

(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DESTAL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
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆制御棒の緊急挿入</li> <li>◆原子炉出力の抑制</li> <li>◆原子炉出力急上昇防止</li> <li>◆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</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆ほう酸水注入による未臨界への移行</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・手動スクラム・スイッチ</li> <li>・制御棒及び制御棒駆動機構</li> <li>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> <li>・選択制御棒挿入機構</li> <li>・ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)</li> <li>・ATWS緩和設備(代替再循環ポンプリップ機能)</li> <li>・ほう酸水注入ポンプ 等</li> </ul>
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</li> <li>◆原子炉隔離時冷却系の現場操作による注水により冷却</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆原子炉水位の監視及び制御</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆ほう酸水注入系による注水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ポンプ</li> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・逃がし安全弁 等</li> </ul>



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆手動操作による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</li> <li>◆自動減圧による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁(自動減圧機能)</li> <li>・逃がし安全弁機能用アキュムレータ</li> <li>・逃がし安全弁用可搬型蓄電池</li> <li>・非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ 等</li> </ul>
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ</li> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・可搬型代替注水中型ポンプ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ</li> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・ディーゼル消火ポンプ</li> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽 等</li> </ul>

手 順	手順の目的	使用する設備
<p>5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>	<p>○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</p> <p>◆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</p> <p>◆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</p> <p>◆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</p>	<p>・残留熱除去系ポンプ</p> <p>・残留熱除去系熱交換器</p> <p>・残留熱除去系海水系ポンプ</p> <p>・格納容器圧力逃がし装置</p> <p>・耐圧強化ベント系隔離弁</p> <p>・緊急用海水ポンプ 等</p>
<p>6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	<p>○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</p> <p>◆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</p> <p>○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</p> <p>◆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</p>	<p>・残留熱除去系ポンプ</p> <p>・残留熱除去系熱交換器</p> <p>・残留熱除去系海水系ポンプ</p> <p>・常設低圧代替注水系ポンプ</p> <p>・可搬型代替注水中型ポンプ</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>・代替循環冷却系ポンプ</p> <p>・緊急用海水ポンプ</p> <p>・ディーゼル消火ポンプ</p> <p>・復水移送ポンプ</p> <p>・代替淡水貯槽 等</p>



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	<p>○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</p>	<p>・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</p>
<p>8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p>	<p>○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熔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熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制                  ◆熔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</p> <p>○熔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</p>	<p>・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</p>

手 順	手順の目的	使用する設備
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆必要な原子炉格納容器内の不活性化</li> <li>◆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</li> <li>◆原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型窒素供給装置</li> <li>・不活性ガス系</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・格納容器内水素濃度(SA)</li> <li>・格納容器内酸素濃度(SA) 等</li> </ul>
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</li> <li>◆原子炉建屋ガス処理系による水素排出</li> <li>◆原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・静的触媒式水素再結合器</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・非常用ガス処理系排風機</li> <li>・非常用ガス再循環系排風機</li> <li>・原子炉建屋外側ブローアウトパネル 等</li> </ul>

手 順	手順の目的	使用する設備
<p>11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆燃料プールの代替注水、</li> <li>◆燃料プールの漏えい抑制</li> <li>◆燃料プールの監視</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆燃料プールへのスプレイ</li> <li>◆大気への拡散抑制</li> <li>◆プールの監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽</li> <li>・代替燃料プール注水系</li> <li>・常設スプレイヘッド</li> <li>・可搬型スプレイノズル</li> <li>・可搬型代替注水中型ポンプ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ</li> <li>・西側淡水貯水設備</li> <li>・放水砲 等</li> </ul>
<p>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</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆大気への放射性物質の拡散抑制</li> <li>◆海洋への放射性物質の拡散抑制</li> </ul> <p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆泡消火による消火</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)</li> <li>・放水砲</li> <li>・ホース</li> <li>・SA用海水ピット</li> <li>・汚濁防止膜</li> <li>・放射性物質吸着材</li> <li>・泡消火薬剤容器</li> <li>・泡混合器 等</li> </ul>



手 順	手順の目的	使用する設備
<p>13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p>	<p>○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となる十分な量の水を供給するための手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆代替淡水貯槽を水源とした対応手段</li> <li>◆サプレッション・チェンバを水源とした対応手段</li> <li>◆西側淡水貯水設備を水源とした対応手段</li> <li>◆海を水源とした対応手段</li> <li>◆ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段</li> <li>◆代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備等への水の補給</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水中型ポンプ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽</li> <li>・西側淡水貯水設備 等</li> </ul>
<p>14 電源の確保に関する手順等</p>	<p>○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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆常設代替交流電源設備による電力供給</li> <li>◆可搬型代替交流電源設備による電力供給</li> <li>◆所内常設直流電源設備による電力供給</li> <li>◆常設代替直流電源設備による電力供給</li> <li>◆可搬型代替直流電源設備による電力供給</li> <li>◆代替所内電気設備による電力供給</li> </ul> <p>○設備を継続運転させるための燃料補給の手順等を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>◆燃料給油設備による給油</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2C, 2D非常用ディーゼル発電機</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</li> <li>・常設代替高圧電源装置</li> <li>・緊急用M/C, P/C, MCC</li> <li>・可搬型代替低圧電源車</li> <li>・可搬型整流器</li> <li>・125V系蓄電池</li> <li>・緊急用125V蓄電池</li> <li>・燃料給油設備</li> <li>・可搬型設備用軽油タンク</li> <li>・タンクローリ 等</li> </ul>

手 順	手順の目的	使用する設備
<p>15 事故時の計装に関する手順等</p>	<p>○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</p> <p>◆計器故障時の対応、</p> <p>◆計器の計測範囲を超えた場合への対応、</p> <p>◆計器電源喪失時の対応、</p> <p>◆計測結果の記録</p>	<p>・主要パラメータの他のチャンネルの重要計器</p> <p>・重要代替計器</p> <p>・可搬型計測器</p> <p>・常用代替交流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・所内常設直流電源設備</p> <p>・常用代替直流電源設備</p> <p>・可搬型代替直流電源設備 等</p>
<p>16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p>	<p>○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</p> <p>◆中央制御室の居住性の確保</p> <p>◆汚染の持ち込み防止</p>	<p>・中央制御室</p> <p>・中央制御室待避室</p> <p>・中央制御室待避室 空気ポンベユニット</p> <p>・中央制御室換気系</p> <p>・可搬型照明</p> <p>・データ表示装置</p> <p>・衛星電話設備 等</p>

# 1. 手順の構成(9/9)

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	<p>○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</p> <p>◆放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>◆発電所の風向、風速その他の気象条件の測定及び記録</p>	<p>・モニタリング・ポスト</p> <p>・放射能観測車</p> <p>・気象観測装置 等</p>
18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	<p>○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</p> <p>◆必要な居住性の確保</p> <p>◆必要な指示及び通信連絡の確保</p> <p>◆必要な数の要員の収容</p> <p>◆代替交流電源設備からの給電</p>	<p>・緊急時対策所</p> <p>・緊急時対策所非常用フィルタ装置</p> <p>・緊急時対策所非常用送風機</p> <p>・緊急時対策所加圧設備</p> <p>・衛星電話設備(固定型、携帯型)</p> <p>・緊急時対策所用発電機 等</p>
19 通信連絡に関する手順等	<p>○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</p> <p>◆発電所内の通信連絡設備(発電所内)、</p> <p>◆発電所外(社内外)との通信連絡設備(発電所外)</p>	<p>・衛星電話設備(固定型、携帯型)</p> <p>・携行型有線通話装置</p> <p>・無線連絡設備(携帯型)</p> <p>・安全パラメータ表示システム(SPDS)</p> <p>・統合原子力防災ネットワークに接続する通信設備 等</p>



## 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)



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

## 2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連(2/2)

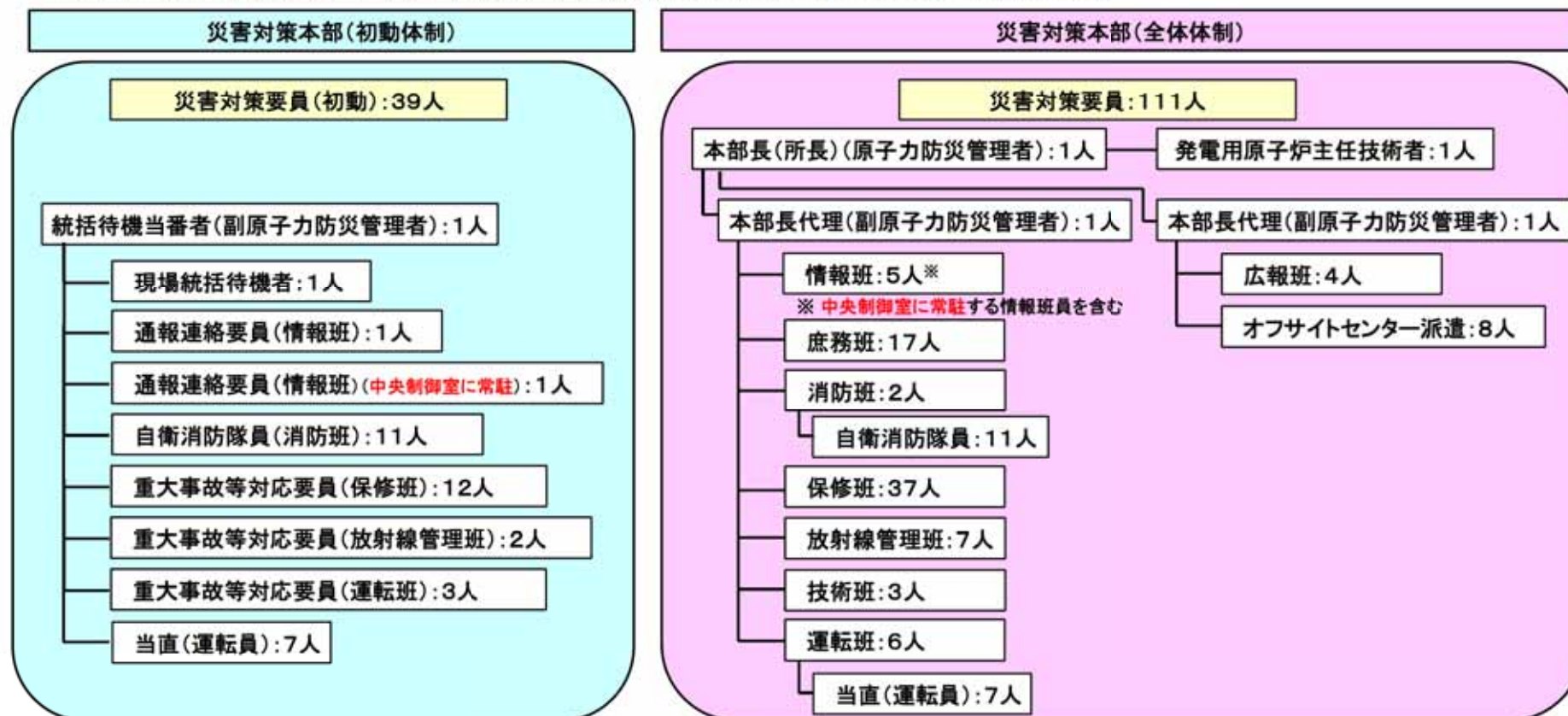
第14回WT資料の再掲



事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス																			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	
		緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ 熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の 冷却等のための手順等	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	冷却等のための手順等	使用済燃料貯蔵槽の 拡散を抑制するための手順等	発電所外への放射性物質の 水の供給手順等	重大事故等の収束に必要なとなる 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
格納容器破損防止	密閉気圧力・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）						●	●	●	●				●	●	●	●				
	密閉気圧力・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）						●	●	●	●				●	●	●	●				
	高圧溶融物放出/格納容器直接加熱			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●				
	原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●				
	水素燃焼						●	●	●	●				●	●	●	●				
溶融炉心・コンクリート相互作用			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●					
SFP燃料 損傷防止	想定事故1											●		●	●						
	想定事故2											●		●	●						
停止中の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失			●	●	●								●	●						
	全交流動力電源喪失			●	●	●								●	●	●					
	原子炉冷却材の流出				●	●								●							
	反応度の誤投入																				

### 3. 初動対応に当たる要員の配置 (1/4)

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





### 3. 初動対応に当たる要員の配置 (2/4)



- **初動対応に最も多くの要員を必要とする事故シーケンス**についても、**対応可能な初動体制の要員を確保**(初動体制の要員(39人)を発電所構内に常駐)
- 事故シーケンスグループ等のうち全交流電源喪失(TBP※<sup>1</sup>)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		<ul style="list-style-type: none"> <li>▲(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</li> <li>▲(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</li> <li>▲(約13時間) 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整</li> </ul>		24
	<ul style="list-style-type: none"> <li>▲(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</li> <li>▲(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</li> <li>(約14時間)▲ 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整</li> </ul>			24
		▲(約5時間以降) 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給	(24時間以降)▲ 格納容器ベントの現場操作	18
格納容器破損防止		(約15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
		(24時間以降)▲ 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		20
使用済燃料プール		▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給		17

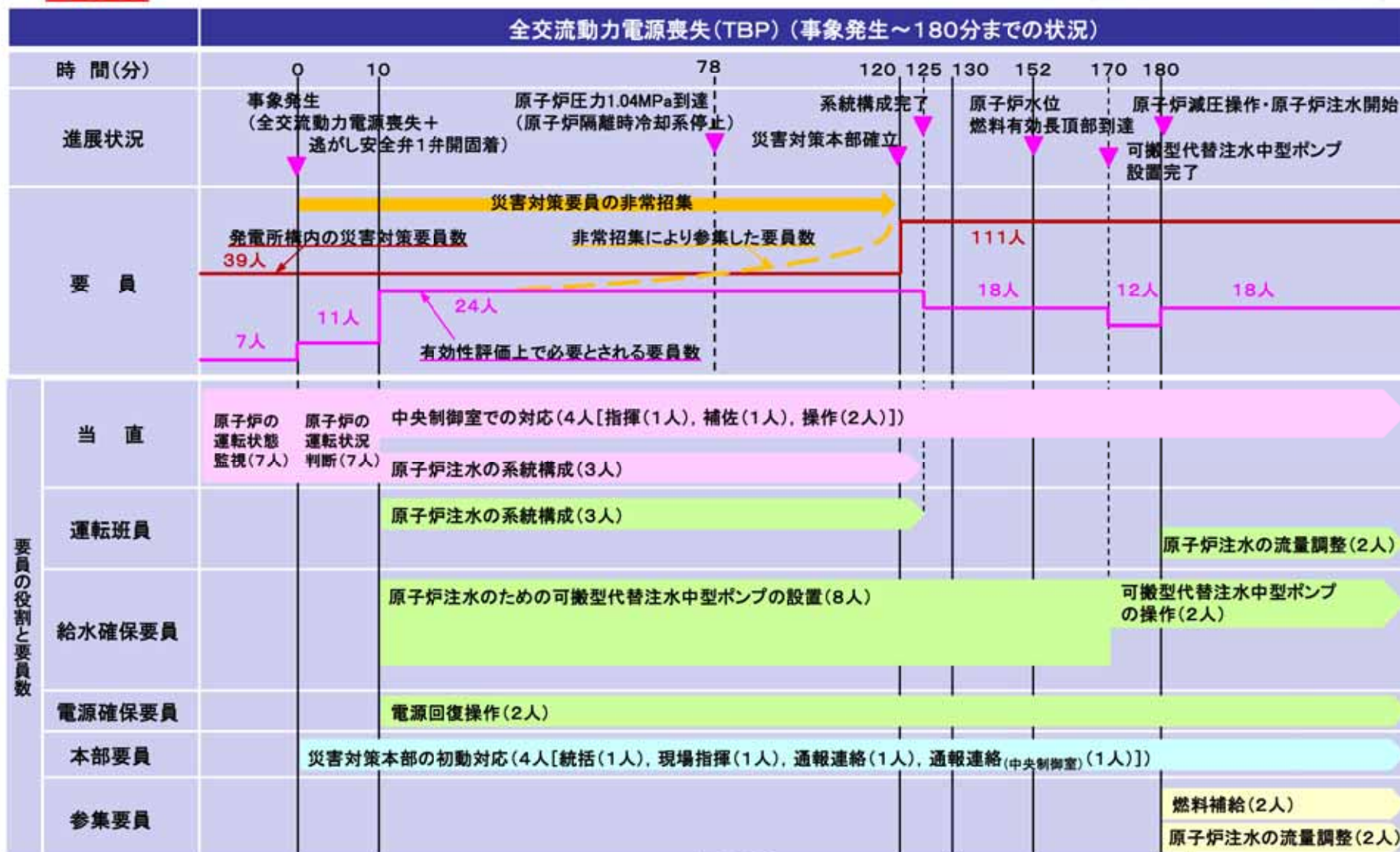
初動体制の要員	要員数※ <sup>2</sup>	役割
当直要員	7人	運転操作
災害対策要員(指揮者等)(統括待機当番者、現場統括待機、情報班員)	3人	状況把握、通報連絡、対応指示
災害対策要員(指揮者等)(情報班員)	1人	通報連絡(中央制御室に常駐)
重大事故等対応要員(運転操作対応)	3人	運転操作(原子炉注水系統構成)
重大事故等対応要員(アクセスルート確保)	2人	がれき撤去(アクセスルート確保の対応がある場合に出勤)
重大事故等対応要員(給水確保)	8人	可搬型代替注水中型ポンプを用いた送水対応
重大事故等対応要員(電源確保)	2人	電源車を用いた電源復旧対応
重大事故等対応要員(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)

- 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を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**

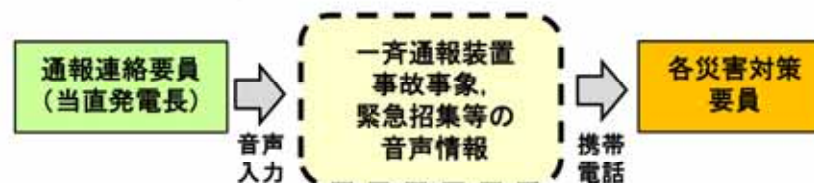


## 4. 災害対策要員の非常招集（1／3）

- 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确实性を向上**



### 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）

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





## 4. 災害対策要員の非常招集（3／3）

- 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



## 5. 有効性評価における判断基準

項目	判断基準
炉心損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管の最高温度&lt;1,200℃</li> <li>・燃料被覆管の酸化量&lt;15%</li> <li>・原子炉圧力&lt;10.34MPa[gage]</li> <li>・格納容器圧力&lt;0.62MPa[gage]</li> <li>・格納容器温度&lt;200℃</li> <li>・敷地境界での実効線量&lt;5mSv</li> </ul>
格納容器破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力&lt;0.62MPa[gage]</li> <li>・格納容器温度&lt;200℃</li> <li>・Cs-137放出量&lt;100TBq</li> <li>・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力&lt;2.0MPa[gage]</li> <li>・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</li> <li>・格納容器内酸素濃度&lt;5vol%</li> <li>・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</li> </ul>
使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料有効長頂部が冠水していること</li> <li>・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること</li> <li>・未臨界が維持されていること</li> </ul>
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料有効長頂部が冠水していること</li> <li>・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること</li> <li>・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）</li> </ul>

● 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DESTAL(ドライウェル部)の水位を 約1mに維持する手段
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)		格納容器下部注水系(常設)

   : 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

## 6. 事故シーケンスの選定結果(4/4)

第14回WT資料に一部加筆



### ● 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）

第14回WT資料の再掲



➤ 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	<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	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 <u>過渡時自動減圧機能(自動減圧)</u>	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）

第14回WT資料の再掲



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・TBU)	全交流動力電源喪失 所内常設直流電源設備 原子炉隔離時冷却系	<u>高圧代替注水系</u> <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系/残留熱除去系海水系 <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）

第14回WT資料の再掲



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℃

## 7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 4／5）

第14回WT資料の再掲



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）

第14回WT資料の再掲



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

## 7. 有効性評価の概要（格納容器破損防止対策 1/2）

第14回WT資料の再掲



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> 緊急用海水系 <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)
高压溶融物 放出／格納 容器雰囲気 直接加熱 ・ 溶融燃料－ 冷却材相互 作用 ・ 溶融炉心・ コンクリート 相互作用	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低压炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高压電源装置</u>  <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>  <u>格納容器下部注水系(常設)</u>  <u>コリウムシールド</u>  <u>緊急用海水系</u>  <u>代替循環冷却系</u>  <u>可搬型窒素供給装置</u>  <u>フィルタベント設備</u>	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)
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  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)

第14回WT資料の再掲



➤ 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

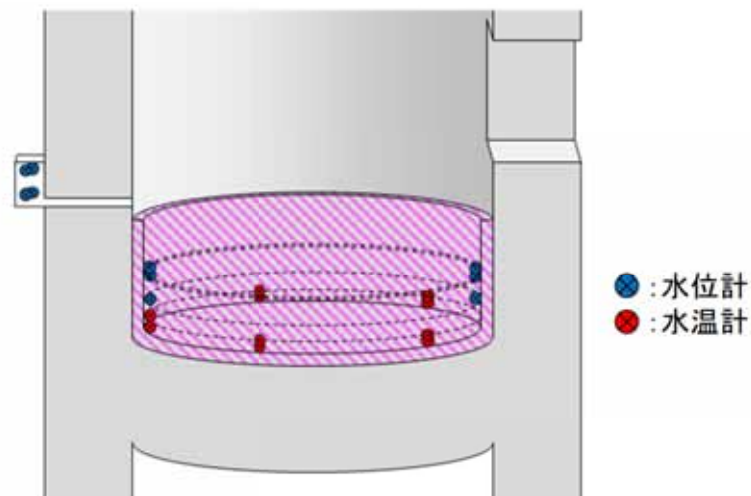
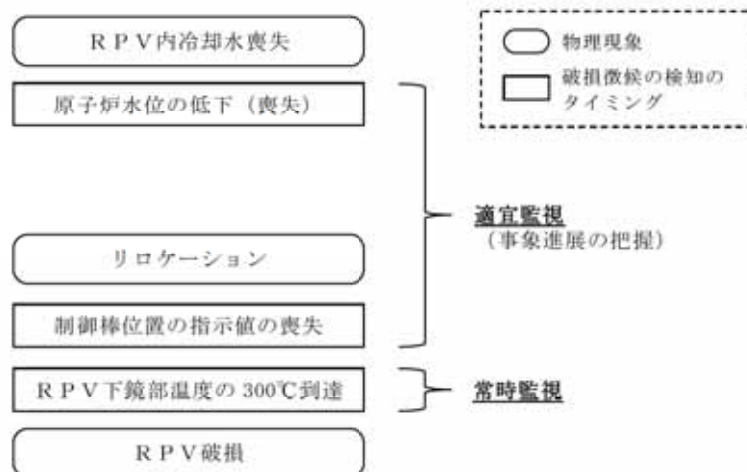
事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③未臨界の確保(通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	<u>残留熱除去系(低圧注水系)</u>	①燃料有効長頂部から約4.2m上 ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上) ③確保可
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 残留熱除去系海水系	<u>低圧代替注水系(常設)</u> <u>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

事象進展





## 9. ペDESTALにおける設備対策(1/2)

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

#### ① コリウムシールド設置

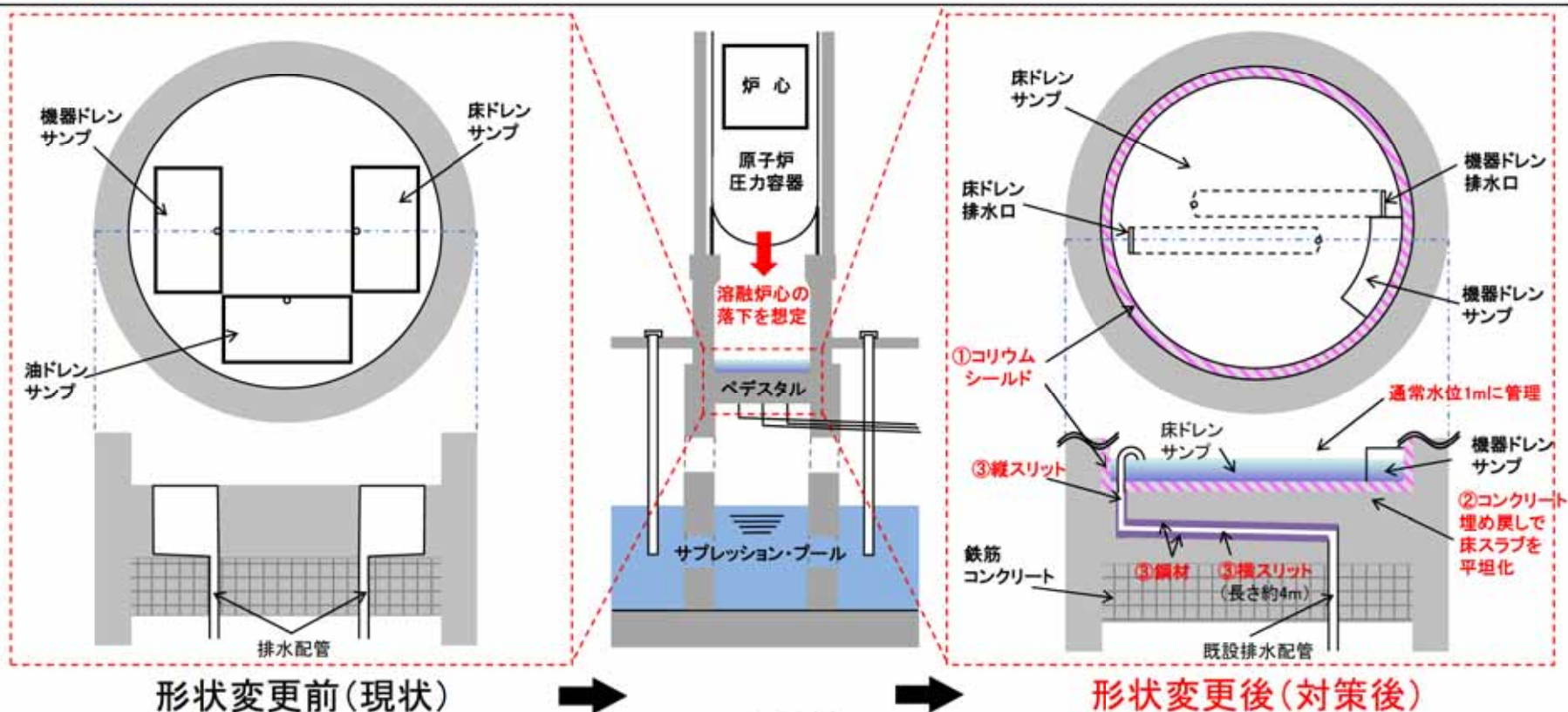
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れたジルコニア( $ZrO_2$ )製コリウムシールドを設置

#### 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

溶融炉心のサブレッショ・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

熔融炉心落下時の水蒸気爆発の抑制及び熔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、水位がより低いと熔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

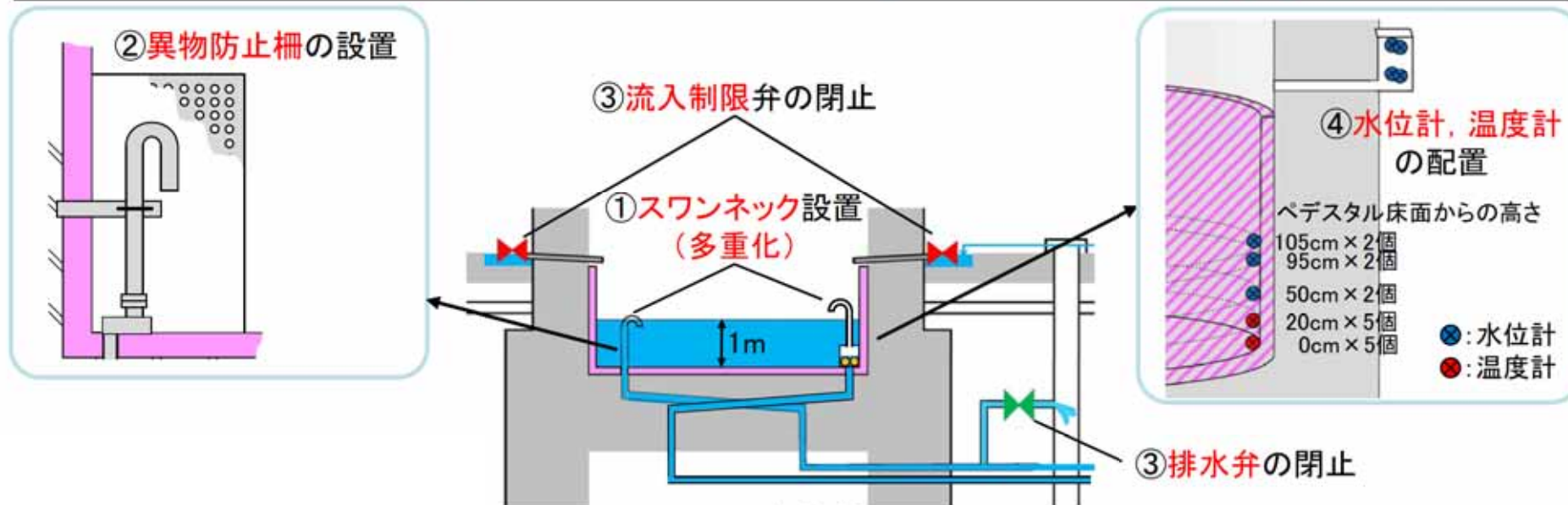
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

### 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、熔融炉心落下時には**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、熔融炉心落下後、**速やかにペDESTAL注水開始を判断**





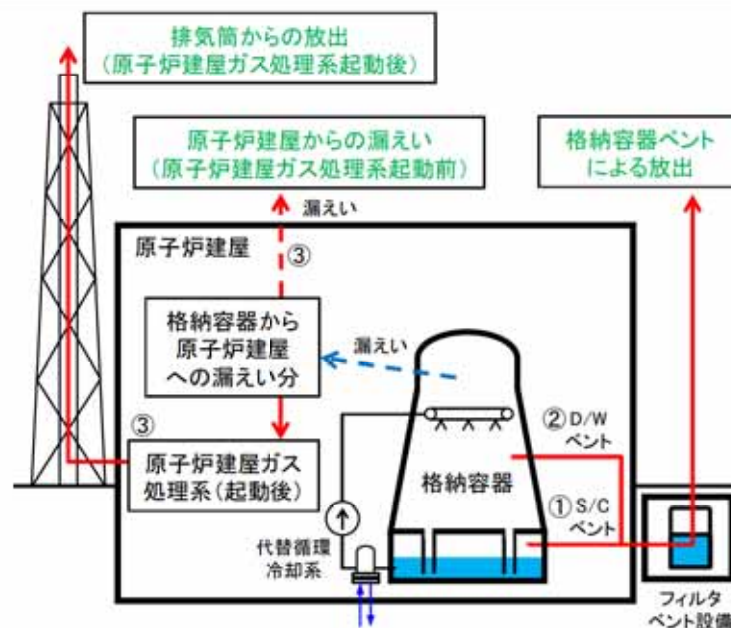
## 10. 大気中へのCs-137放出量評価の内訳

- 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	事象発生 約19時間後
	D/Wベント	約4TBq	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:サブプレッション・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、**サブプレッション・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**サブプレッション・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ブプレッション・プールへCsが移行)



# 11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(1/4)



## 【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
<p>中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>① 中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>② 原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>③ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び<b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による原子炉注水 (事象発生から約25分)</p> <p>↓</p> <p>④ <b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による格納容器スプレイ(事象発生から約16時間)</p> <p>↓</p> <p>⑤ <b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による格納容器スプレイ停止(事象発生から約27時間)</p> <p>↓</p> <p>⑥ <b>フィルタベント設備</b>による格納容器ベント (事象発生から約28時間)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<p>● <b>高圧代替注水系</b>による原子炉注水も可能</p> <p>○所要時間:約4分(遠隔操作)*</p> <p>● <b>代替循環冷却系</b>による格納容器除熱も可能</p> <p>● <b>可搬型代替注水中型ポンプ</b>による格納容器スプレイも可能</p> <p>○所要時間:約5分(遠隔操作)*</p> <p>● <b>耐圧強化ベント系</b>による格納容器除熱も可能</p> <p>※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</p>

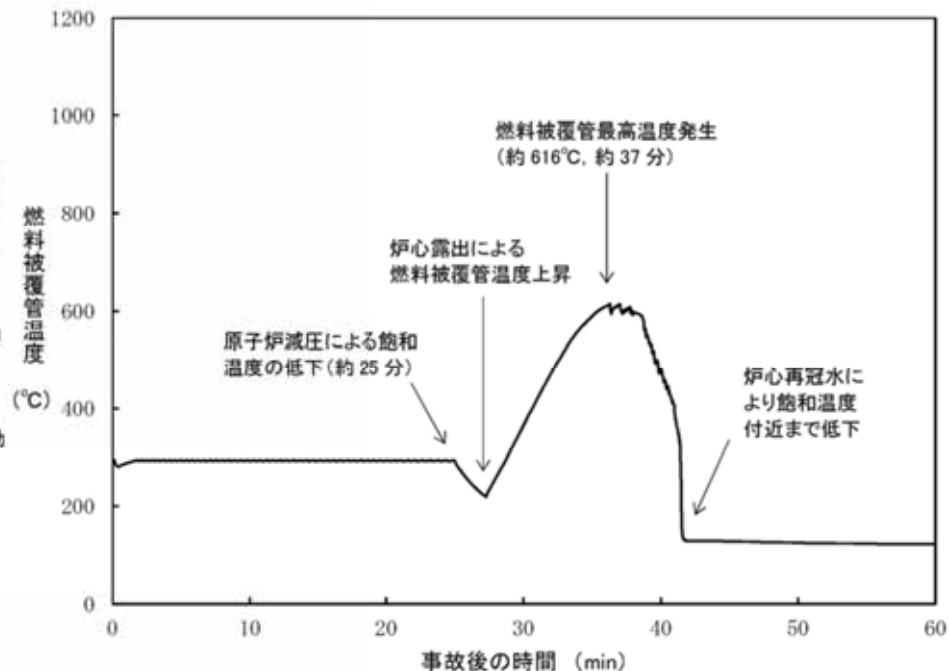
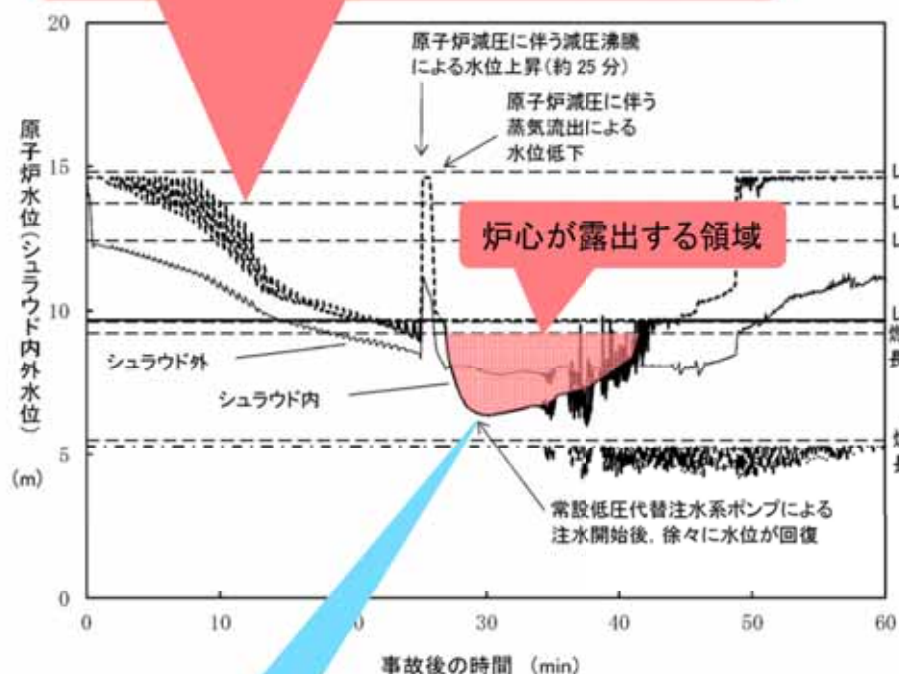
LOCA:原子炉冷却材喪失事故  
ECCS:非常用炉心冷却系





# 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

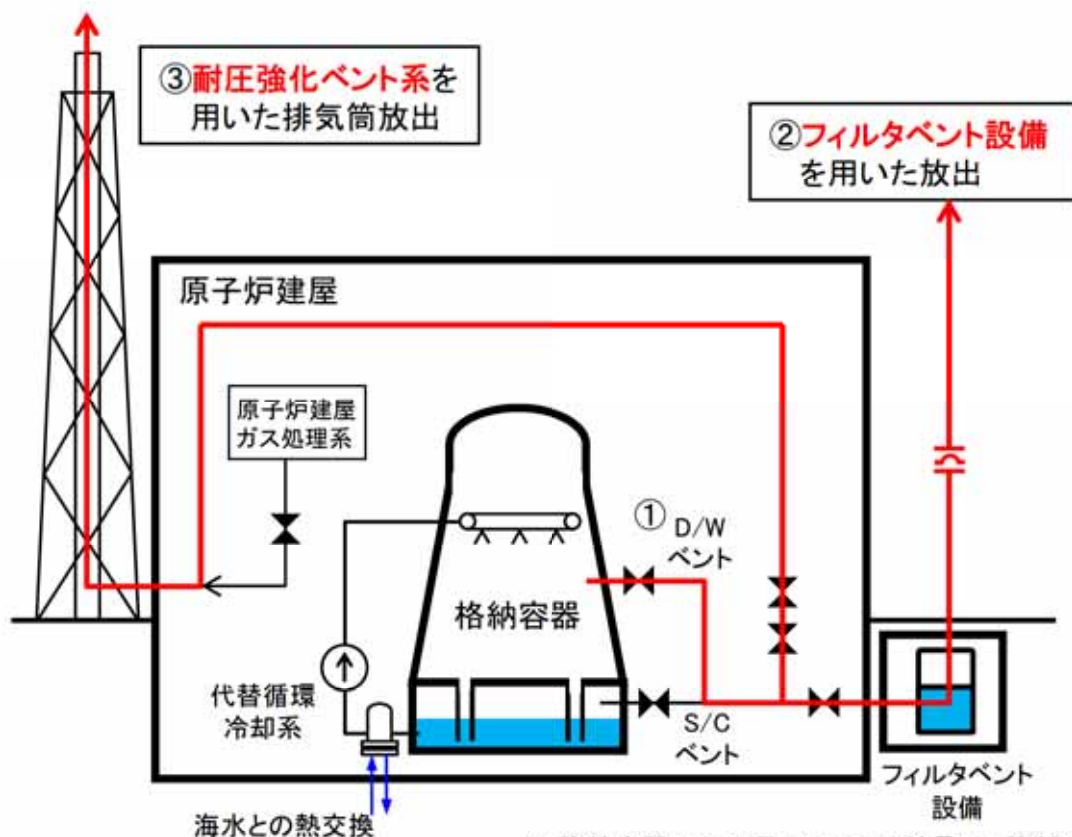
- 燃料被覆管温度は約616°C(初期値:約309°C)となり、炉心損傷に至らない
- 外部水源を用いた**常設低圧代替注水系ポンプ**による格納容器スプレイに伴いサプレッション・プール水位が上昇することから、制限水位到達にて格納容器スプレイを停止し、**フィルタベント設備**による格納容器除熱を実施することで、安定状態へ移行



# 11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(4/4)

- 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】

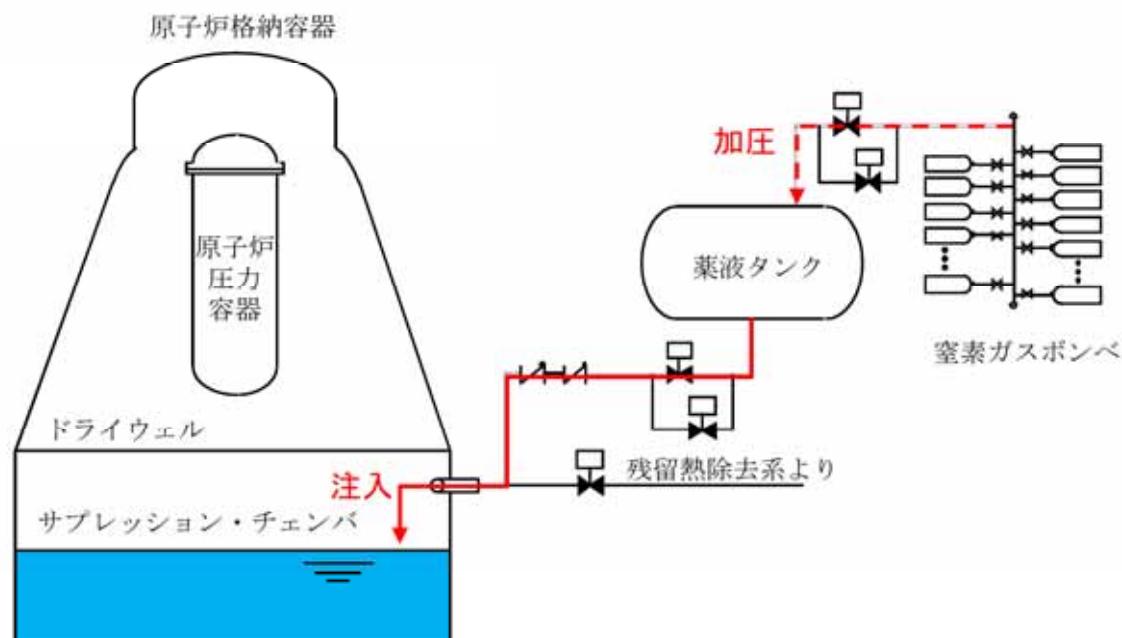
評価対象	敷地境界での実効線量
フィルタベント設備	約0.41mSv (放出ルート:①+②)
耐圧強化ベント系	約0.62mSv (放出ルート:①+③)

- 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



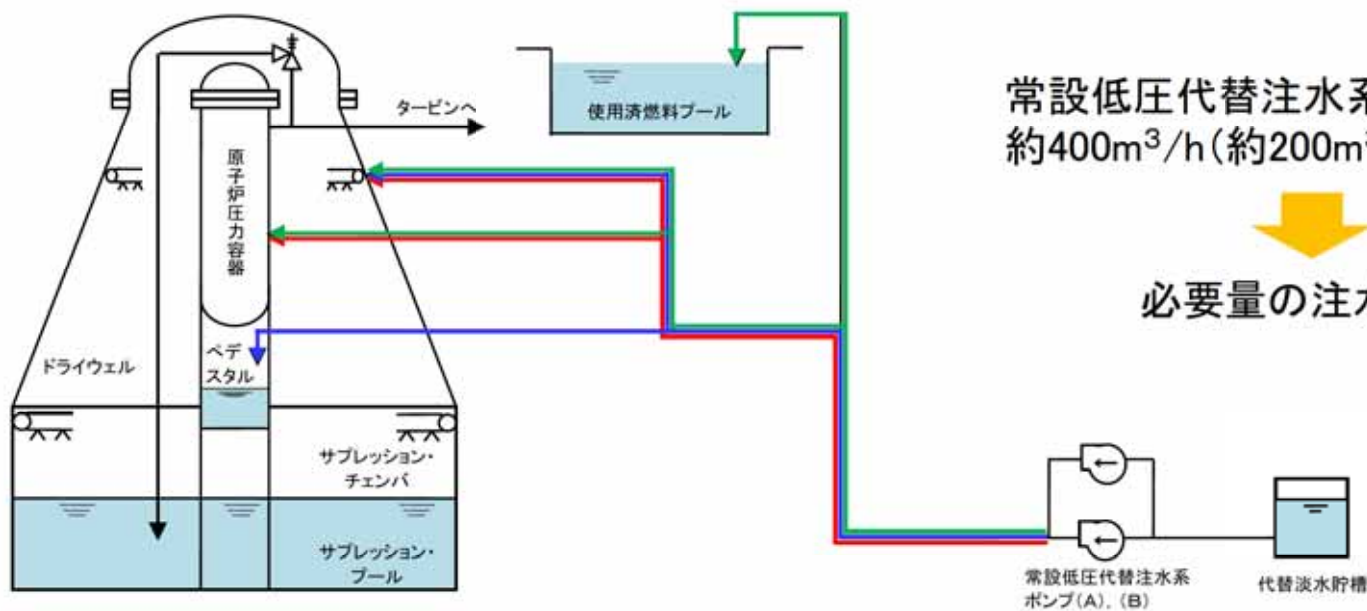
格納容器からの漏えい時やフィルタベント設備使用時における**放射性よう素の放出量を低減**



### 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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)
②		300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)
③	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h		114m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)



常設低圧代替注水系ポンプの容量:  
約400m<sup>3</sup>/h(約200m<sup>3</sup>/h×2台)



必要量の注水が可能

常設低圧代替注水系  
ポンプ(A), (B)

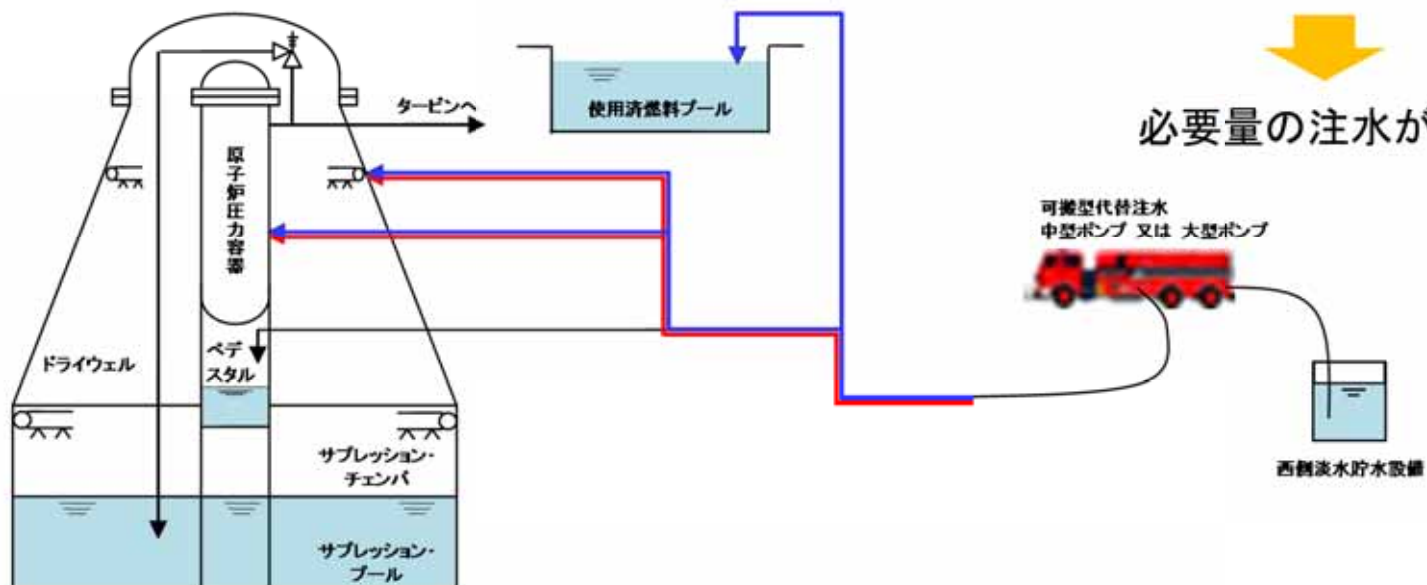
代替淡水貯槽

### 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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)
②	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h		16m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)

可搬型代替注水中型ポンプの容量: 約210m<sup>3</sup>/h  
 可搬型代替注水大型ポンプの容量: 約1320m<sup>3</sup>/h



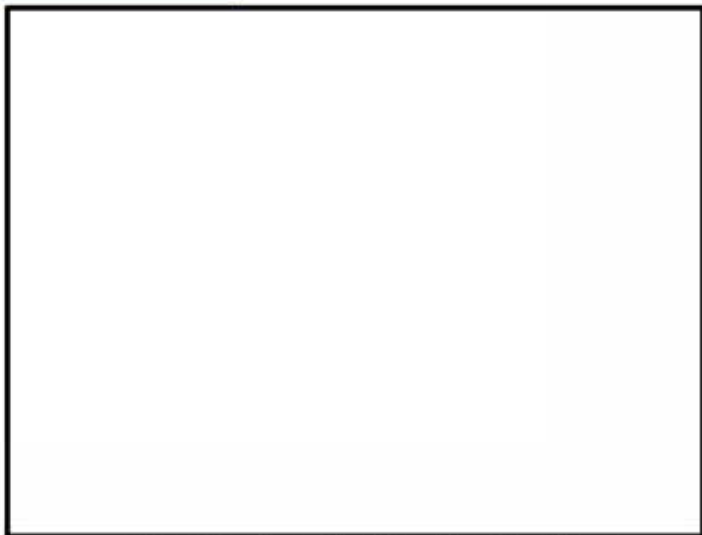
必要量の注水が可能



# 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)