

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

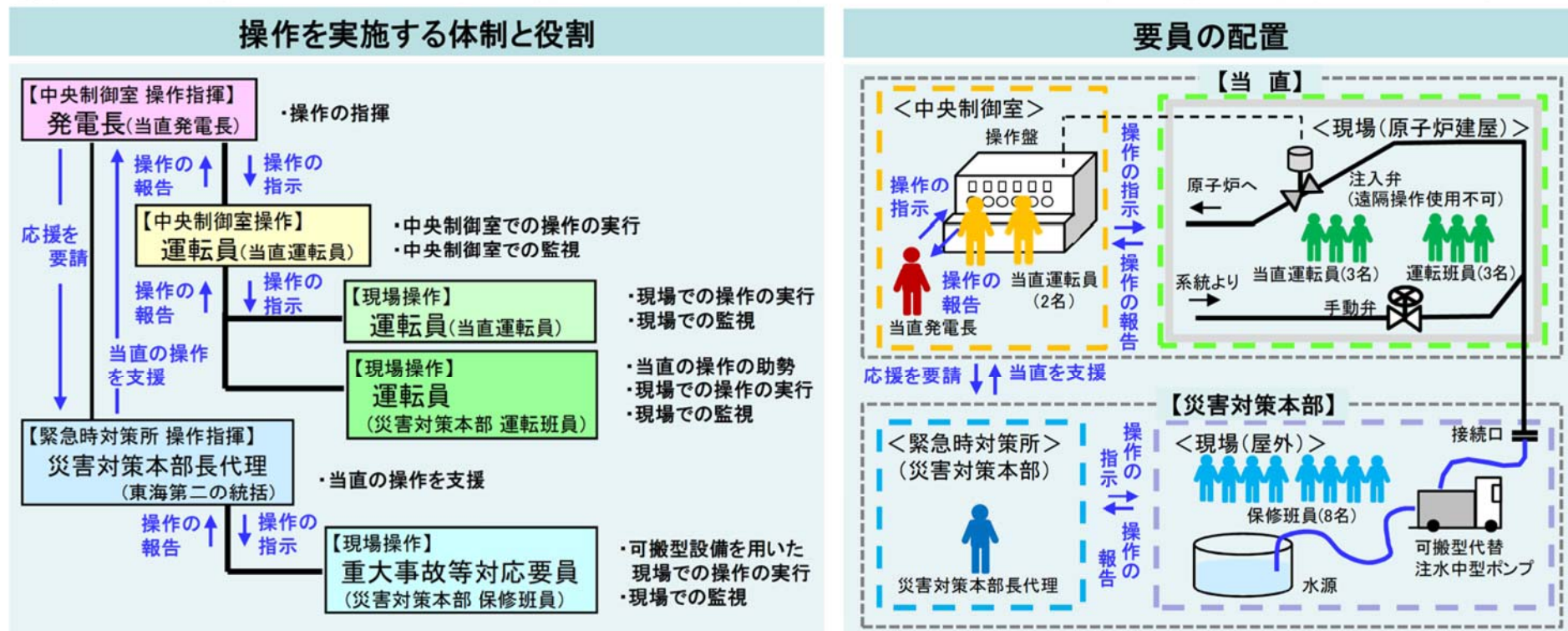
今回ご説明範囲



# 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	<div style="margin-bottom: 5px;">準備</div> <div style="margin-bottom: 5px;">ホース積み込み, 移動, ホース荷卸し</div> <div style="margin-bottom: 5px;">水槽蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設</div> <div style="margin-bottom: 5px;">ホース敷設</div> <div style="margin-bottom: 5px;">ホース接続</div> <div style="margin-bottom: 5px;">送水準備, 注水開始操作</div>
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 居住性等に関する手順等	17 監視測定等に関する手順等 ※5	18 緊急時対策所居住性等に関する手順等 ※5	19 通信連絡に関する手順等 ※5
炉心損傷防止※1	●	●	●	●	●	●							●	●	●				
格納容器破損防止※2			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●			
SFP燃料損傷防止※3											●		●	●					
停止中の燃料損傷防止※4			●	●	●								●	●	●				

※1 炉心損傷防止(事故シーケンス:11ケース)

: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生後、注水機能・減圧機能が喪失する事故及び全交流電源が喪失する事故等

※2 格納容器破損防止(事故シーケンス:6ケース)

: 原子炉冷却材の喪失が発生した際の高圧・低圧の注水機能が喪失した事故及び原子炉出力運転中の過渡事象の発生と注水機能が全喪失する事故等

※3 SFP燃料損傷防止(事故シーケンス:2ケース)

: プールの冷却機能又は注水機能が喪失による水温の上昇、蒸発により水位の低下する事故及びプール内の水の小規模な漏えいにより水位の低下する事故

※4 停止中の燃料損傷防止(事故シーケンス:4ケース)

: 運転停止中の残留熱除去系の故障及び全交流電源の喪失による崩壊熱除去機能が喪失する事故等

※5 これらの手順等は、各事故シーケンスグループの有効性評価とは直接関わらない手順等である。事故状況に応じ、整備した手順を用いて対応していく。



## 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°C, 格納容器破損防止 : 格納容器圧力 < 0.62MPa[gage], 等※
設備容量・手順が、事象緩和に対して有効なものであること
水源・燃料油・電源の容量が、事象緩和に必要な量確保されていること
要員・体制が、事象緩和対策を行う上で有効に構成されていること

重大事故等対策の**有効性**や**実現可能性**を、**総合的に評価**

※判断基準の詳細については、補足説明資料(2-2-40)を参照

### 3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出

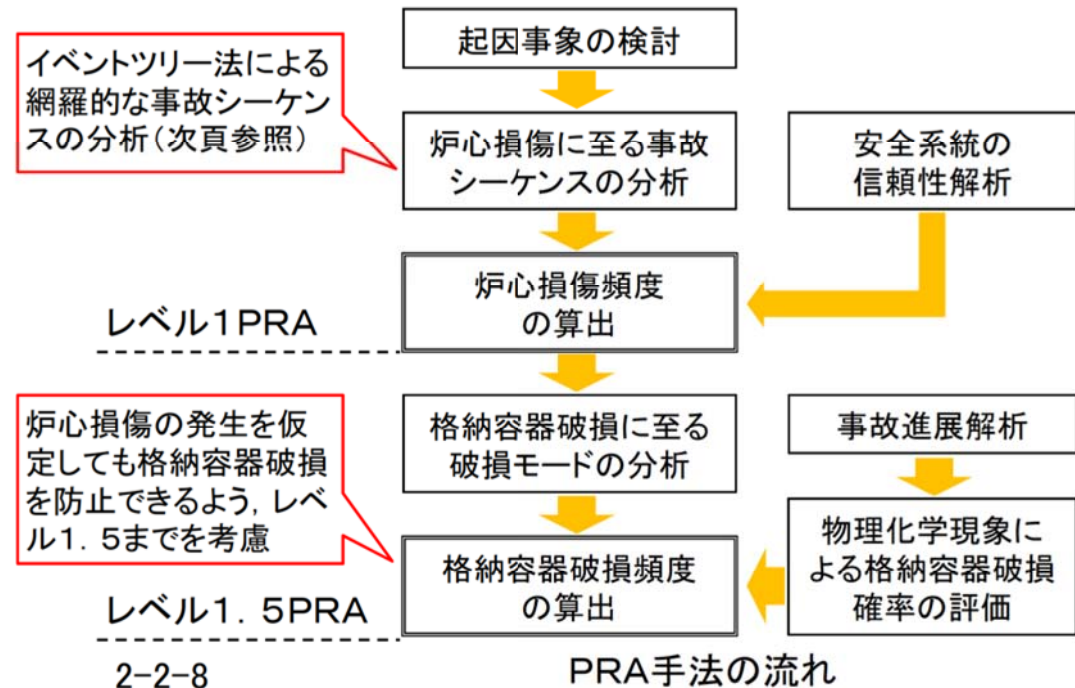
#### 【事故シーケンス選定の考え方】

- **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, 喪失する安全系統等に着目し, 同様の事象進展となる事故シーケンスをグループ化(事故シーケンスグループ)
  - ・ 各グループに含まれる事故シーケンスは, 基本的に同様の安全機能が喪失していることから, その喪失機能を代替する対策を講じることで, 同じグループ内の複数の事故シーケンスに対して**網羅的な事故対策**を講じることが可能

#### 【PRA手法の活用】

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

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





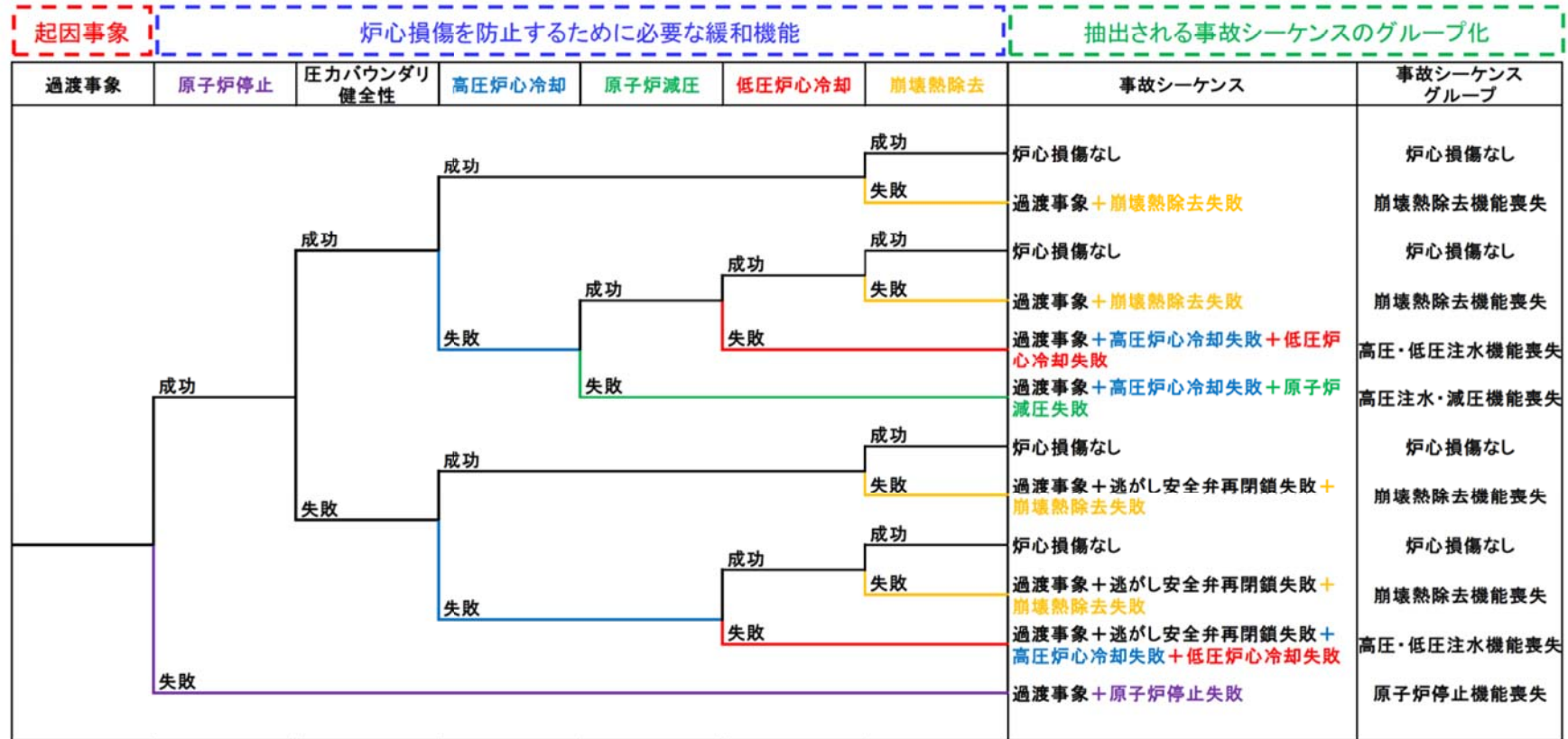
## 4. 事故シーケンスの選定(1/5)

- 有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

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

- ・ 起回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(起回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

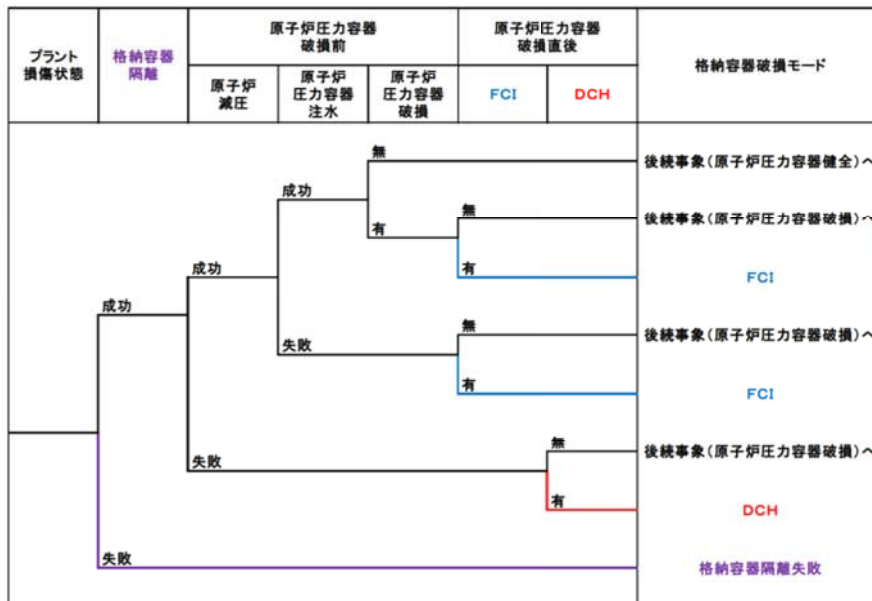
# 4. 事故シーケンスの選定(2/5)



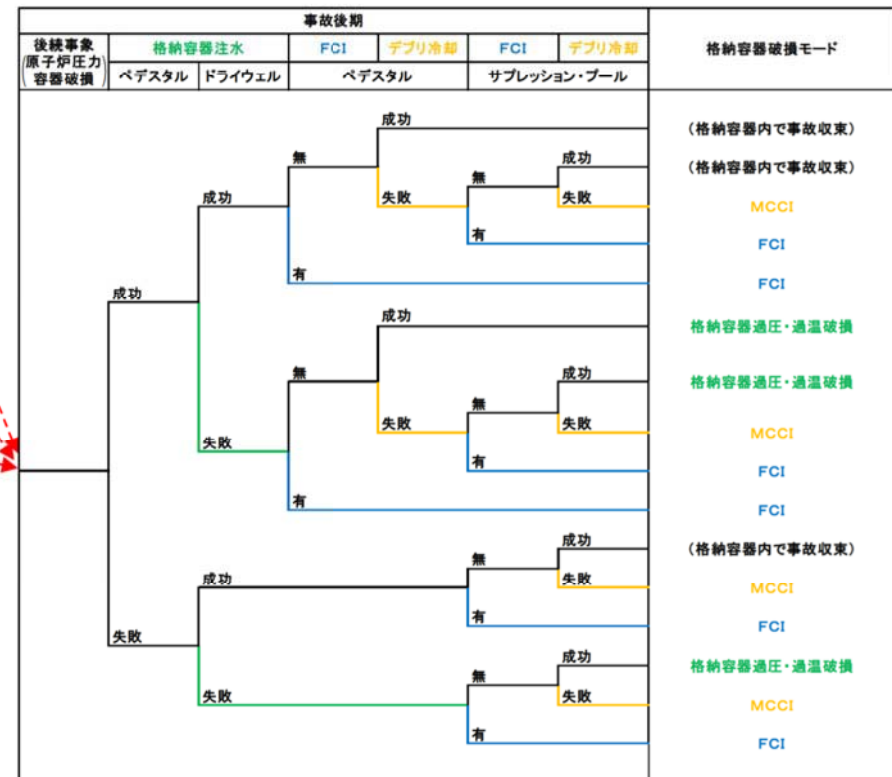
## 【格納容器破損イベントツリー】

- 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)

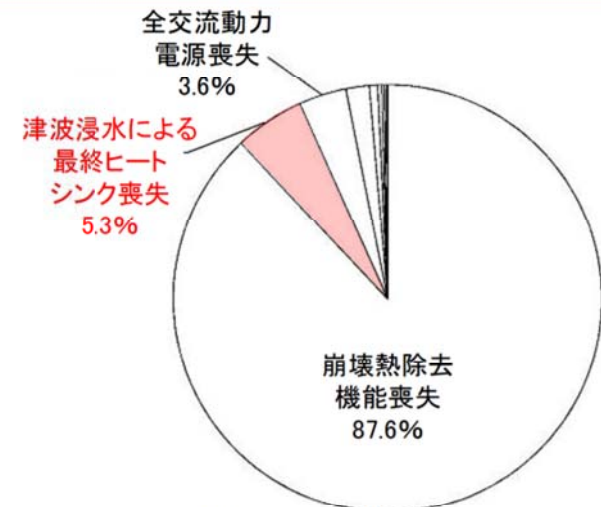
### 【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 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)

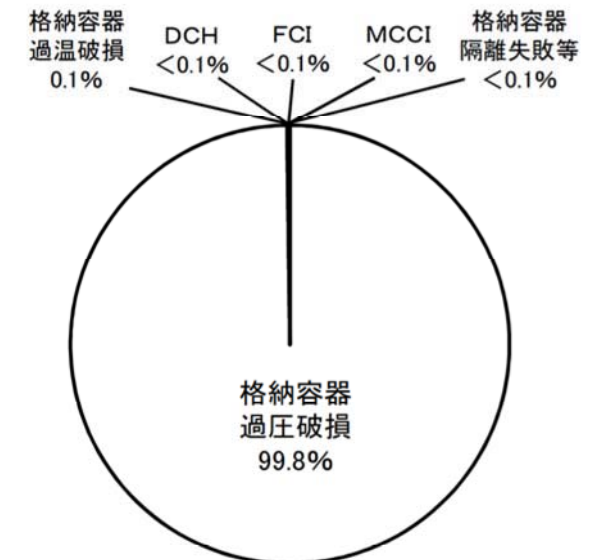
➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出

### 【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

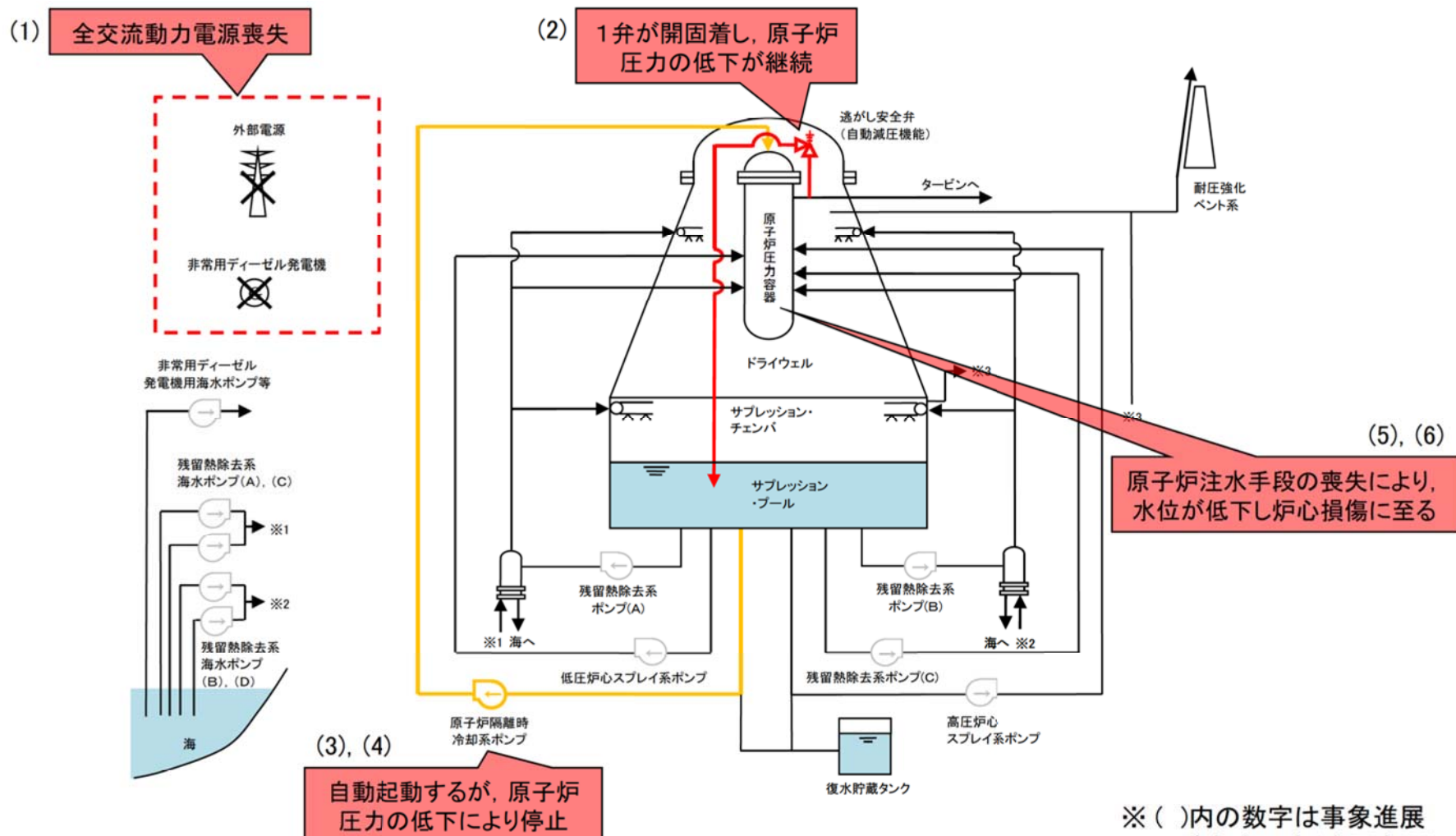
各事故シーケンスグループや格納容器破損モードにおける事故シーケンスの選定結果については補足説明資料(2-2-41~44)、有効性評価結果については補足説明資料(2-2-45~53)を参照

## 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	① 全交流動力電源喪失の発生	● 高圧代替注水系による原子炉注水も可能
(2) 逃がし安全弁の開固着	② 逃がし安全弁の開固着	
(3) 原子炉隔離時冷却系の自動起動	③ 原子炉隔離時冷却系の自動起動	
(4) 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間)	④ 原子炉圧力低下に伴う原子炉隔離時冷却系の停止(事象発生後約1.3時間)	
(5) 原子炉水位の低下	⑤ 逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水(事象発生後約3時間)	
(6) 炉心損傷	⑥ 可搬型代替注水中型ポンプによる格納容器スプレイ(事象発生後約14時間)	
	⑦ 常設代替高圧電源装置からの給電(事象発生後24時間は期待しない想定)	● 実力的には約20分で給電可能だが、事象発生後24時間は期待しない想定
	⑧ 残留熱除去系海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱	● 常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉注水や格納容器スプレイも可能 ● 代替循環冷却系、格納容器ベント(フィルタベント設備、耐圧強化ベント)による格納容器除熱も可能
	安定状態	

## 5. 有効性評価の具体例

### (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(3/5)

#### 【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**

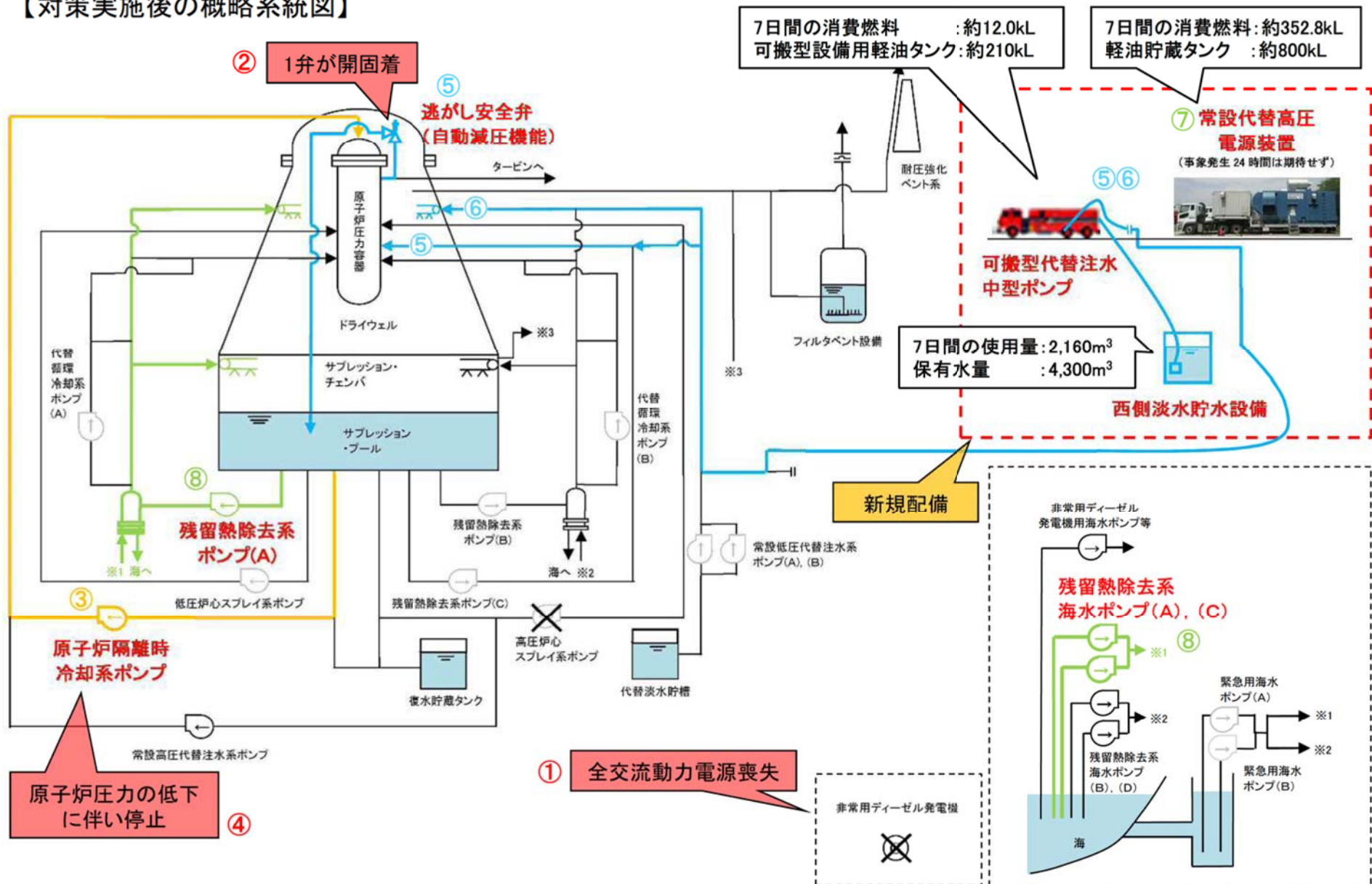


## 5. 有効性評価の具体例

### (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】



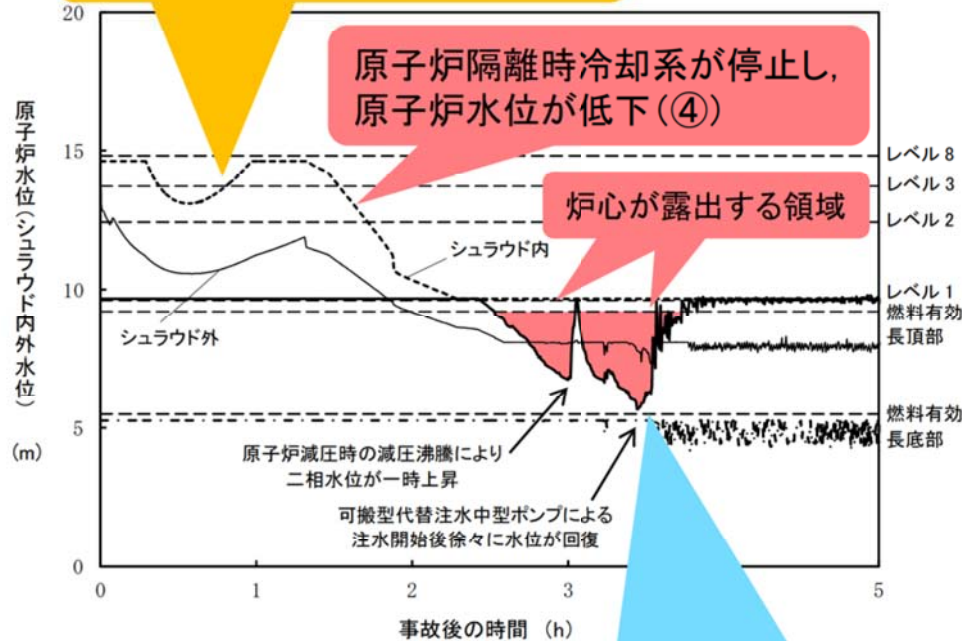
## 5. 有効性評価の具体例

### (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(5/5)

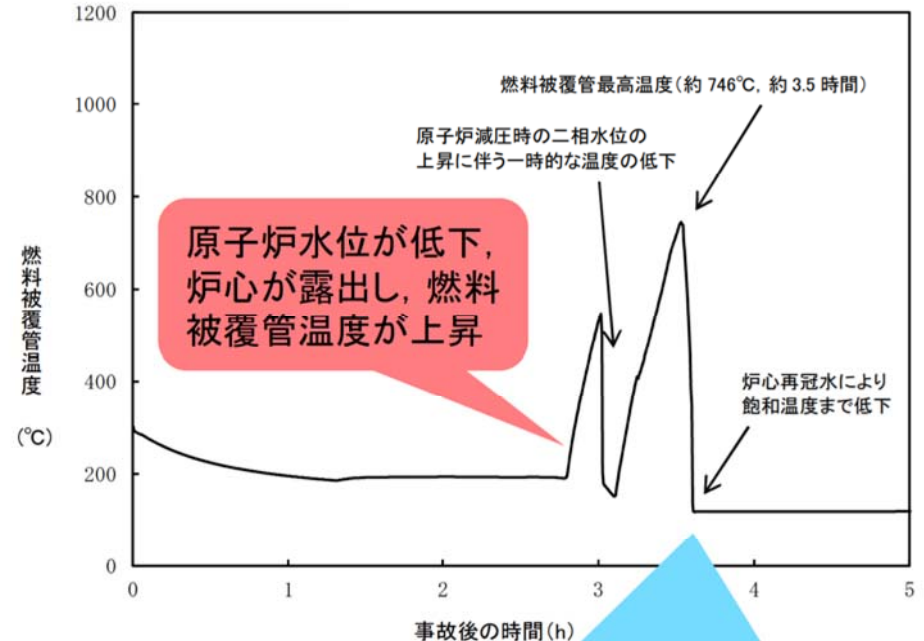


#### 【有効性評価の結果】

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