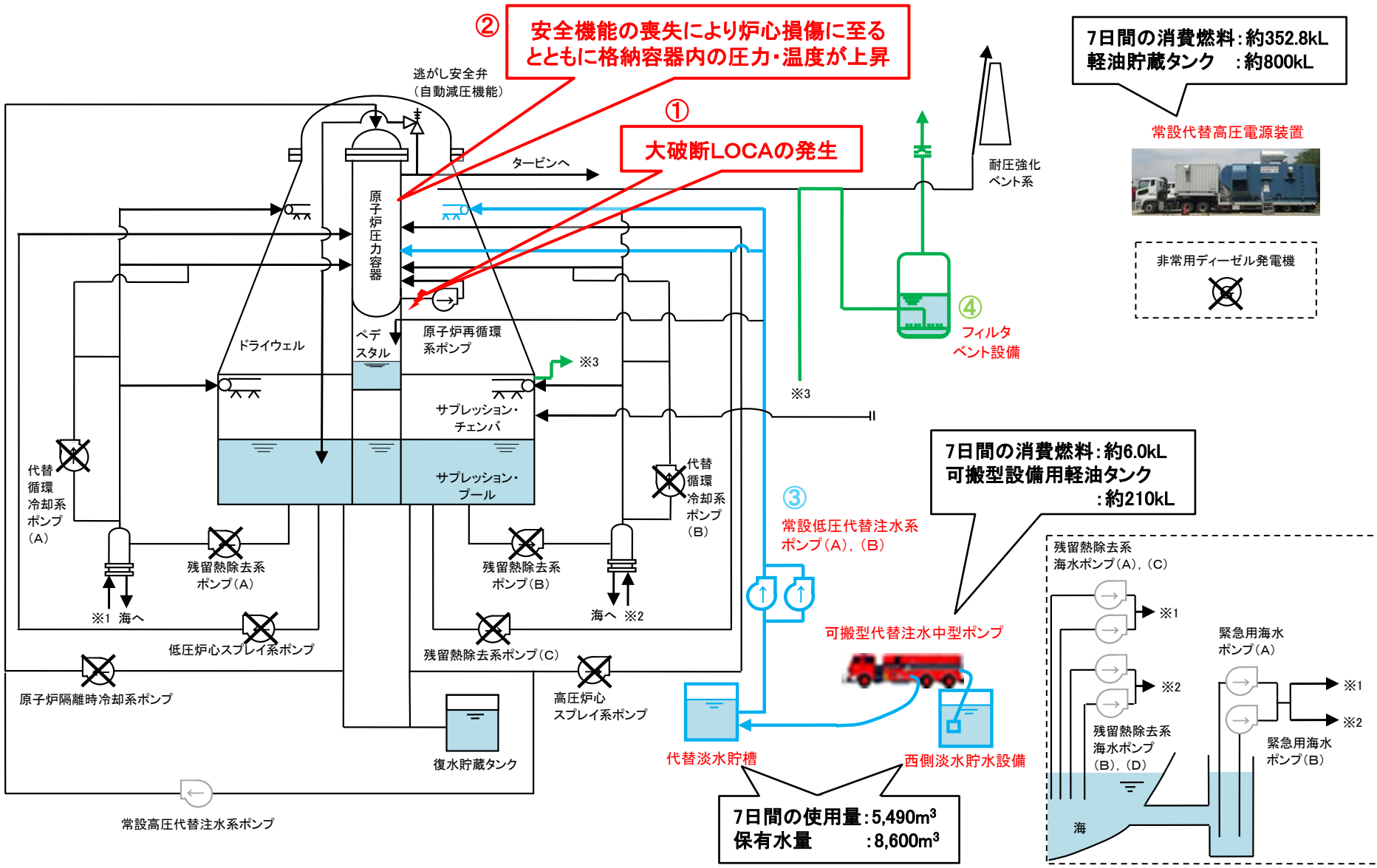
5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による
静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(3/6)



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】

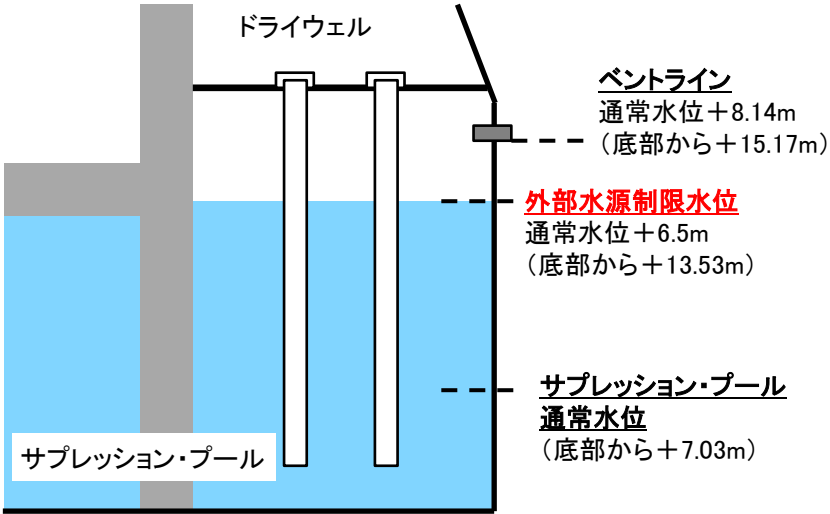


5. 有効性評価の具体例
(4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による
静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)(5/6)

● 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

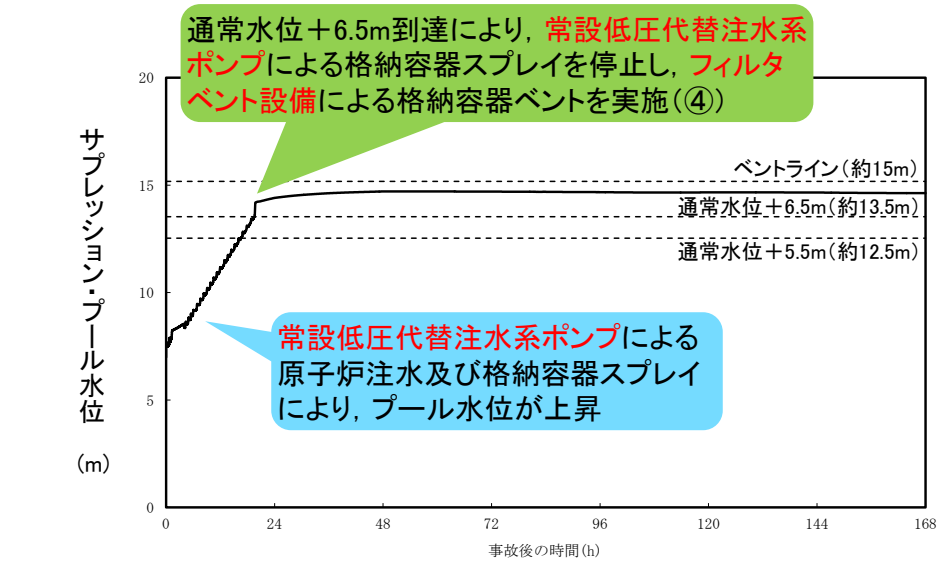
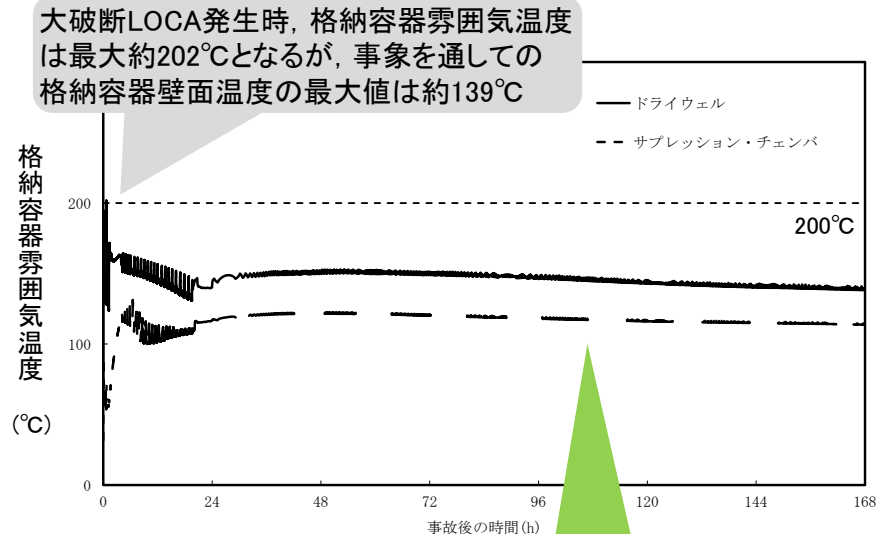
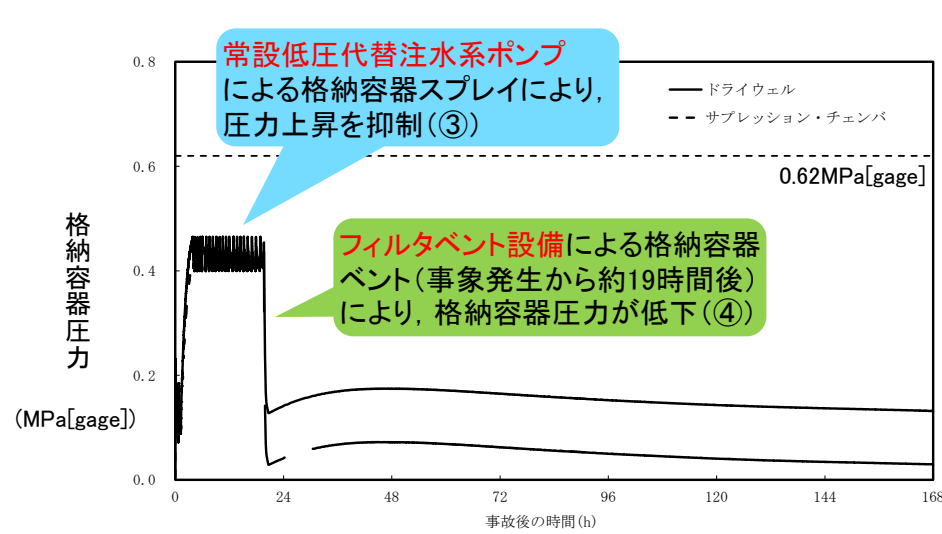
・格納容器内温度が200℃を超えて上昇を続ける場合
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合

・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に、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) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(1／7)

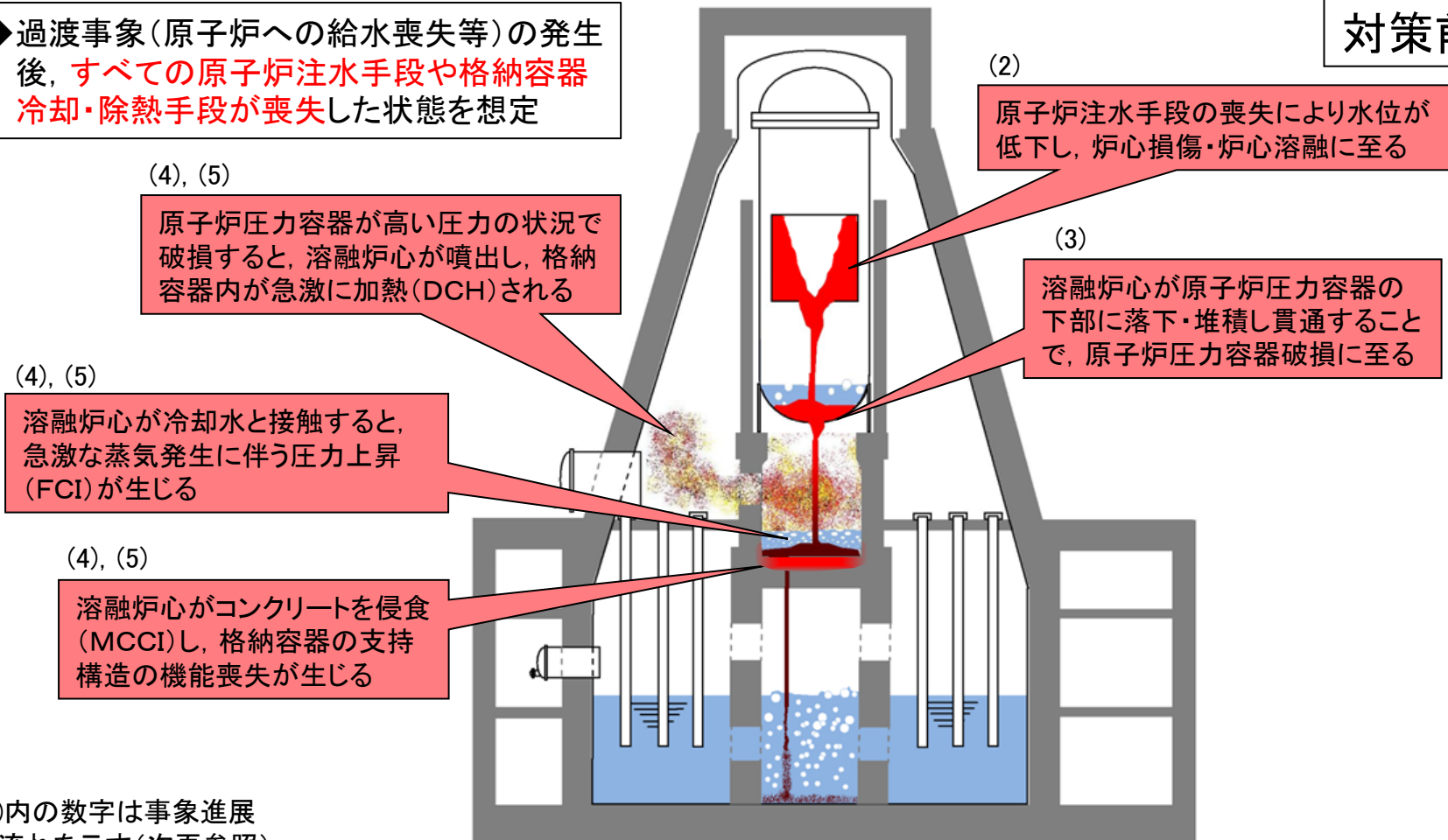
【格納容器破損モードの特徴】

- **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



※ ()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	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 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 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 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デスタル注水 (事象発生後約4.6時間) ↓ 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	● 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			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ペ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										
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

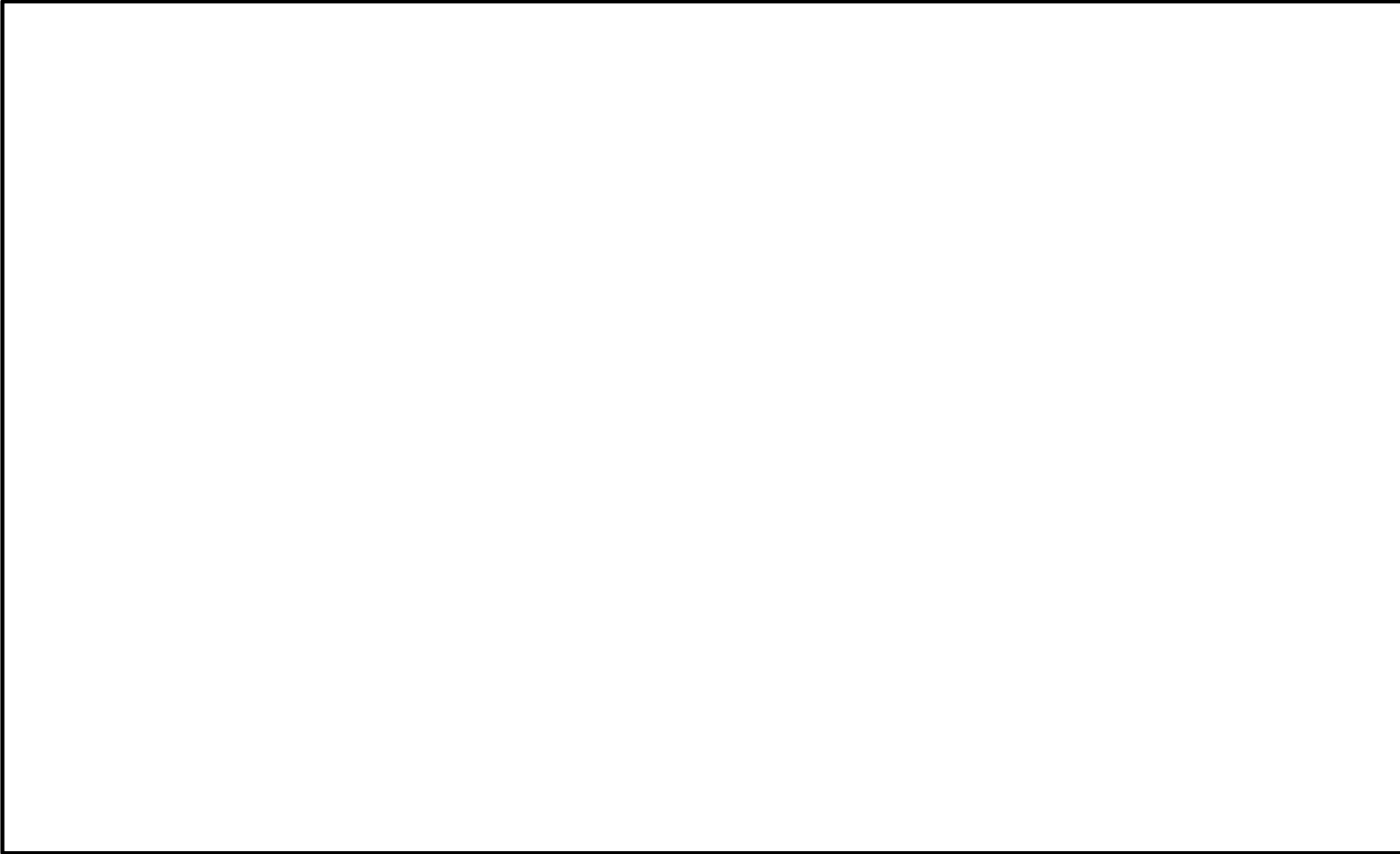
初動要員の配置については補足説明資料(1-2-74~77)、参集要員の招集の詳細については補足説明資料(1-2-78~80)を参照
原子炉圧力容器破損の判断方法については補足説明資料(1-2-95を参照)

※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)

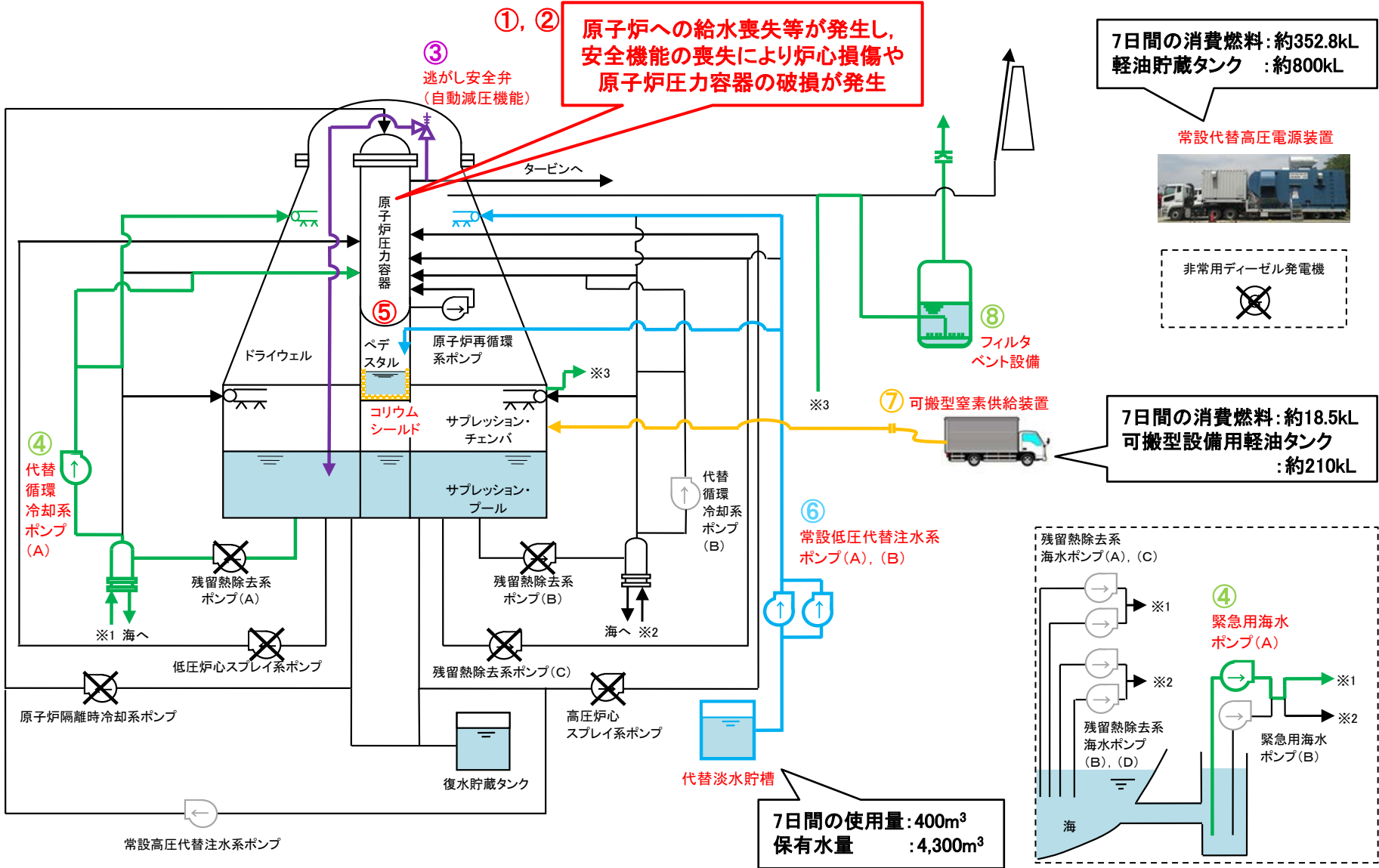


屋内外作業における要員等の動線図

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) 高圧溶融物放出／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

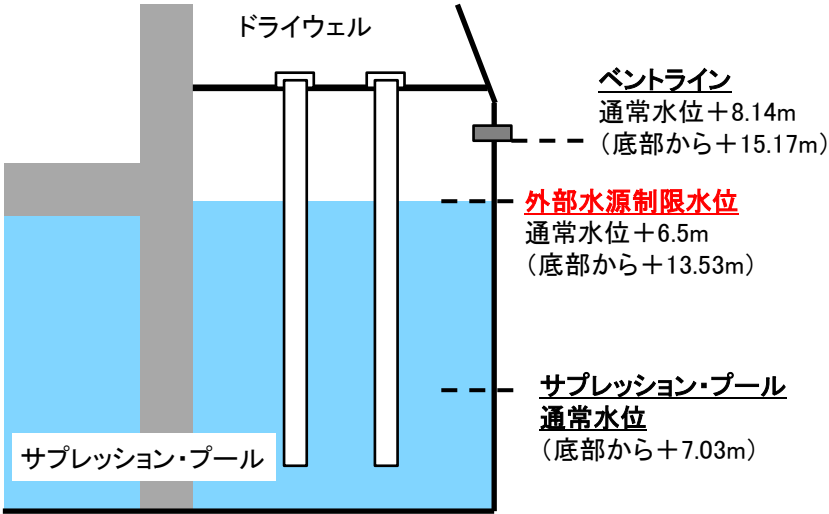
1Pd＝最高使用圧力0.31MPa[gage]， 2Pd＝限界圧力0.62MPa[gage]

※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。

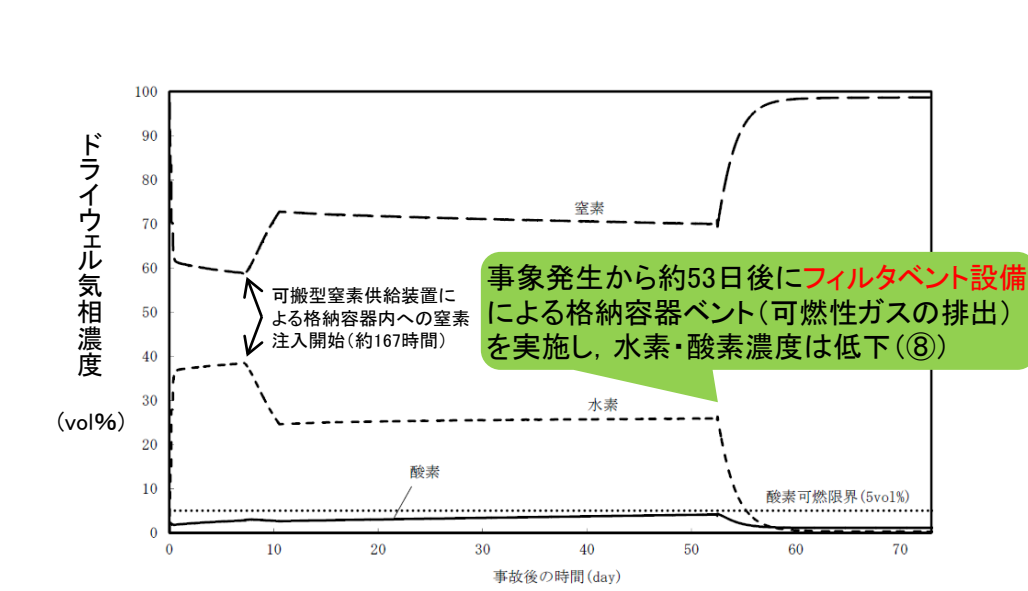
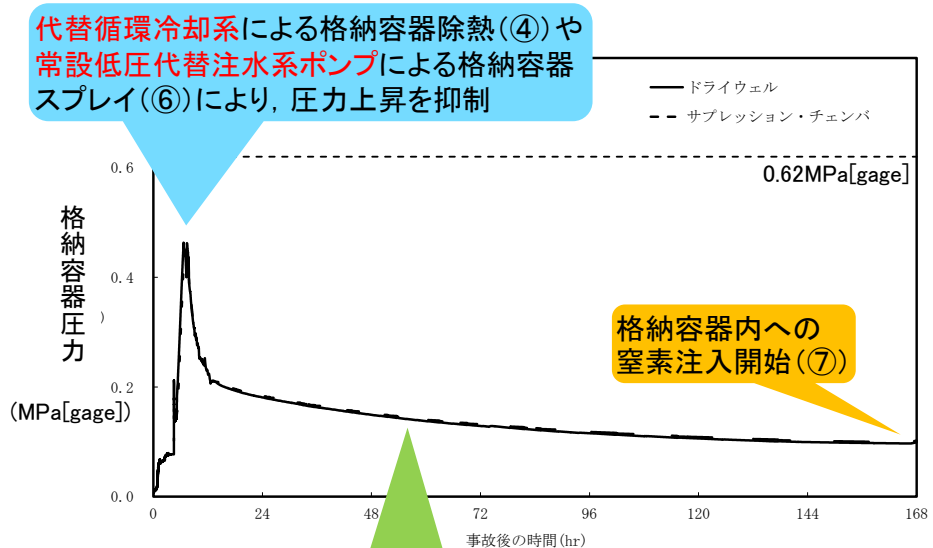
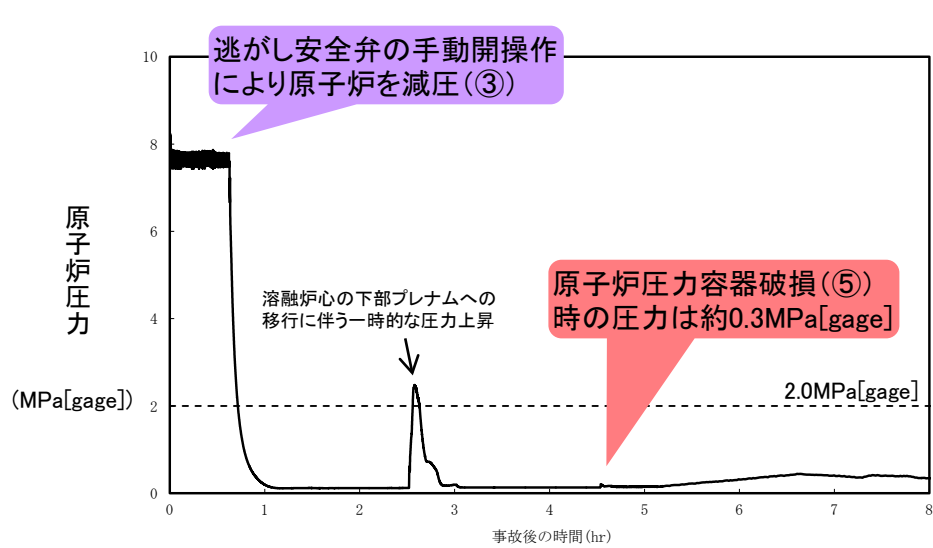


上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・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) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(7／7)

【有効性評価の結果】



評価結果

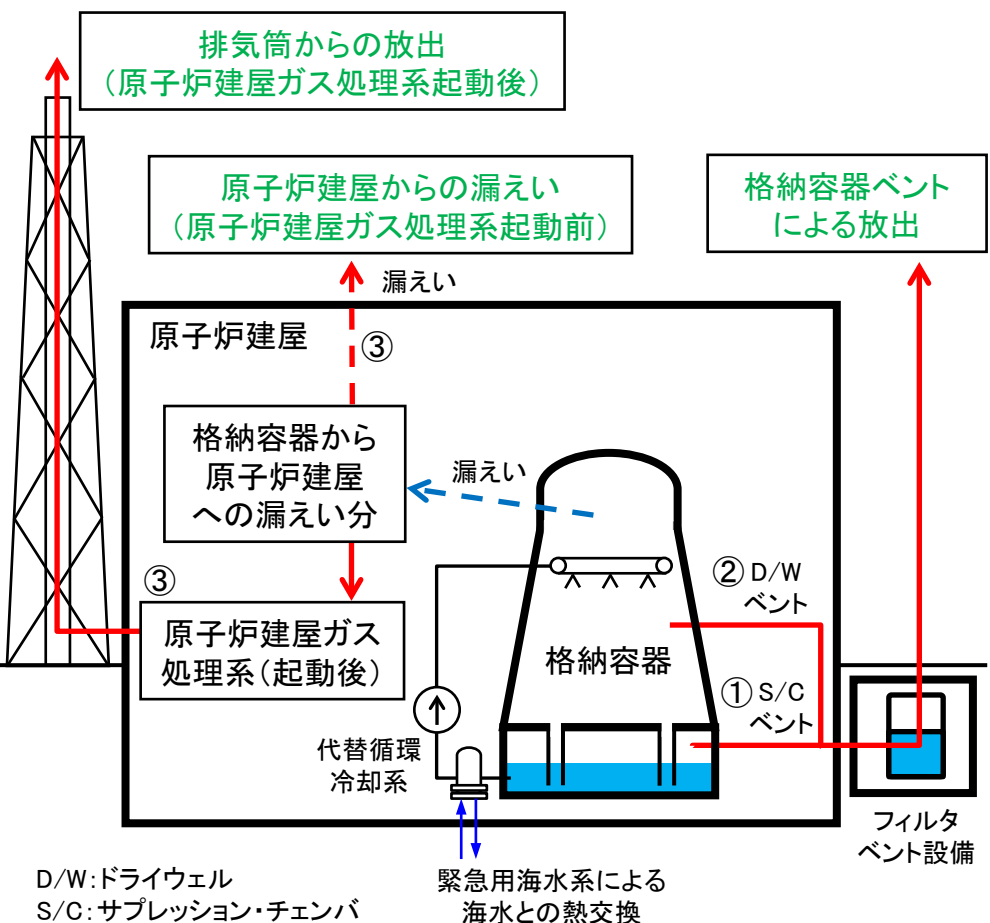
- 原子炉圧力容器破時の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、**2.0MPa[gage]以下**となる(DCHIは生じない)
- 格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない
- コリウムシールド及びペデスタル注水により、**溶融炉心によるコンクリート侵食は生じない**
- 大気中へのCs-137の放出量は約0.032TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**
- 代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

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】



●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

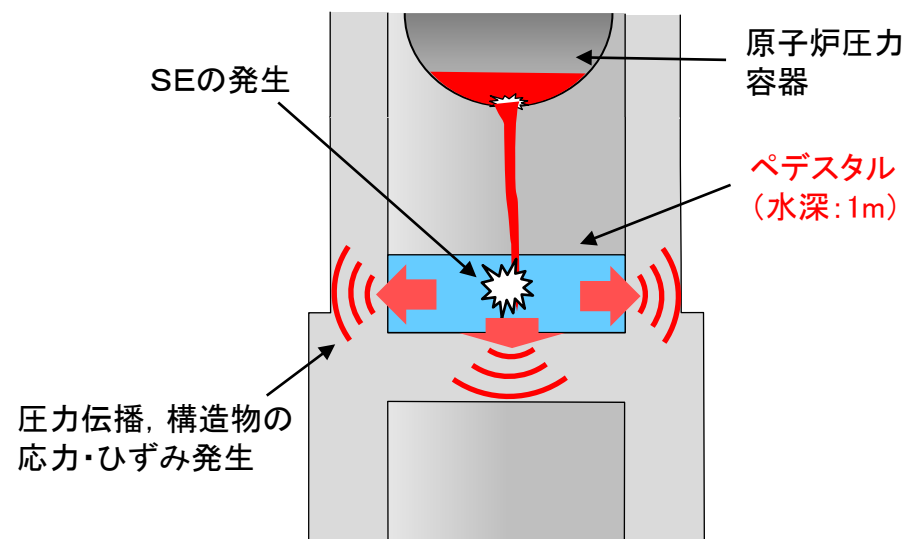
③構造応答解析コード(LS-DYNA)

- ・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】

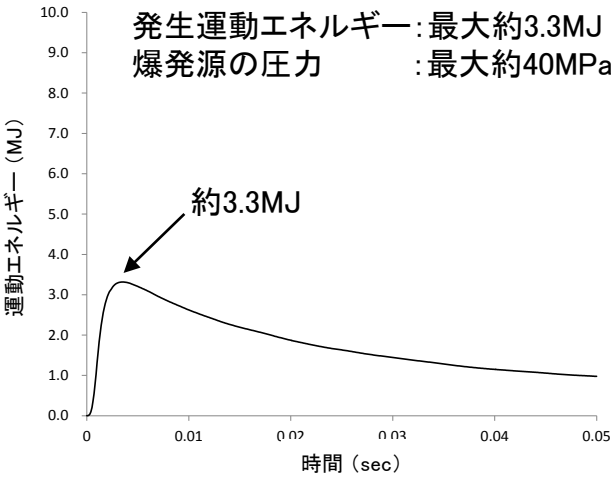
解析コード	項目	評価条件・考え方
JASMINE	原子炉圧力容器 破損口径	制御棒駆動機構ハウジング直径を上回る口径 (爆発規模が大きくなる設定)
	ペDESTAL水深	1m (手順上定めている水深)
	SE発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング
LS-DYNA	SEによる発生 エネルギー・圧力	JASMINE解析結果を上回るエネルギー・圧力 となる爆発源を設定

【評価結果】

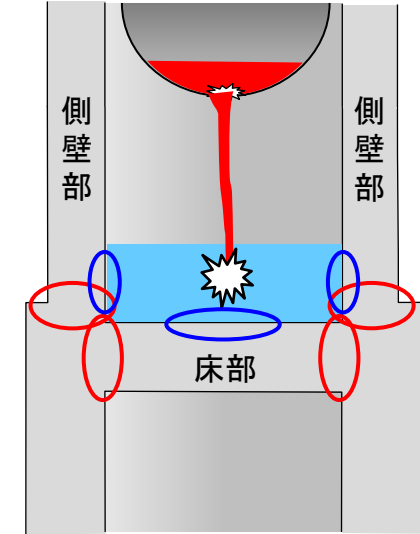
評価項目		判断基準※	解析結果	評価
側壁部	変位	変位が増大せず, 構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす 範囲の圧壊が生じない	圧壊は生じない	○
	面外せん断	3.09N/mm ²	約0.93N/mm ²	○
	引張ひずみ	5,000 μ	約184 μ	○
床部	変位	変位が増大せず, 構造の変形が進まない	変位は増大しない	○
	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす 範囲の圧壊が生じない	圧壊は表面付近の 僅かな範囲に留まる	○
	面外せん断	4.33N/mm ²	約3.7N/mm ²	○
	引張ひずみ	5,000 μ	約364 μ	○

※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 1-2-59

【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

7. まとめ

- 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	1-2-63
2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連	1-2-72
3. 初動対応に当たる要員の配置	1-2-74
4. 災害対策要員の非常招集	1-2-78
5. 有効性評価における判断基準	1-2-81
6. 事故シーケンスの選定結果	1-2-82
7. 有効性評価の概要	1-2-86
8. 原子炉圧力容器の破損判断	1-2-95
9. ペデスタルにおける設備対策	1-2-96
10. 大気中へのCs-137放出量評価の内訳	1-2-98
11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失	1-2-99
12. サプレッション・プール水pH制御装置	1-2-103
13. 同一設備を用いた複数箇所への注水	1-2-104
14. 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段	1-2-106

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(代替再循環ポンプトリップ機能) ・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
11 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
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	○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

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)

第14回WT資料の再掲



			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	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	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	居住性等に関する手順等 原子炉制御室の	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TB）	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（TBD、TBU）	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（TBP）	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)

第14回WT資料の再掲



				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	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	冷却等のための手順等	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	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
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内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）

第14回WT資料の再掲



- 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

災害対策本部（初動体制）

災害対策要員（初動）：39人

統括待機当番者（副原子力防災管理者）：1人

現場統括待機者：1人

通報連絡要員（情報班）：1人

通報連絡要員（情報班）（中央制御室に常駐）：1人

自衛消防隊員（消防班）：11人

重大事故等対応要員（保修班）：12人

重大事故等対応要員（放射線管理班）：2人

重大事故等対応要員（運転班）：3人

当直（運転員）：7人

災害対策本部（全体体制）

災害対策要員：111人

本部長（所長）（原子力防災管理者）：1人

発電用原子炉主任技術者：1人

本部長代理（副原子力防災管理者）：1人

本部長代理（副原子力防災管理者）：1人

情報班：5人※

※ 中央制御室に常駐する情報班員を含む

庶務班：17人

消防班：2人

自衛消防隊員：11人

保修班：37人

放射線管理班：7人

技術班：3人

運転班：6人

当直（運転員）：7人

広報班：4人

オフサイトセンター派遣：8人

3. 初動対応に当たる要員の配置 (2/4)

第14回WT資料の再掲



- ▶ **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弁閉固着

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) 格納容器スプレい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)▲ 格納容器スプレい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	格納容器ベントを実施する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)	(約16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
格納容器破損防止	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

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勤)
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勤)
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。

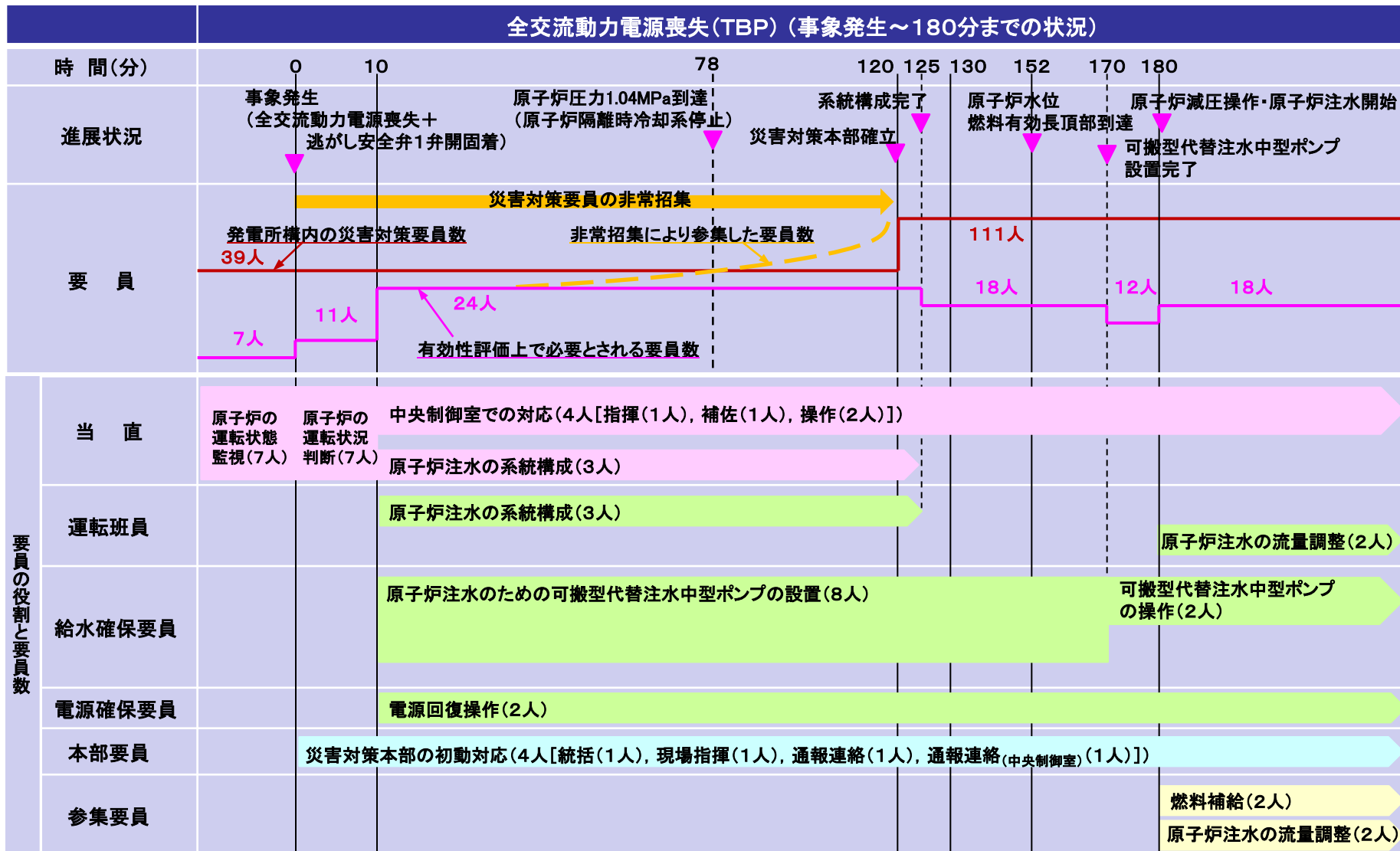
- 初動体制の要員**(39人)**で、**がれき撤去や消火活動等が必要となる場合でも対応可能**
- 発電所構外より参集する災害対策要員に期待する操作は、最も早いものでも事象発生3時間後以降(給油対応)
- 非常招集から2時間以内に災害対策要員が参集するため、給油対応(早くて事象発生3時間後以降)を行う要員は確保可能

3. 初動対応に当たる要員の配置 (3/4)

第14回WT資料の再掲



- 有効性評価(全交流電源喪失(TBP*))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
- ※ TBP: 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁開固着



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（1／3）

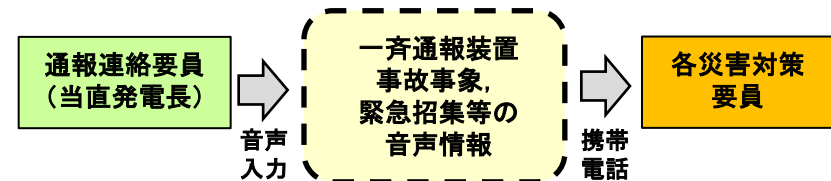
第14回WT資料の再掲



- 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**



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。

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（徒歩移動速度：4km/h）及び各種ハザードを考慮した参集条件を保守的に設定し、事象発生後2時間以内に参集できると評価

4. 災害対策要員の非常招集（2／3）

第14回WT資料の再掲



- 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



- 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



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(RCIC成功)	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	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】 フィルタベント設備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

: 今回詳細説明した事故シーケンス
可搬型設備による対策の成立性を確認する
観点から選定

●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 原子炉注水
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

 : 今回詳細説明した事故シーケンス
東海第二特有の事故シーケンスとして選定

●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)		ペデスタル(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)

 : 今回詳細説明した事故シーケンス
格納容器内の物理現象に対する対策の成立性を
確認する観点から選定

● 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)

: 今回詳細説明した事故シーケンス
事故進展の厳しさ(漏えいによる水位低下)の観点で選定

● 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短(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) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③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	低圧代替注水系(常設) 逃がし安全弁(手動減圧) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) フィルタベント設備 耐圧強化ベント系	①338℃ ②0.31MPa[gage] ③143℃
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 過渡時自動減圧機能(自動減圧)	①711℃ ②0.04MPa[gage] ③90℃

(※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) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③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 <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃
全交流動力 電源喪失 (TBD・TB U)	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 <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>常設代替直流電源設備</u>	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 3／5）



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) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③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 <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	①746℃ ②0.28MPa[gage] ③141℃
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> <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃



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） ①燃料被覆管温度（＜1,200℃） ②格納容器圧力（＜0.62MPa[gage]） ③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	①初期値（約309℃）以下 ②0.31MPa[gage] ③143℃
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	①872℃ ②0.20MPa[gage] ③115℃

（※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) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③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	①616℃ ②0.31MPa[gage] ③143℃
格納容器バイパス(インターフェイスシステムL OCA)	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	①初期値(約309℃)以下 ②設計基準事故の範囲 ③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) ①格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ②格納容器温度(<200℃) ③Cs-137放出量(<100TBq) ④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>	①0.31MPa[gage] ②139℃(壁面温度) ③7.5TBq(7日間) ④4.0vol%
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>	①0.47MPa[gage] ②157℃(壁面温度) ③18TBq(7日間) ④2.6vol%



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) ①格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ②格納容器温度(<200℃) ③Cs-137放出量(<100TBq) ④原子炉圧力容器破損時の原子炉 圧力(<2.0MPa[gage]) ⑤格納容器内酸素濃度(<5vol%) ⑥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)
高圧溶融物 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>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>	①0.47MPa[gage] ②151℃(雰囲気温度) ③0.032TBq(7日間) ④0.3MPa[gage] ⑤4.0vol% ⑥0cm

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) ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③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>	①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) ②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) ③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>	①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) ②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) ③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

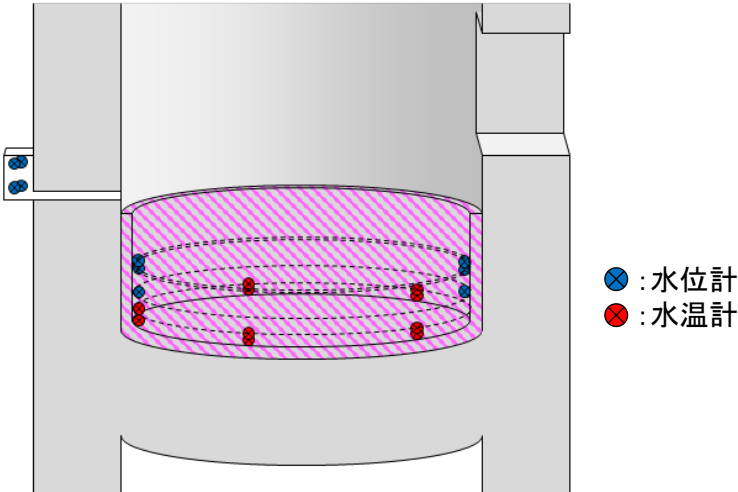
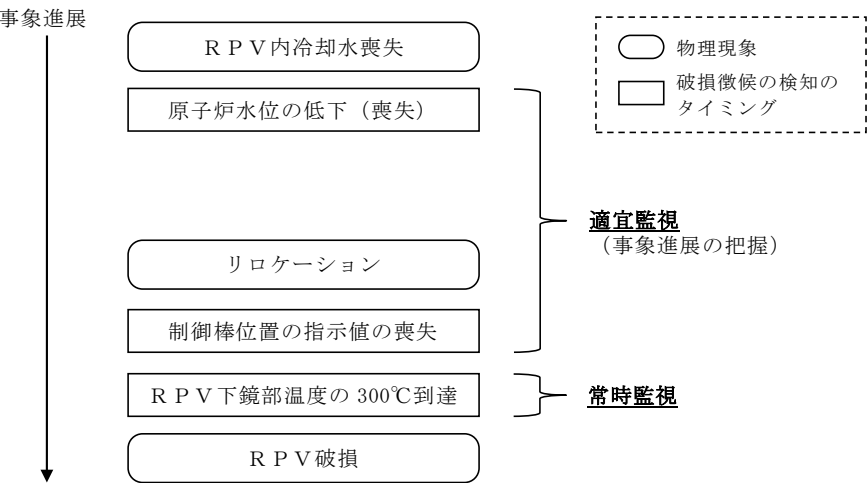
事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③未臨界の確保(通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	残留熱除去系(低圧注水系)	①燃料有効長頂部から約4.2m上 ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上) ③確保可
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 残留熱除去系海水系	低圧代替注水系(常設) 常設代替高圧電源装置 所内常設直流電源設備	①通常運転水位を維持 ②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) ③確保可
原子炉冷却材の流出	—	残留熱除去系(低圧注水系)	①燃料有効長頂部から約2.1m上 ②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) ③確保可
反応度の誤投入	—	原子炉緊急停止系	①, ②通常運転水位を維持 ③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



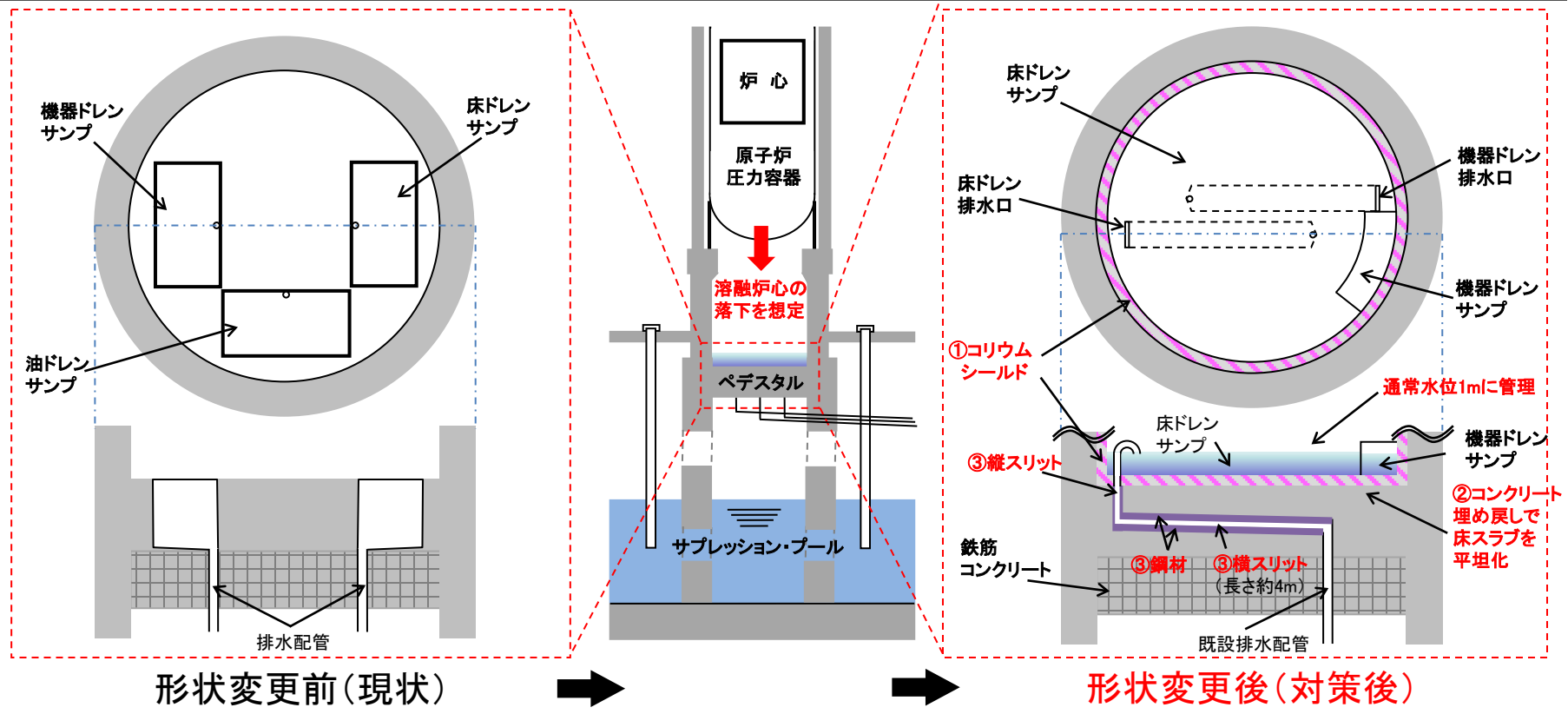
- 下記パラメータを監視することにより、原子炉圧力容器(RPV)の破損前の徴候を把握するとともに、原子炉圧力容器破損時の判断を確実にを行い、対応操作を実施する

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、RPV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RPV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
	RPV下鏡部温度の「300℃到達」	溶融デブリがRPV下鏡部に堆積し、下鏡部温度が上昇することで、RPV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RPV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、RPV破損を判断



【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。



【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

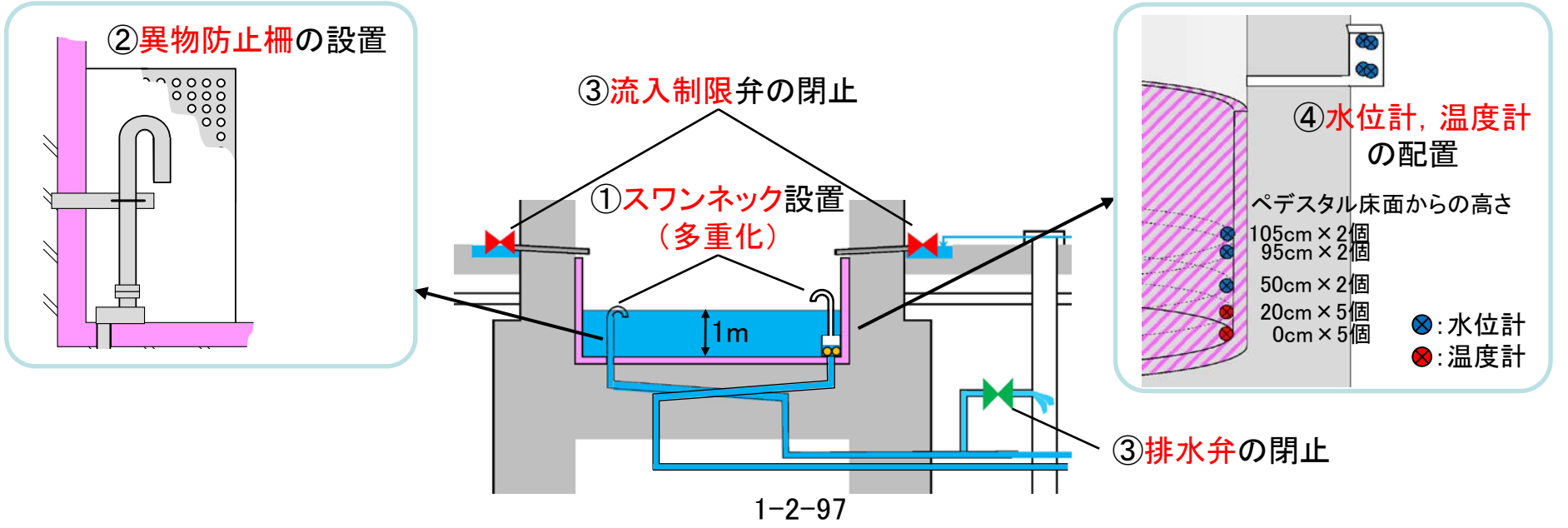
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

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**



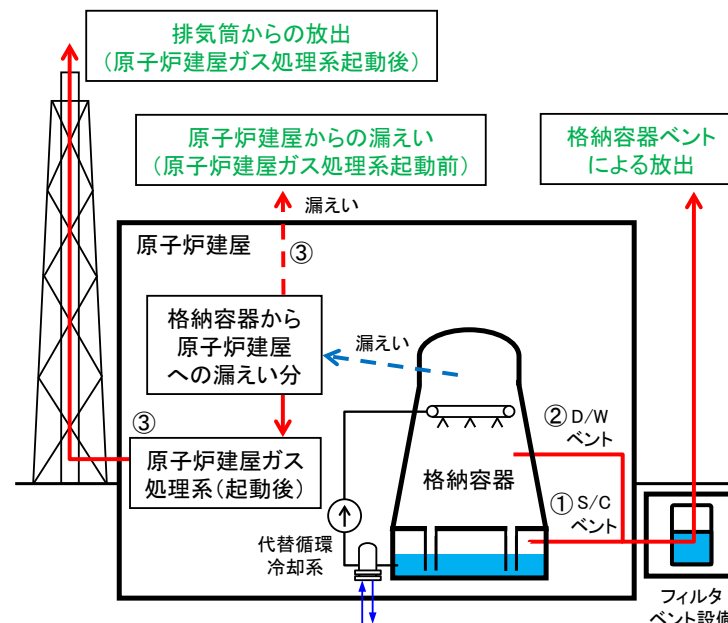
10. 大気中へのCs-137放出量評価の内訳

- 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①又は②)	原子炉建屋への漏えい (放出ルート③)	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	≒0TBq	約16TBq	約16TBq	事象発生 約19時間後
	D/Wベント	約4TBq	約16TBq	約20TBq	
【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。
- 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)



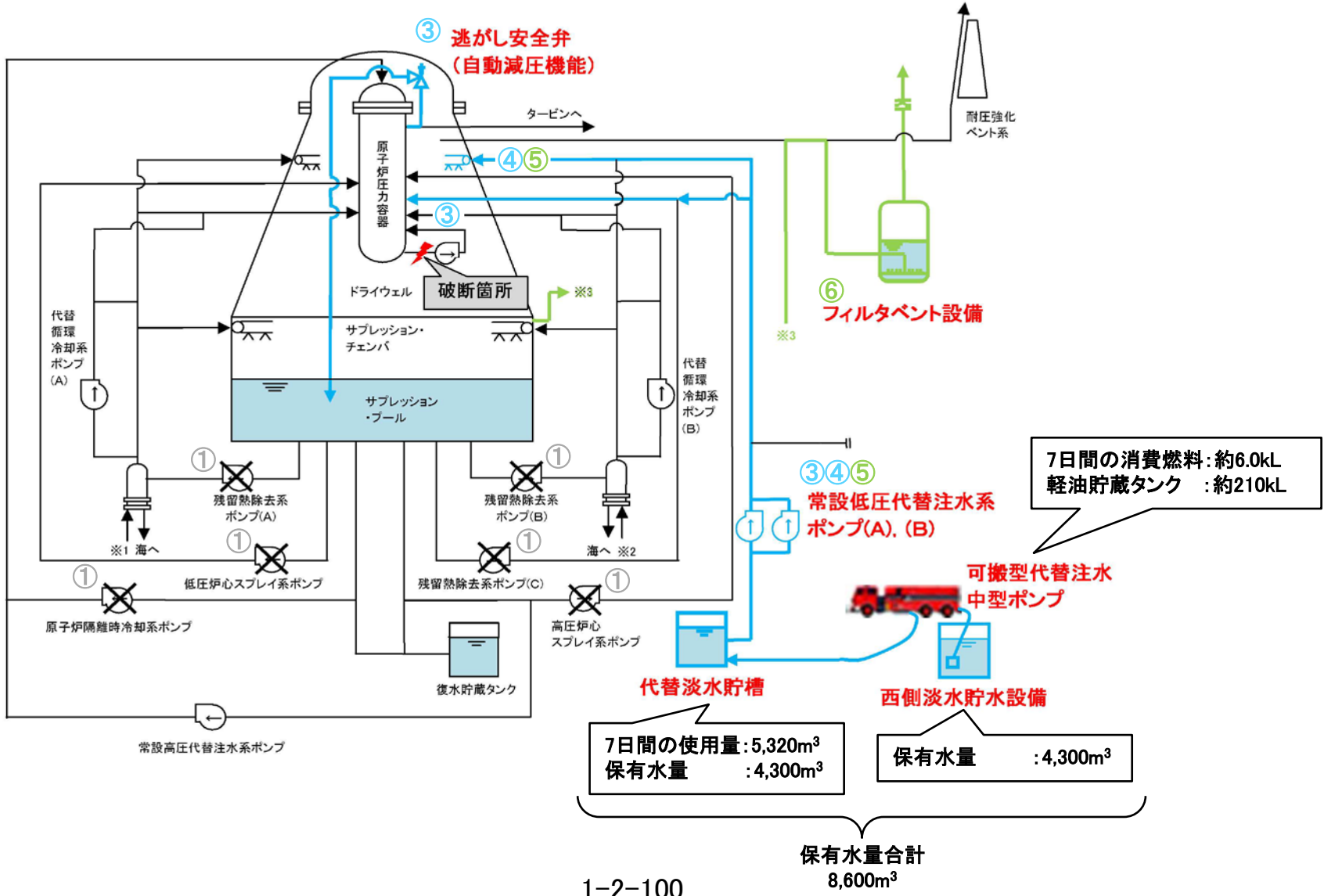
【事故シーケンスグループの特徴】

● 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	① 中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生 ↓ ② 原子炉水位の低下 ↓ ③ 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) ↓ ④ 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) ↓ ⑤ 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) ↓ ⑥ 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

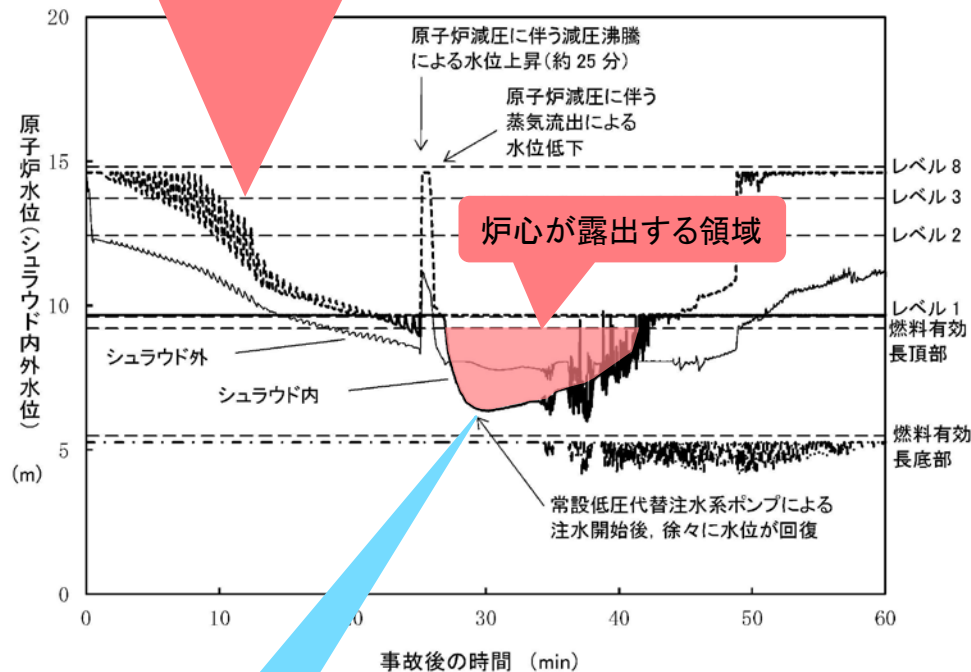
LOCA: 原子炉冷却材喪失事故
ECCS: 非常用炉心冷却系

概略系統図

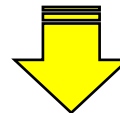
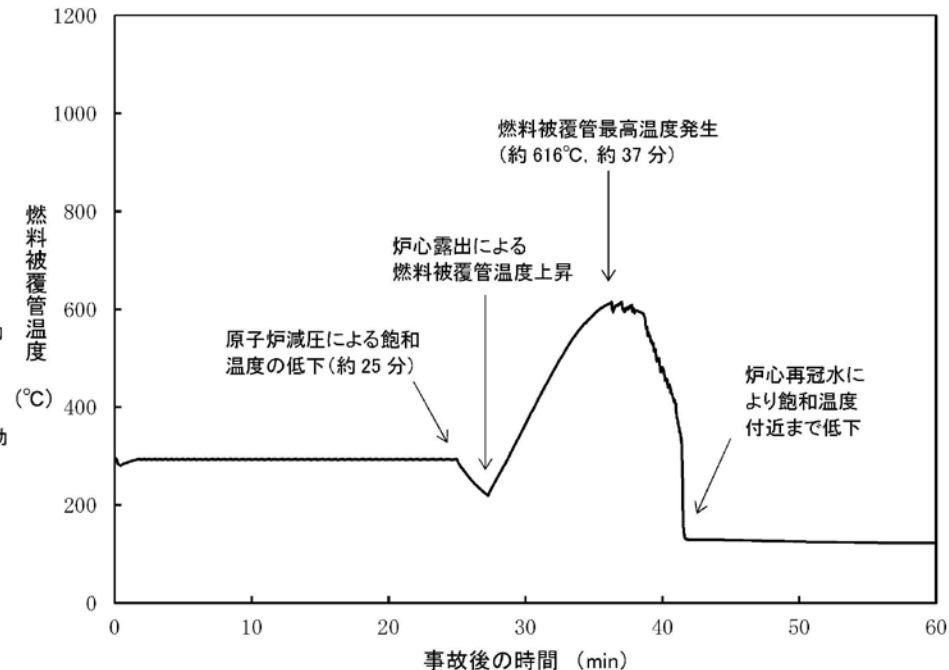


11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(3/4)

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(②)



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(③)

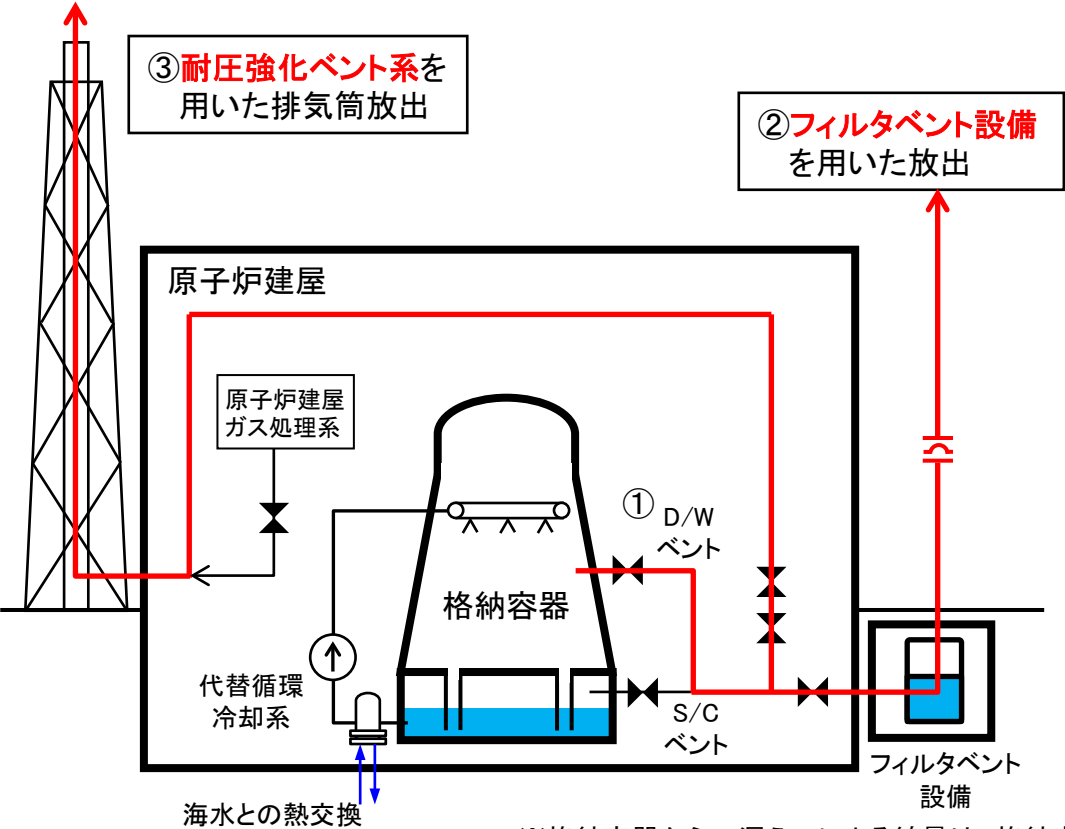


評価結果

- 燃料被覆管温度は**約616°C**(初期値: 約309°C)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(<5mSv)**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】



※代替循環冷却系は評価上期待していない。

※格納容器からの漏えいによる線量は、格納容器ベントによる線量と比較して無視できるほど小さいことから考慮していない。

【評価結果】

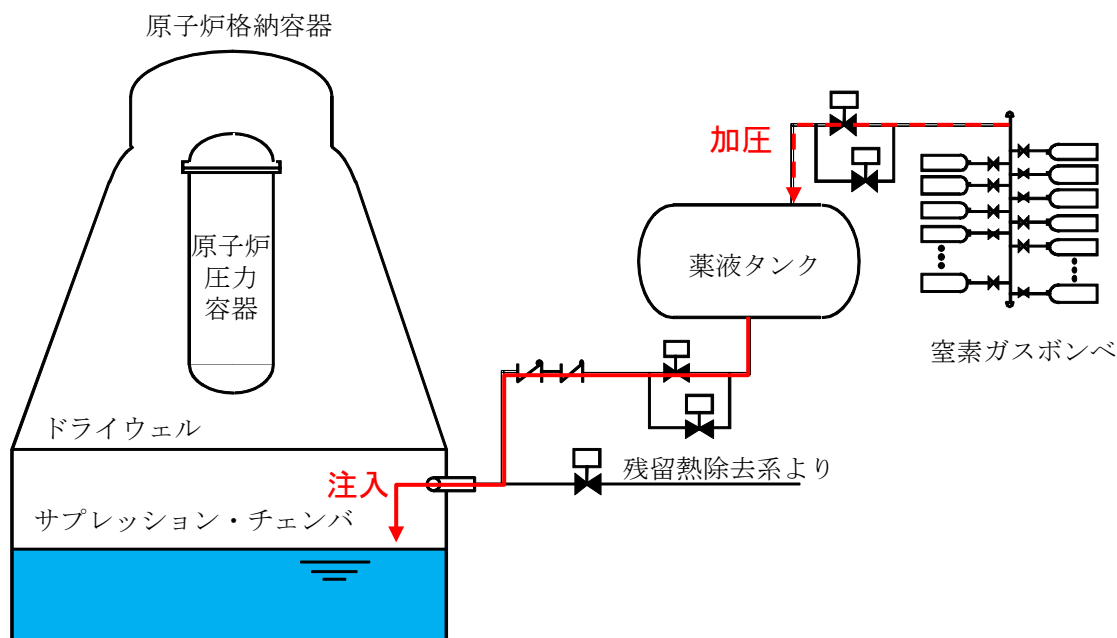
評価対象	敷地境界での実効線量
フィルタベント設備	約0.41mSv (放出ルート:①+②)
耐圧強化ベント系	約0.62mSv (放出ルート:①+③)

- 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



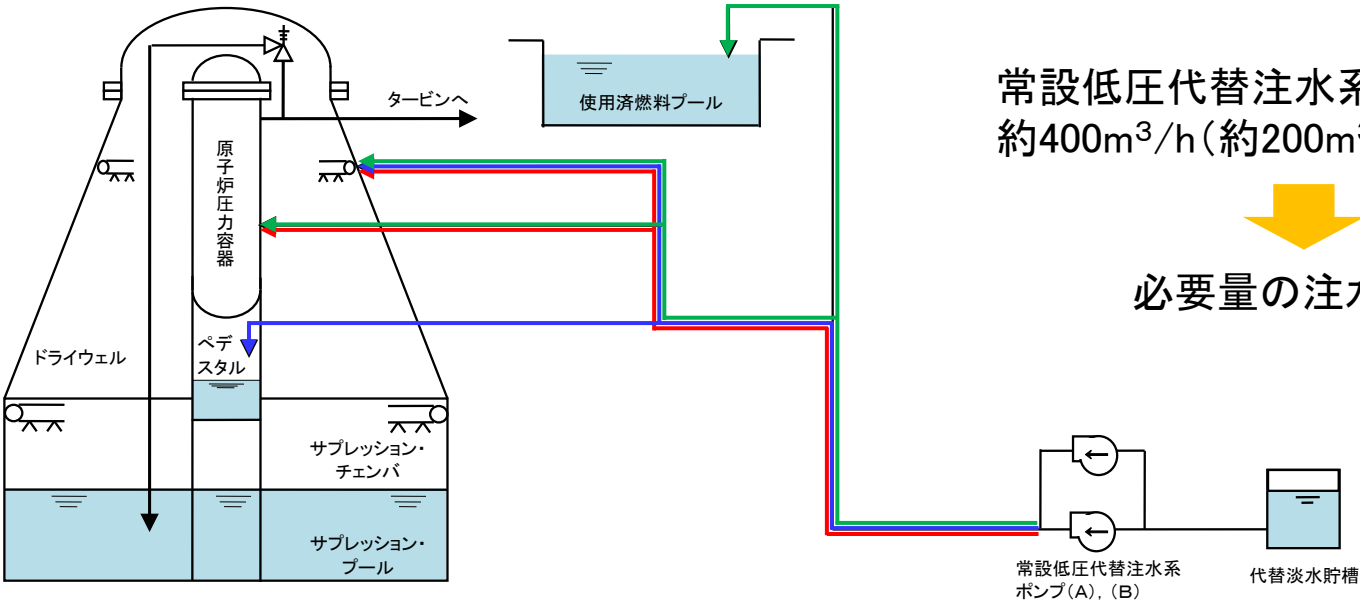
格納容器からの漏えい時やフィルタベント設備使用時における**放射性よう素の放出量を低減**

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

	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	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)
②		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DESTALの溶融炉心冷却 (合計380m ³ /h)
③	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の容量:
約400m³/h (約200m³/h × 2台)

必要量の注水が可能

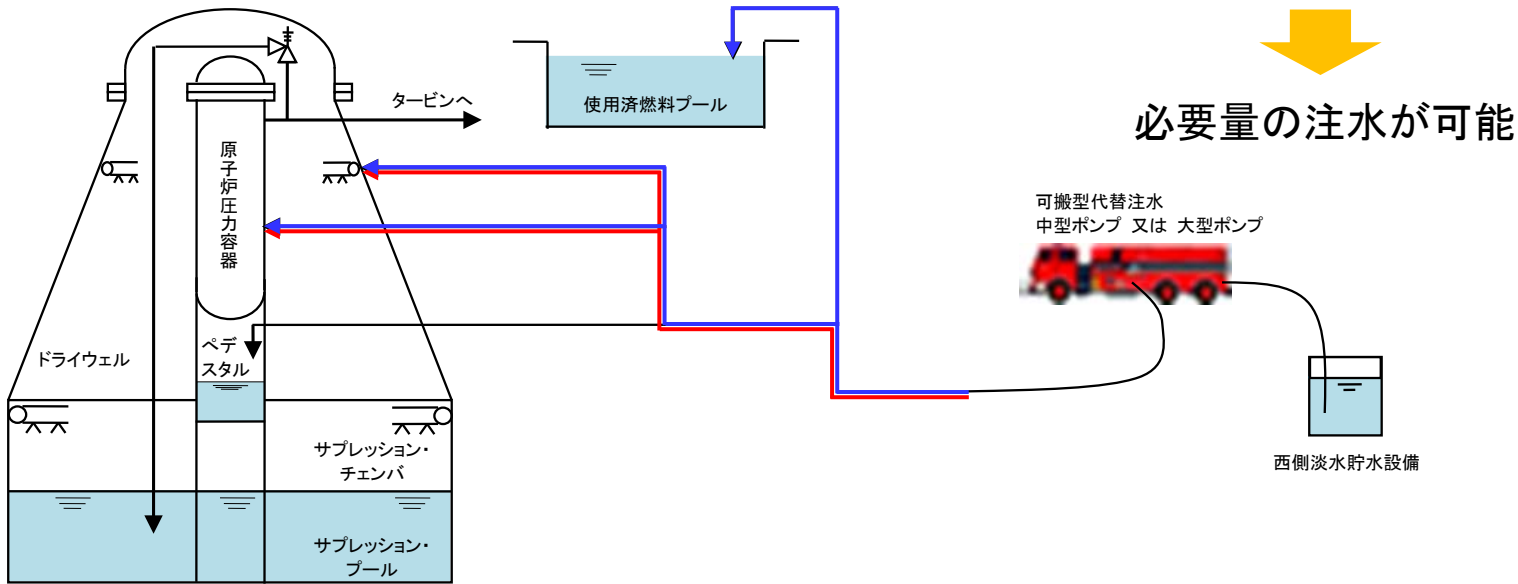
13. 同一設備を用いた複数箇所への注水(2/2)



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

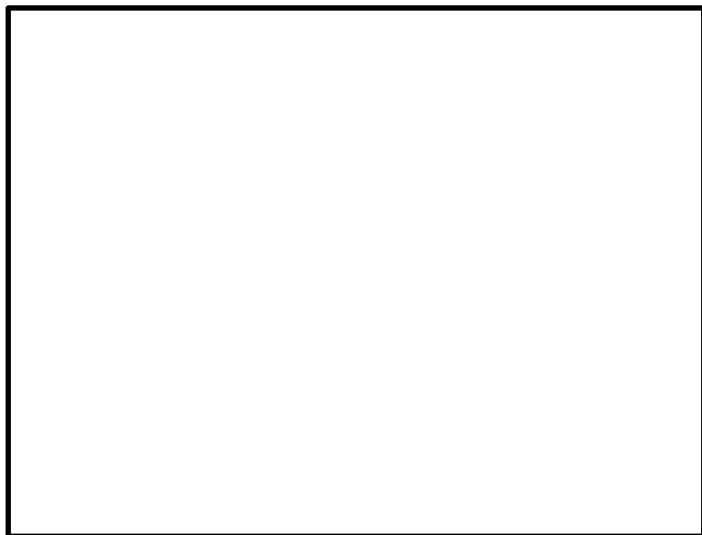
	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペDESTAL	使用済 燃料プール	備考
①	50m ³ /h	130m ³ /h			原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制 (合計180m ³ /h)
②	50m ³ /h	130m ³ /h		16m ³ /h	原子炉水位回復後の水位維持, 格納容器スプレイによる圧力・温度抑制, 使用済燃料プールへの注水 (合計196m ³ /h)

可搬型代替注水中型ポンプの容量: 約210m³/h
可搬型代替注水大型ポンプの容量: 約1320m³/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		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		



接続口の位置と可搬型設備等の移動経路図

【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)