

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14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5月30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	2-2-4
2. 重大事故等対策の有効性評価	2-2-7
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出	2-2-8
4. 事故シーケンスの選定	2-2-9
5. 有効性評価の具体例	2-2-14
6. まとめ	2-2-19

補足説明資料 重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について

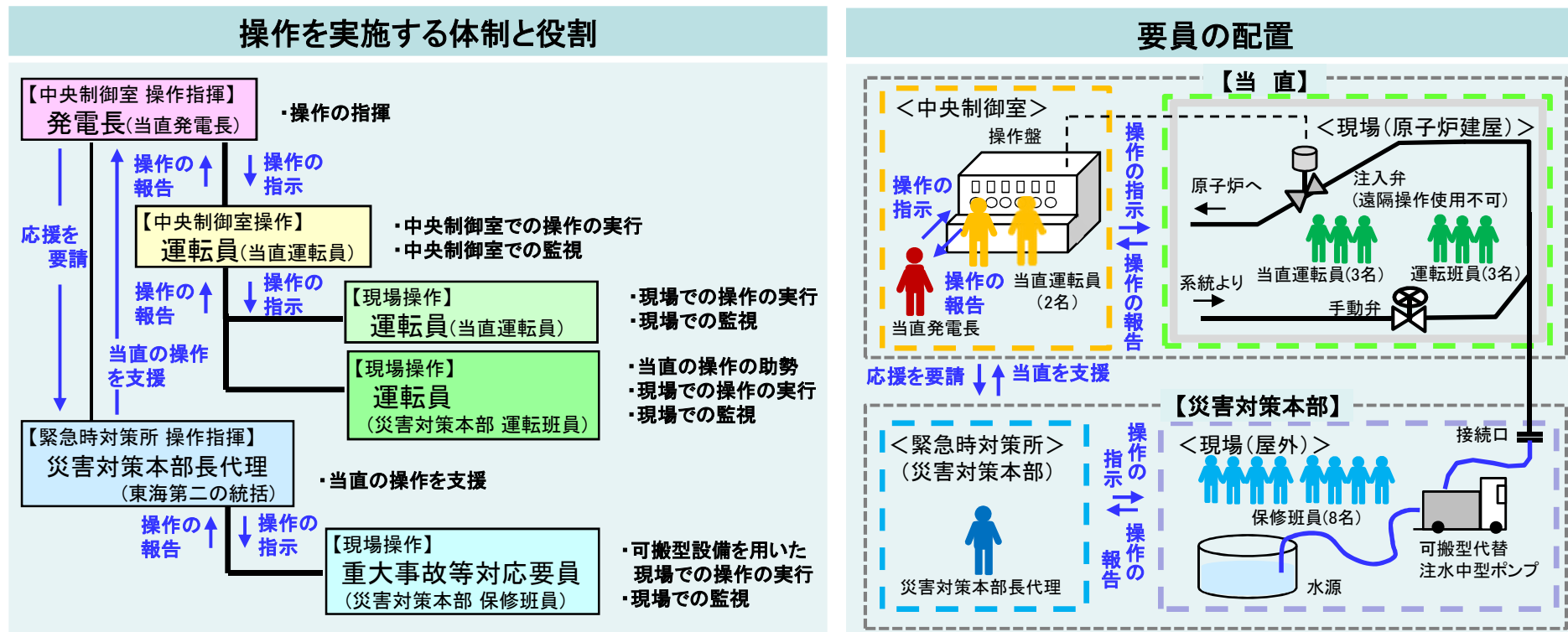
1. 重大事故等対策の手順の概要
2. 重大事故等対策の有効性評価
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出
4. 事故シーケンスの選定
5. 有効性評価の具体例
 - (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)
 - (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失
 - (3) 使用済燃料プール水の漏えい
 - (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・温度による静的負荷
 - (5) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - (6) 大気中へのCs-137放出量評価
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価

今回ご説明範囲

1. 重大事故等対策の手順の概要(1／3)

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

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



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

体制の構築に係る要員配置については補足説明資料(2-2-33~36), 要員の非常召集の詳細については補足説明資料(2-2-37~39)を参照

1. 重大事故等対策の手順の概要(2／3)

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

操作の流れ(タイムチャート)

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

操作手順

- ① 発電長は判断基準に基づき, 災害対策本部長代理に低圧代替注水系の接続口へ低圧代替注水系(可搬型)の接続を依頼
(※ 別途, 災害対策本部長代理のもと, 重大事故等対応要員による可搬型代替注水ポンプの接続作業の手順が進行)
- ② 発電長は運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水準備開始を指示
- ③ 運転員等は中央制御室にて, 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
- ④ 発電長は原子炉の圧力が下がっていることを確認し, 運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による注水の系統構成を指示
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋にて, 原子炉への注水に必要な系統構成を実施
- ⑥ 発電長は, 災害対策本部長代理に, 原子炉建屋内での原子炉へ注水するための系統構成が完了したことを報告
- ⑦ 災害対策本部長代理は, 発電長に可搬型代替注水ポンプによる送水を開始を報告するとともに, 重大事故等対応要員に可搬型代替注水ポンプの起動を指示
- ⑧ 重大事故等対応要員は可搬型代替注水ポンプを起動し, 接続口の弁を開として, 送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告
- ⑨ 発電長は運転員等に原子炉への注水の確認を指示
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて, 注水が開始され, 原子炉水位の上昇を確認し, 発電長に報告。
- ⑪ 発電長は原子炉への注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告

- 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。

2. 重大事故等対策の有効性評価

【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 $< 1200^{\circ}\text{C}$,
格納容器破損防止 : 格納容器圧力 $< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$, 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(2-2-40)を参照

3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出

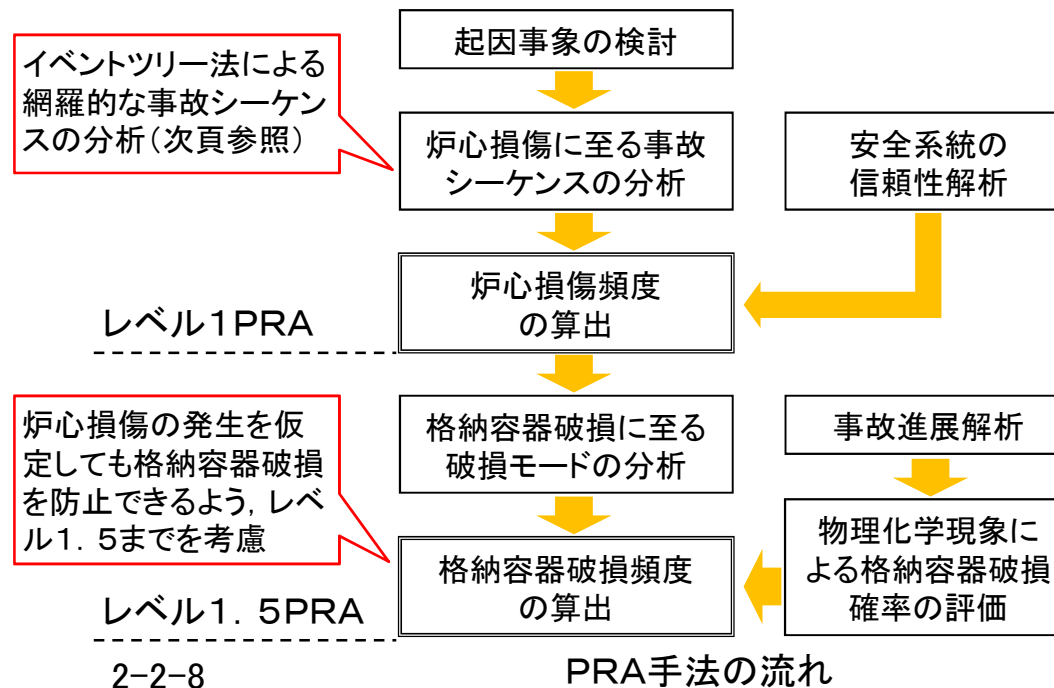
【事故シーケンス選定の考え方】

- **確率論的リスク評価(PRA)の手法**を用いて、炉心損傷に至る**事故シーケンスの分析やグループ化を体系的・網羅的に実施**し、重要な事故シーケンスを抽出
 - ・ 起因事象※とそれに対する安全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, 喪失する安全システム等に着目し, 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)
- ・ 発電所を構成するシステムを機器レベルまで分解し, 統計データ(故障確率等)に基づきシステムの信頼性を評価(安全システムの信頼性解析)
- ・ 重大事故等に至る故障の組み合わせを考慮し, その発生頻度を定量的に評価



4. 事故シーケンスの選定(1/5)

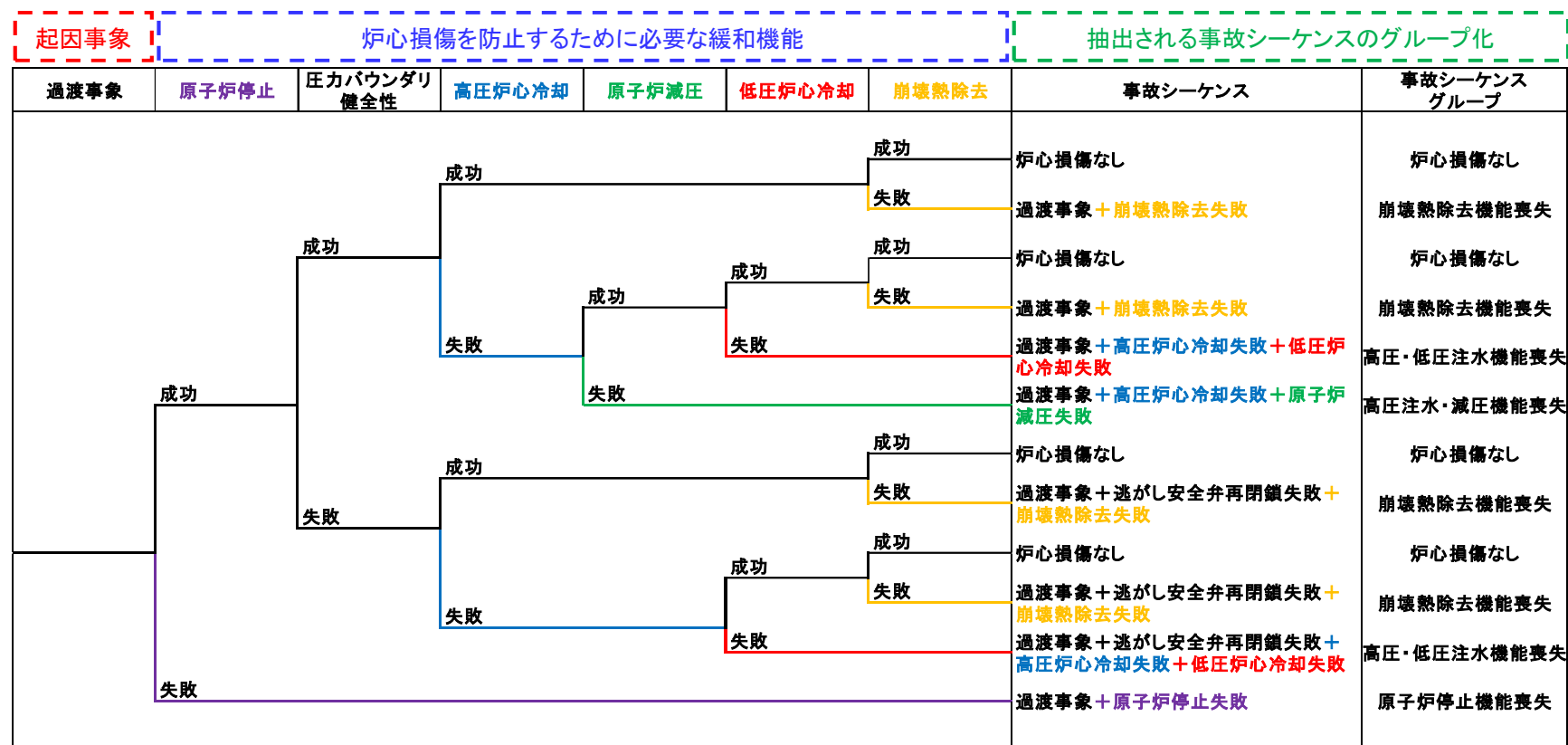


- 有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

【PRA※¹の手法を用いた事故シーケンスの分析, 事故シーケンスグループの抽出】

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

【炉心損傷イベントツリー(起因事象が過渡事象の場合の例)】



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

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

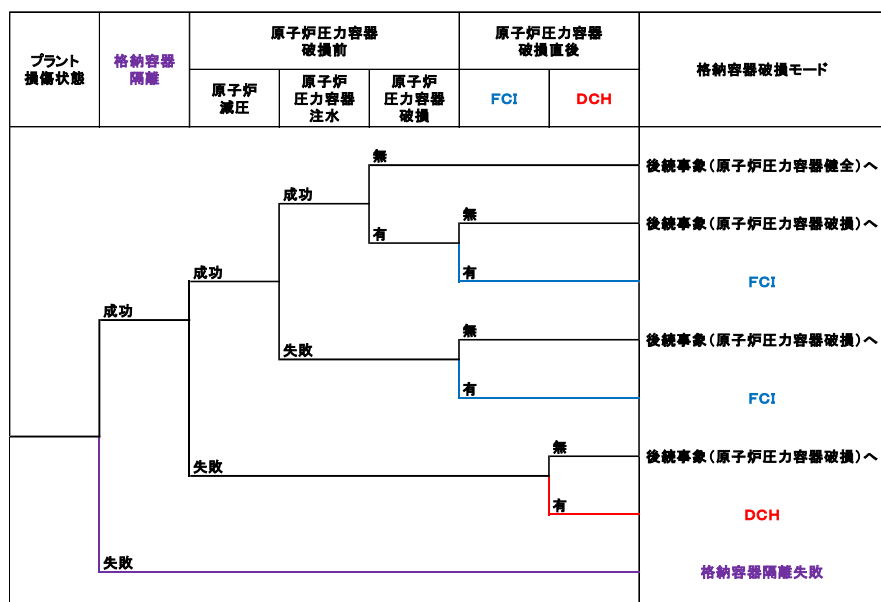
4. 事故シーケンスの選定(2/5)



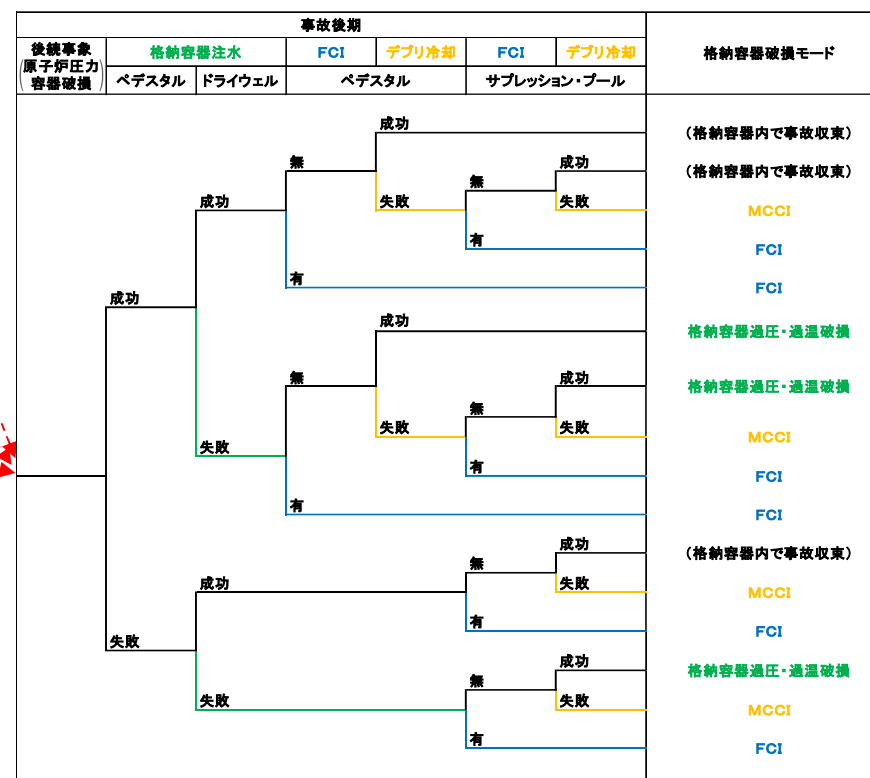
【格納容器破損イベントツリー】

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

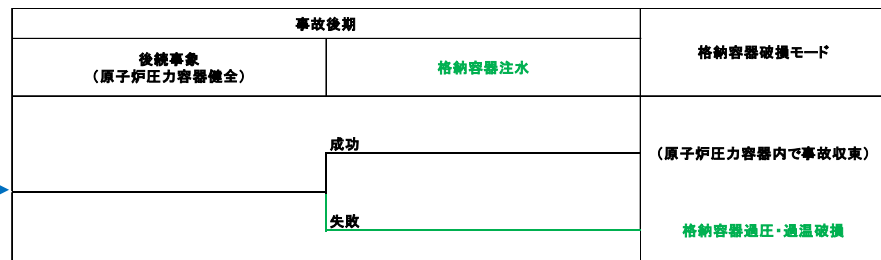
＜原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器破損)のイベントツリー＞



＜事故後期(原子炉圧力容器健全)のイベントツリー＞



4. 事故シーケンスの選定(3/5)

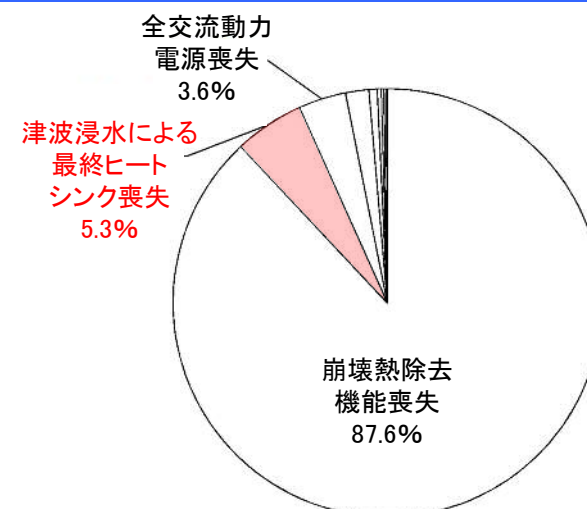
【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

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

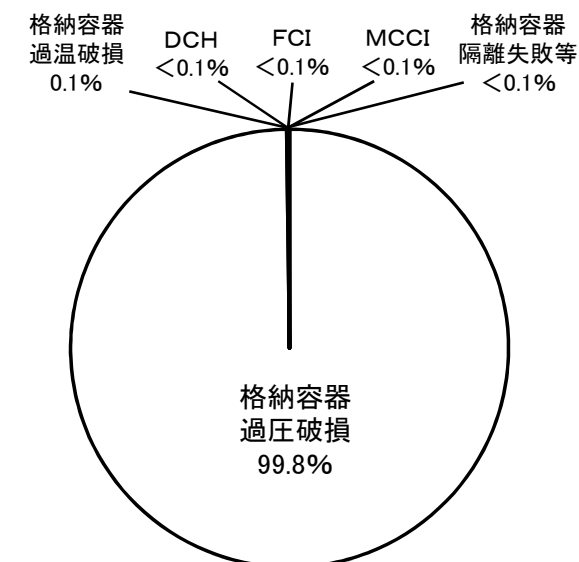
➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出

【格納容器破損モードの整理】

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



全炉心損傷頻度に対する事故シーケンスグループ毎の寄与割合



全格納容器破損頻度に対する格納容器破損モード毎の寄与割合

4. 事故シーケンスの選定(4/5)

【代表的な事故シーケンスの選定(炉心損傷防止対策)】

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

(着眼点)

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

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

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

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

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	着眼点			
		a	b	c	d
高圧・低圧注水 機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低	高	高	高
	－ ②過渡事象＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋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
	...	中	中	中	低

有効性評価を
実施する事故
シーケンス

4. 事故シーケンスの選定(5/5)

【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

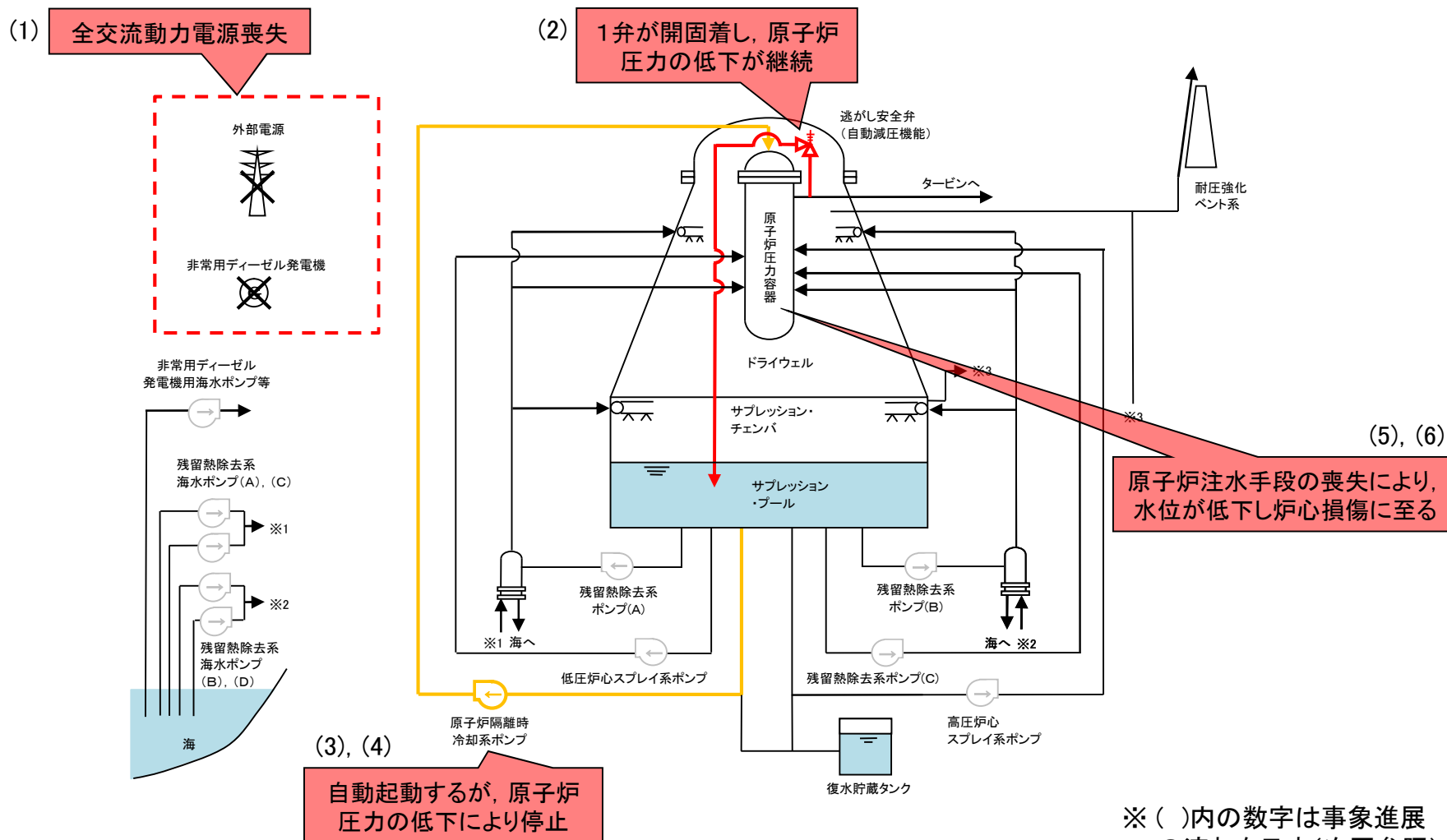
各事故シーケンスグループや格納容器破損モードにおける事故シーケンスの選定結果については補足説明資料(2-2-41～44)、有効性評価結果については補足説明資料(2-2-45～53)を参照

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)(1/5)

【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。



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)(2/5)

【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 ● 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、格納容器バント(フィルタバント設備、耐圧強化バント)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)(3/5)

【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

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

操作項目	実施箇所・必要人数 【 】は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	4	8	12	16	20	24	28
状況判断	2人 A, B			10分						
③ 原子炉水位の調整 (原子炉隔離時冷却系)	【1人】 A			約1.3時間で停止 手順2						
⑤ 可搬型代替注水中型ポン プによる原子炉注水		3人 C, D, E	11人 c~m	170分	手順4					
⑤ 逃がし安全弁による 原子炉減圧	【1人】 B			1分 手順3						
⑤ 原子炉水位の調整(可搬 型代替注水中型ポンプ)		【2人】 C, D	参集2人	適宜流量調整 手順4						
⑥ 可搬型代替注水中型ポン プによる格納容器スプレイ		【1人】 E	【3人】 k, l, m			175分	手順6			
⑥ 格納容器スプレイの調整		【1人】 E	参集2人				適宜流量調整 手順6			
⑦ 常設代替高圧電源装置に よる受電	【1人】 B	【1人】 E	【1人】 k			125分	手順14			17分 手順14
⑧ 残留熱除去系海水系及び 残留熱除去系による格納 容器除熱	【1人】 B									6分 手順5, 6
その他(電源回復, 燃料 給油, 等)			2人(a, b) +参集2人	適宜実施						
必要要員合計	2人	3人	13人+ 参集6人							

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

初動要員の配置については補足説明資料
(2-2-33~36), 参集要員の招集の詳細につ
いては補足説明資料(2-2-37~39)を参照

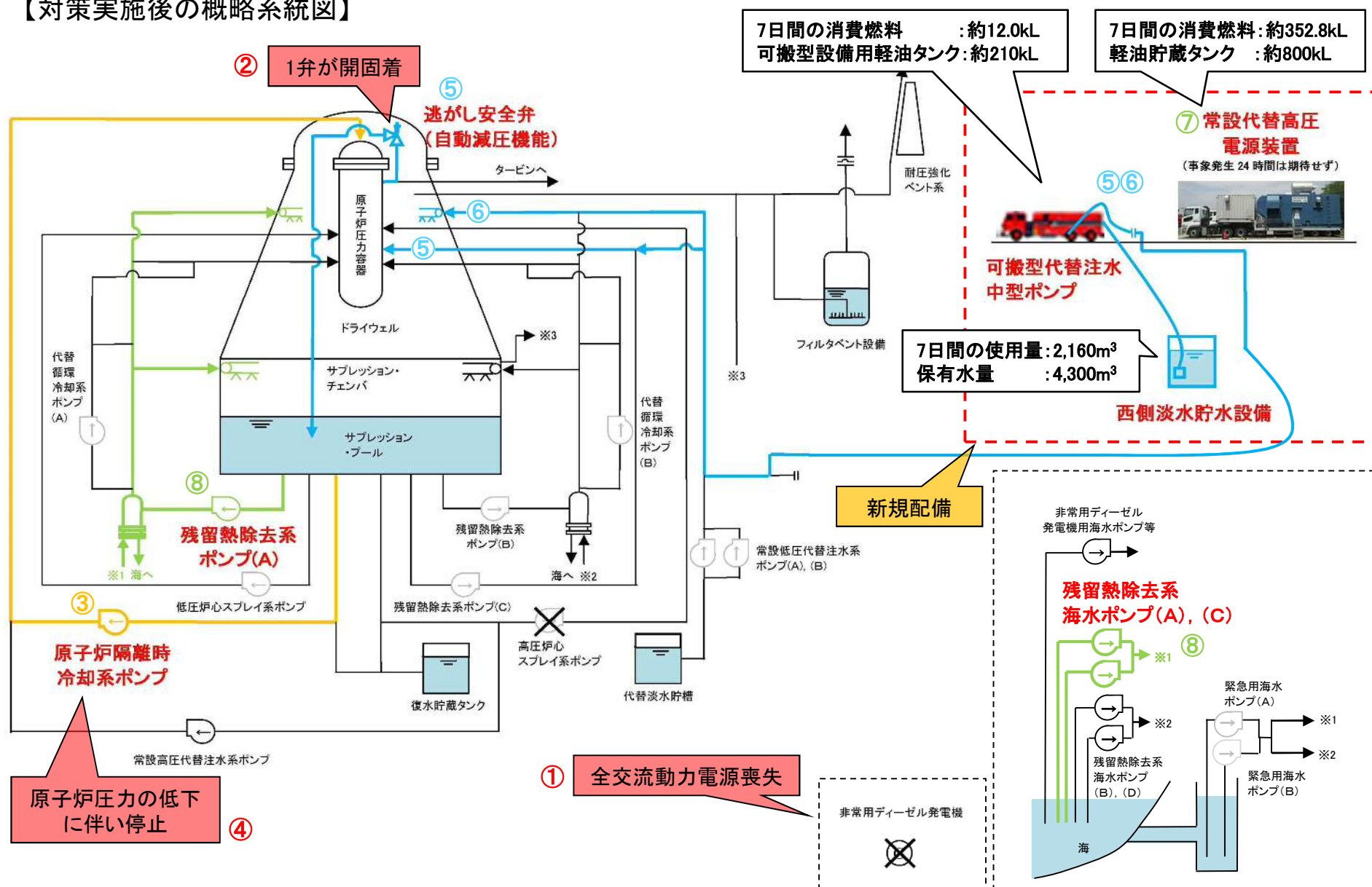
※可搬型代替注水中型ポンプの移動・接続や電源接続の訓練等により,
時間内に操作可能なことを確認

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)(4/5)



【対策実施後の概略系統図】

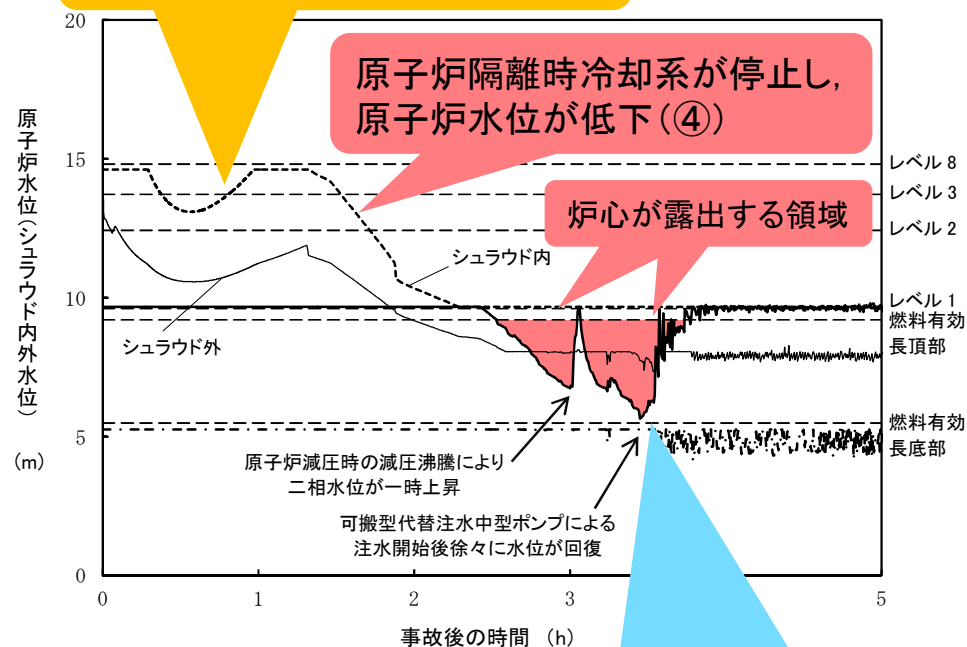


5. 有効性評価の具体例

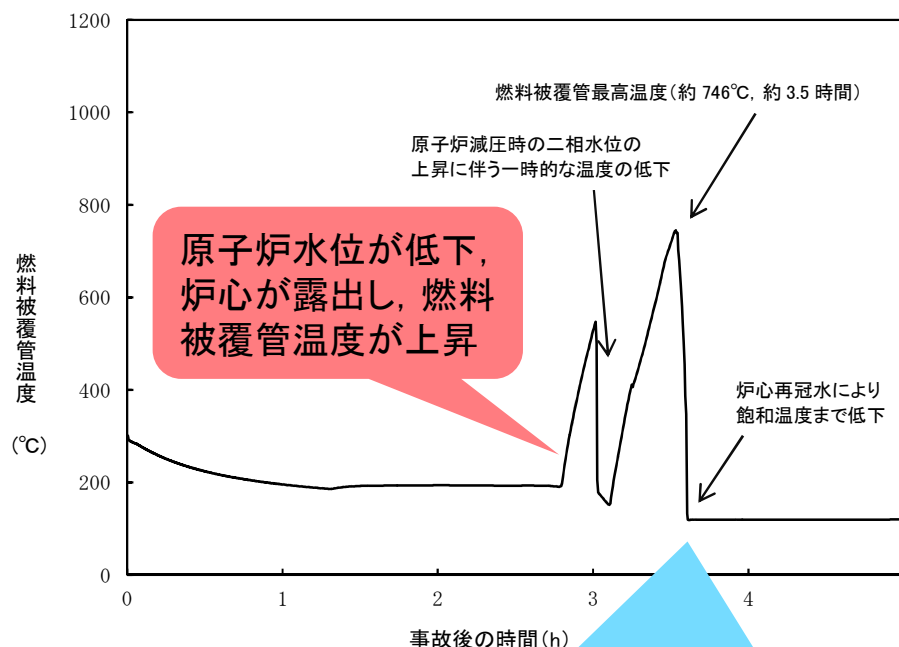
(1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(5/5)

【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

- 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
- 今回は一例として、「全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)」の事故シーケンスにおける有効性評価について、以下をご説明
 - 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
- 次回以降、その他の事故シーケンスに対する有効性評価結果や、炉心損傷が防止できないことを前提とした場合の評価結果(大気中へのCs-137放出量評価、水蒸気爆発の発生を仮定した際の影響評価)についてご説明予定

(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	2-2-22
2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連	2-2-31
3. 初動対応に当たる要員の配置	2-2-33
4. 災害対策要員の非常招集	2-2-37
5. 有効性評価における判断基準	2-2-40
6. 事故シーケンスの選定結果	2-2-41
7. 有効性評価の概要	2-2-45

1. 手順の構成(1／9)



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

1. 手順の構成(2／9)



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ベ 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

1. 手順の構成(3／9)



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

1. 手順の構成(4／9)



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

1. 手順の構成(5／9)



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

1. 手順の構成(6／9)



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

1. 手順の構成(7／9)



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

1. 手順の構成(8／9)



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

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	○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)



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本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	原子炉格納容器内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格納容器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	監視測定等に関する手順等	緊急時対策所居住性等に関する手順等	通信連絡に関する手順等
炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故			●	●	●	●							●	●					
	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●						
	全交流動力電源喪失（長期T B）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗する事故		●	●	●		●							●	●	●				
	全交流動力電源喪失（T B D、T B U）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗し、直流電源及び原子炉隔離時冷却系が喪失する事故		●	●	●		●							●	●	●				
	全交流動力電源喪失（T B P）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機等の起動に失敗し、逃がし安全弁再閉鎖に失敗する事故		●	●	●		●							●	●	●				
	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●	●				
	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●					
	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	●	●			●	●							●						
	LOCA時注水機能喪失	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模の破断の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●							●	●					
	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により、低圧設計部分が過圧され破断する事故		●	●	●	●	●							●	●					
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	基準津波を超え敷地に遡上する津波により、取水機能及び原子炉注水機能が喪失する事故		●	●	●	●	●							●	●	●					

2. 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連(2/2)

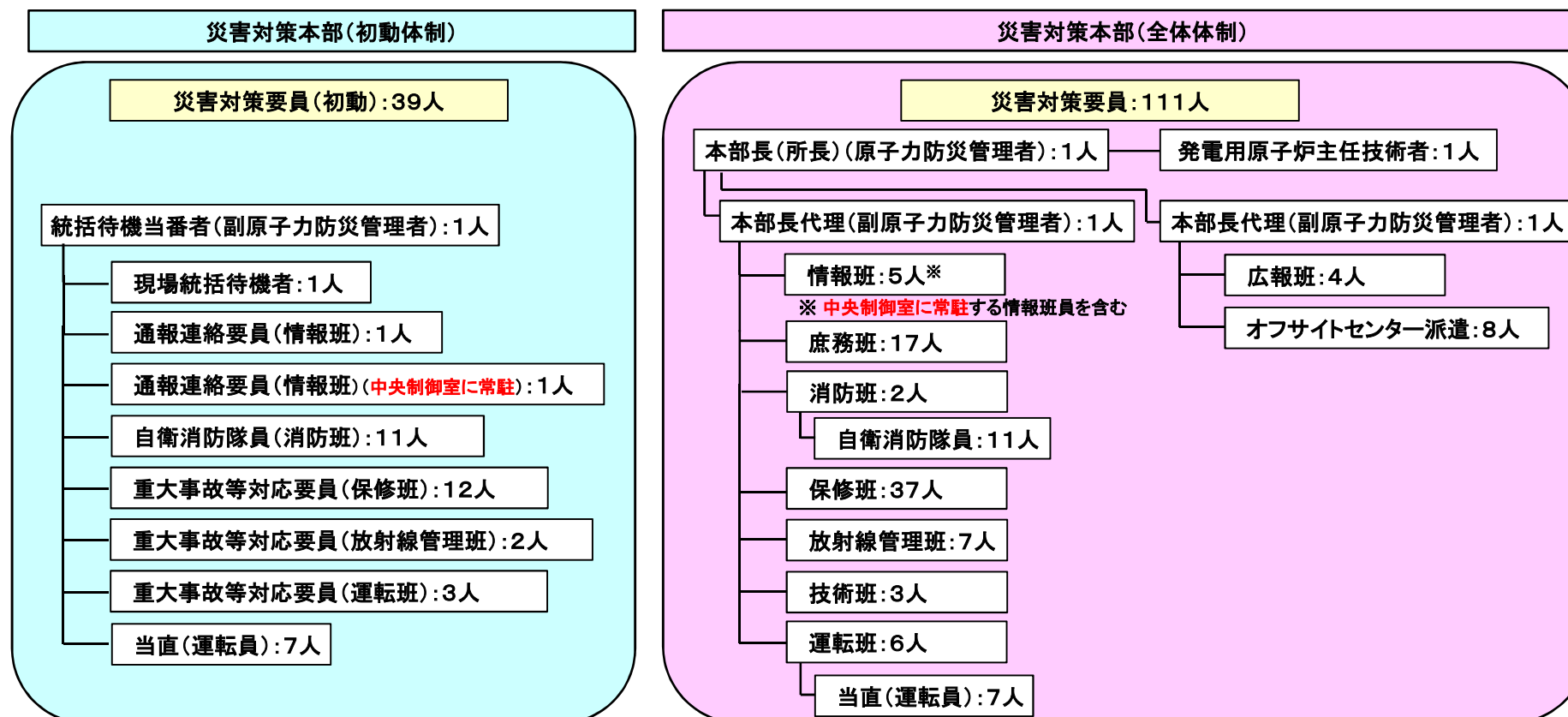


事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス	1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を本廠界にするための手順等 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 7 過圧破損を防止するための手順等 8 原子炉格納容器の溶融炉心を冷却するための手順等 9 原子炉格納容器下部の破損を防止するための手順等 10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 11 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 12 使用済燃料貯蔵庫の冷却等のための手順等 13 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 14 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 15 電源の確保に関する手順等 16 事故時の計画に関する手順等 17 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 18 監視測定等に関する手順等 19 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																	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
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※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) ・津波浸水による最終ヒートシンク喪失		▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 ▲(約13時間) 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整		24
・全交流動力電源喪失(TBP)	▲(約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約3時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 (約14時間)▲ 格納容器スプレイの系統構成及び流量調整			24
格納容器ベントを実施する事故シーケンスグループ ・TQUV ・TW(残留熱除去系が故障した場合) ・LOCA		▲(約5時間以降) 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給 (24時間以降)▲ 格納容器ベントの現場操作		18
格納容器破損防止		(約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
格納容器破損モード ・静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合) 格納容器ベントを実施しない格納容器破損モード ・静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合) ・DCH ・FCI ・MCCI ・水素燃焼		(24時間以降)▲ 可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給に伴う燃料補給		20
使用済燃料プール		▲(約8時間) 可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給		17

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

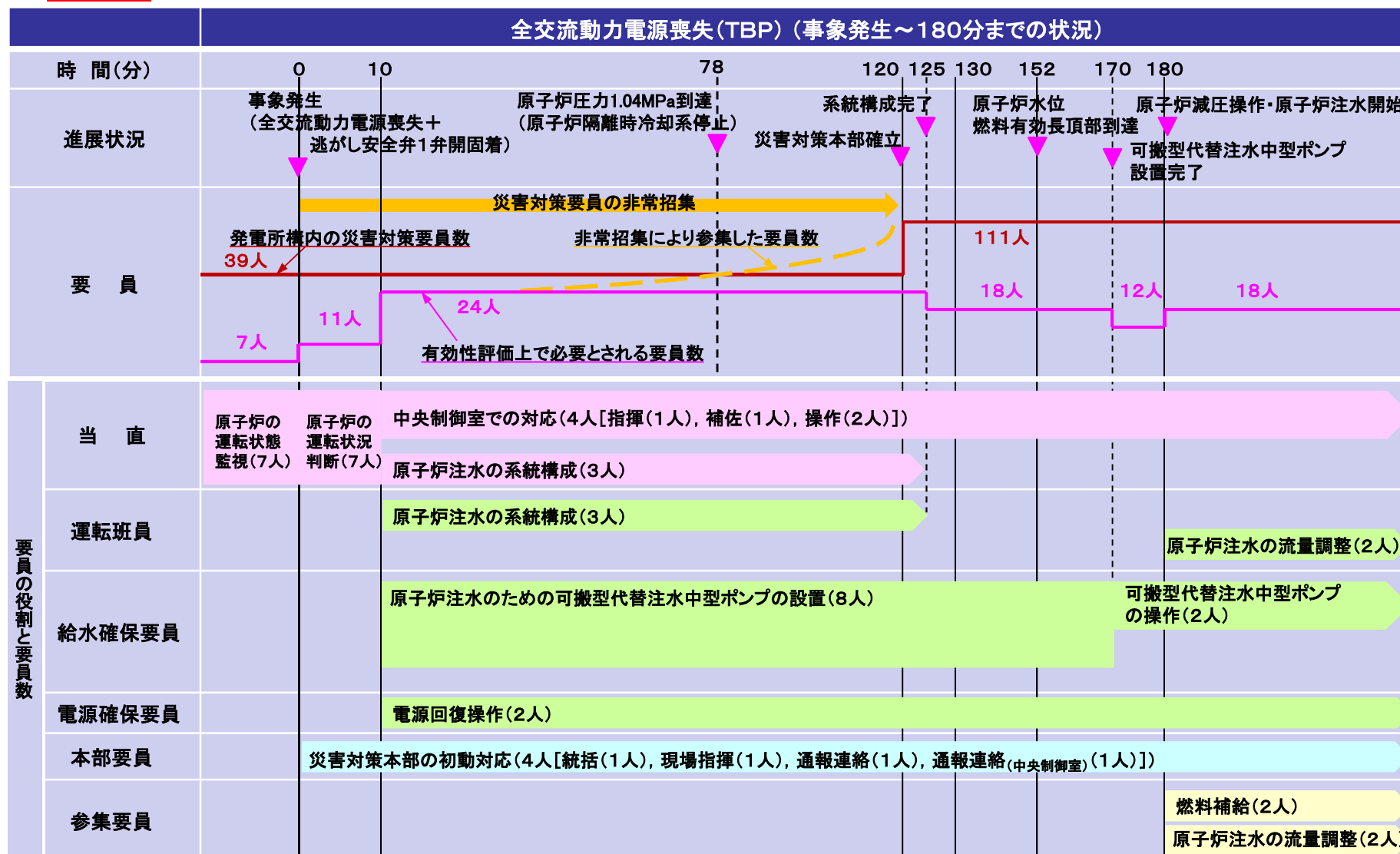
※2 有効性評価では、表中の枠囲みの要員を全交流電源喪失(TBP)の直接的な事故対応に必要な要員として評価。その他の要員は事象の状況により各々の役割の活動を行う。

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

3. 初動対応に当たる要員の配置（3／4）



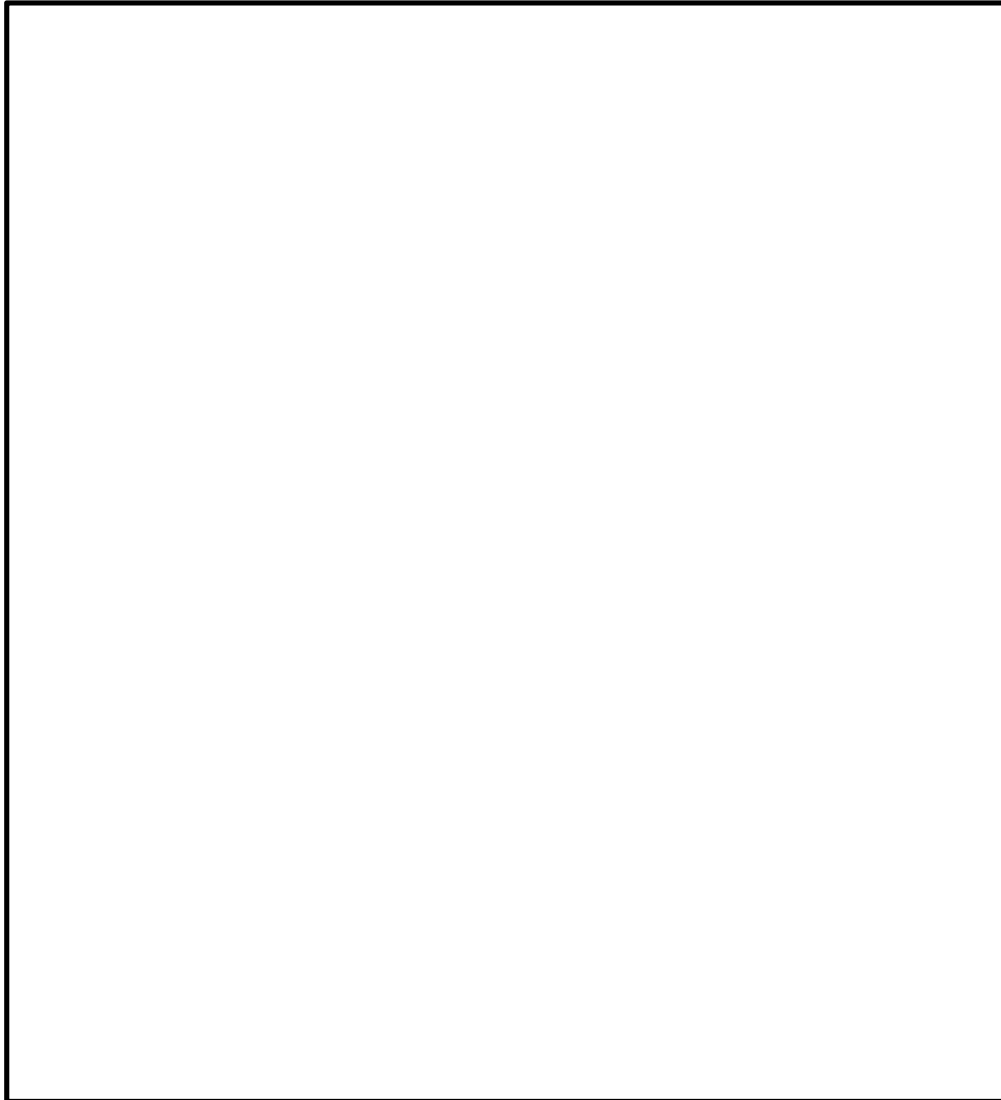
- 有効性評価（全交流電源喪失(TBP※)）の事故シーケンスで評価した事故収束に係る対応と必要な要員数は以下のとおり。事象発生3時間後までに初動体制の要員(39人)のみで可搬型ポンプによる原子炉注水が開始できることを確認
- ※ TBP: 全交流動力電源喪失＋逃がし安全弁1弁開固着



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



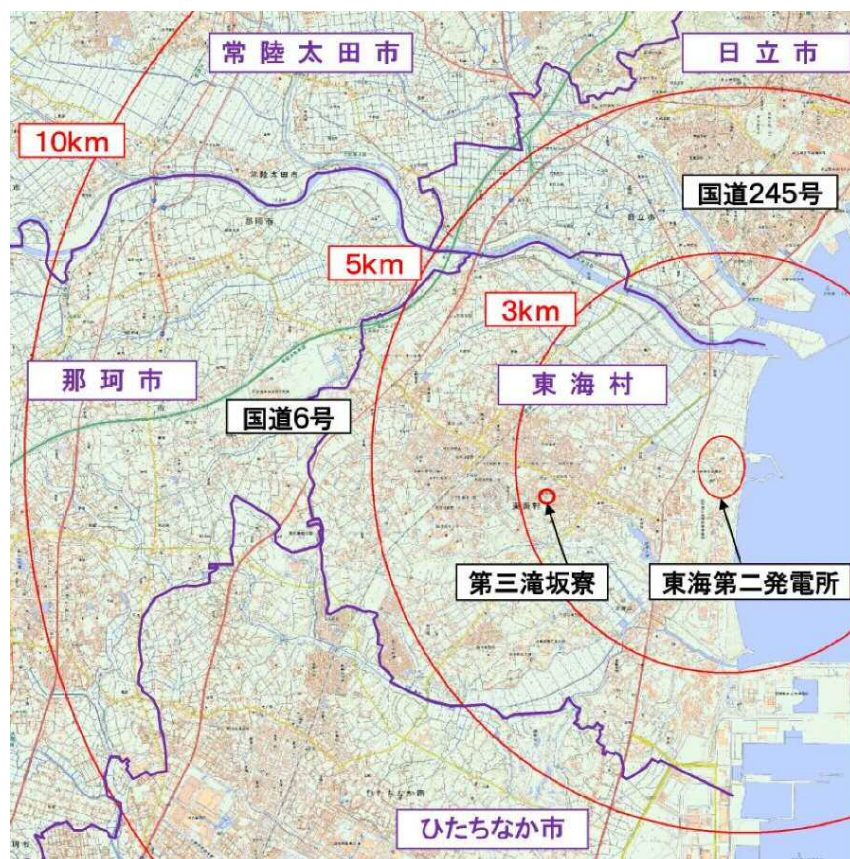
【災害対策要員の待機場所】

- 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

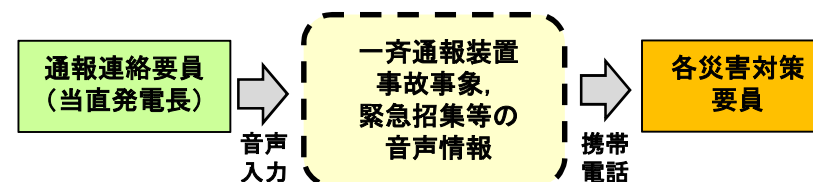
発電所構内の災害対策要員（初動）の待機場所

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）

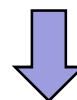
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
- 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



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	・燃料被覆管の最高温度$\leq 1,200^{\circ}\text{C}$ ・燃料被覆管の酸化量$\leq 15\%$ ・原子炉圧力$< 10.34\text{MPa}[\text{gage}]$ ・格納容器圧力$< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ ・格納容器温度$< 200^{\circ}\text{C}$ ・敷地境界での実効線量$\leq 5\text{mSv}$
格納容器破損防止対策	・格納容器圧力$< 0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ ・格納容器温度$< 200^{\circ}\text{C}$ ・Cs-137放出量$< 100\text{TBq}$ ・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力$\leq 2.0\text{MPa}[\text{gage}]$ ・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$\leq 5\text{vol}\%$ ・熔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）

6. 事故シーケンスの選定結果(1/4)



●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

6. 事故シーケンスの選定結果(2/4)



●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

6. 事故シーケンスの選定結果(3／4)



● 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)

6. 事故シーケンスの選定結果(4/4)



●使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

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

●運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 常設代替高圧電源装置
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOC A)＋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	<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）



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℃

7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 4／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） 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LOCA）	残留熱除去系（B） 残留熱除去系（C） 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 低圧代替注水系（常設） 逃がし安全弁（手動減圧） 残留熱除去系／残留熱除去系海水系	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）



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 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 ④2.6vol%

7. 有効性評価の概要（格納容器破損防止対策 2／2）



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 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）	<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