

第15回WT資料改訂版  
(論点No.98,100,101,109,112,115,136反映)

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23回)  
敦賀発電所2号機審査資料の不適切事案に  
よる東海第二発電所への影響確認により一  
部修正(2023年3月29日)

# 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(改訂版)

2023年3月29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	4
2. 重大事故等対策の有効性評価	7
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出	8
4. 事故シーケンスの選定	9
5. 有効性評価の具体例	14
6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価	58
7. まとめ	60

補足説明資料 重大事故等に対する安全対策の手順及び有効性評価について

1. 重大事故等対策の手順の概要
2. 重大事故等対策の有効性評価
3. 体系的・網羅的な事故シーケンスの抽出
4. 事故シーケンスの選定
5. 有効性評価の具体例
  - (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)
  - (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

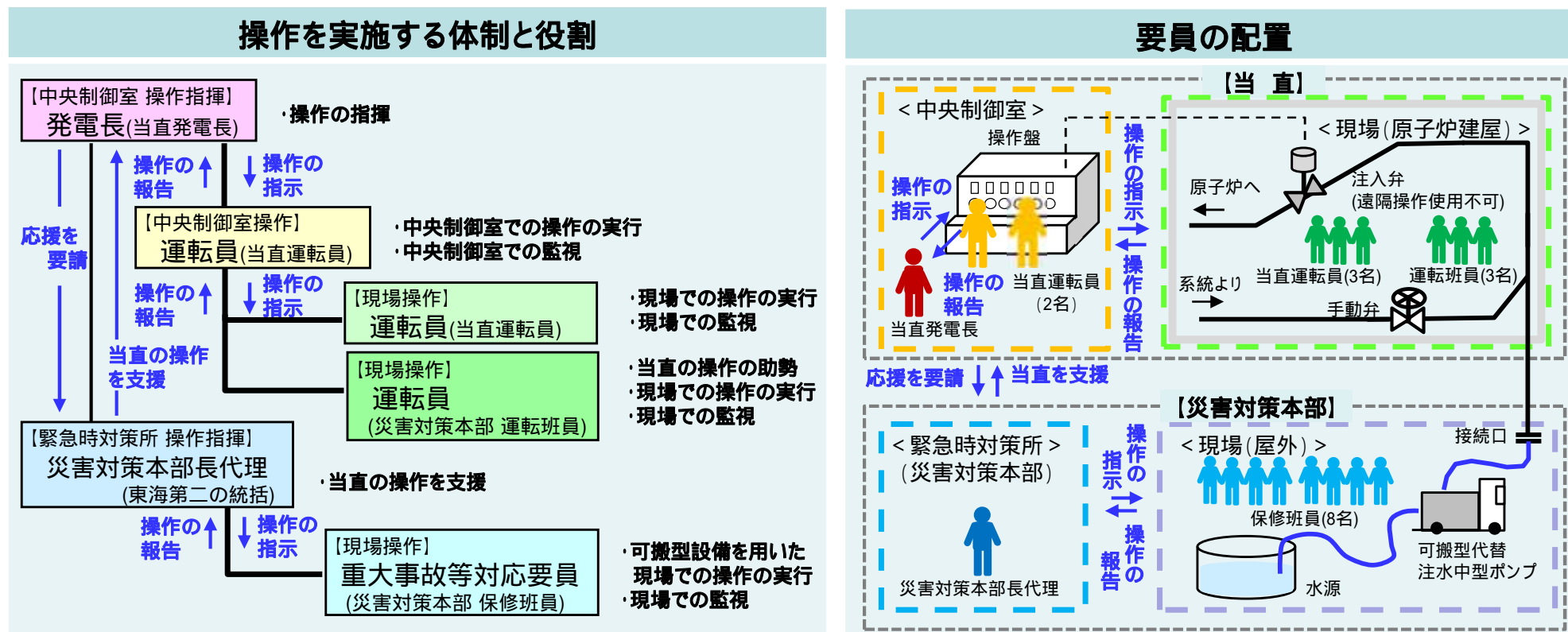
\* 設計変更, 設計進捗等に伴う, 設備設計, 評価内容の見直しを今後適宜反映する。

# 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補足説明資料(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
 要員の非常召集の詳細については補足説明資料(4. 災害対策要員の非常召集)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

### 指揮命令, 対応手順

**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 )

**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』

**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』

**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』

**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』

**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』

**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』

**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』

**発電長 運転員等: 指示**  
 『原子炉への注水の確認』

**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』

**発電長 災害対策本部長代理: 報告 (連絡) (支援活動)**  
 『原子炉への注水が開始されたこと』

- 操作は, **発電長の指揮のもとに実施**する。なお, **重大事故等対応要員が行う可搬型設備に係る操作等は, 災害対策本部長代理の指揮のもとに実施**する。
- 作業環境を考慮し, **アクセス性, 操作性, 連絡手段を確保**することで, **操作の成立性を確保**する。

# 1. 重大事故等対策の手順の概要 (3 / 3)



## ● 整備した手順は有効性評価において考慮

## ● 炉心損傷や格納容器破損等の防止に対して有効なものであることを確認。

【有効性評価と手順等の関係】

手順等	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
評価事項	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	監視測定等に関する手順等	緊急時対策所居住性等に関する手順等	通信連絡に関する手順等
炉心損傷防止 <sup>1</sup>																			
格納容器破損防止 <sup>2</sup>																			
SFP燃料損傷防止 <sup>3</sup>																			
停止中の燃料損傷防止 <sup>4</sup>																			

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。

事故シーケンスグループと手順との関連については補足説明資料(1.手順の構成)を参照

## 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 ,  
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(5.有効性評価における判断基準)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】

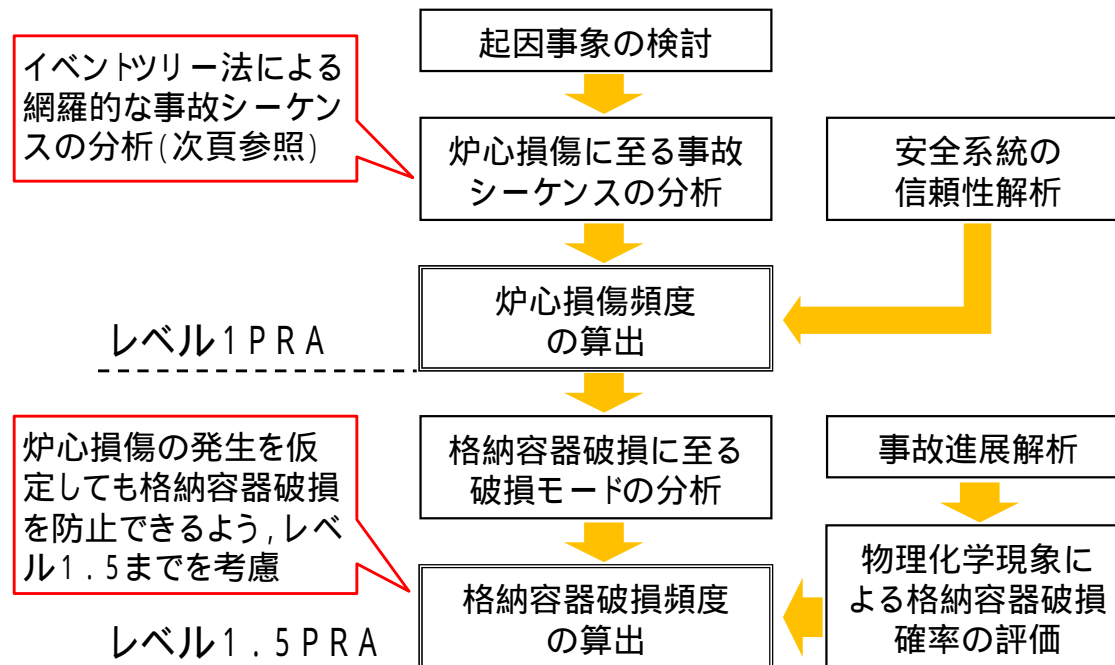
確率論的リスク評価(PRA)の手法を用いて、炉心損傷に至る事故シーケンスの分析やグループ化を体系的・網羅的に実施し、重要な事故シーケンスを抽出

- 起因果象 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  
起因果象: 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

- 起因果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)

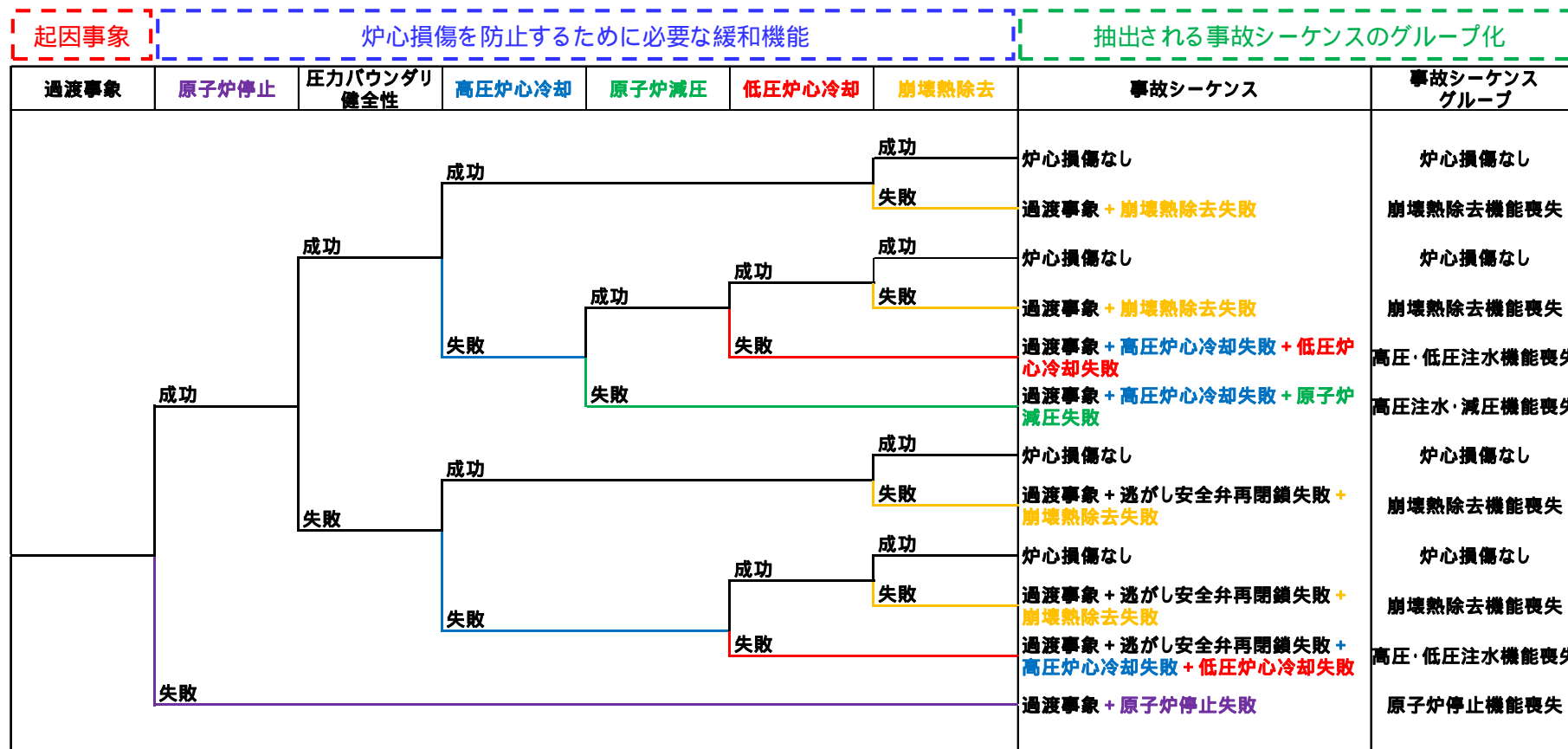


●有効性評価の対象とする**事故シーケンスの選定ステップ**は次のとおり

【PRA<sup>1</sup>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<sup>2</sup>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

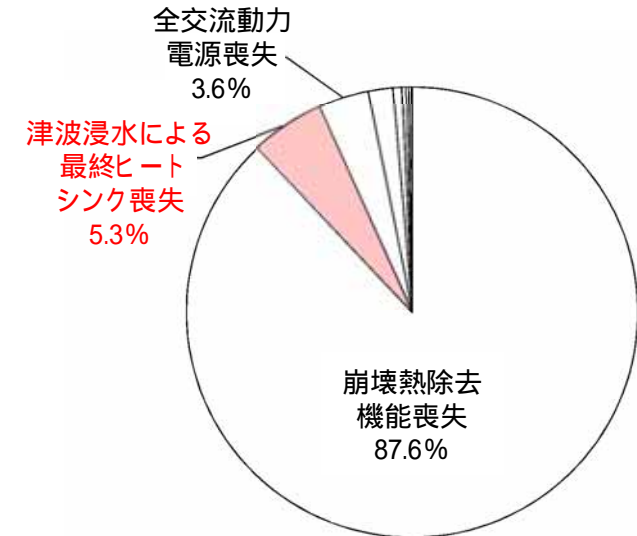


## 4. 事故シーケンスの選定 (3 / 5)

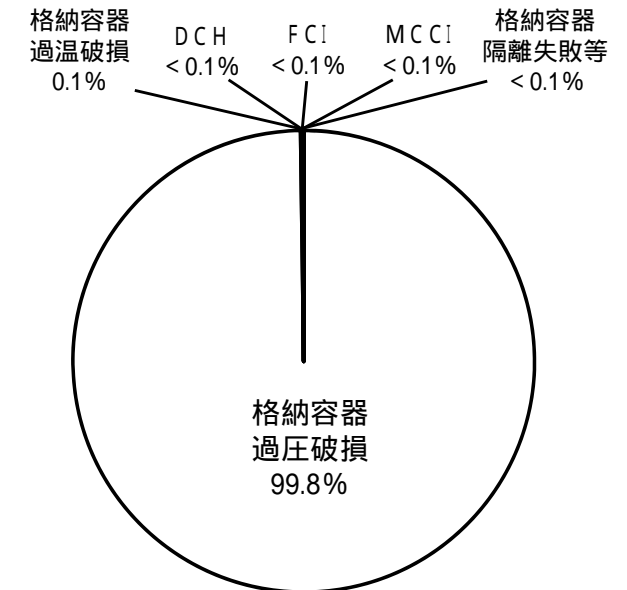
### 【炉心損傷に至る事故シーケンスグループの整理】

- ✓ 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



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

### 【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)

## 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)

- 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	高	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	高	高	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

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(6.事故シーケンスの選定結果)を参照

有効性評価結果については補足説明資料(7.有効性評価の概要)を参照

## 5. 有効性評価の具体例

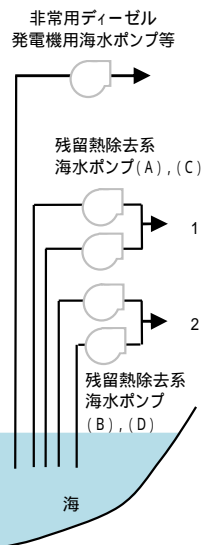
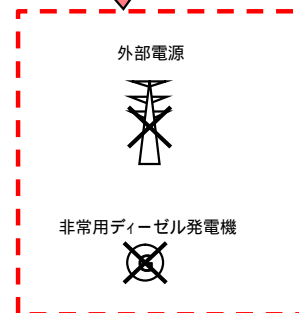
### (1) 全交流動力電源喪失(逃がし安全弁開固着)(1 / 6)

【事故シーケンスグループの特徴】

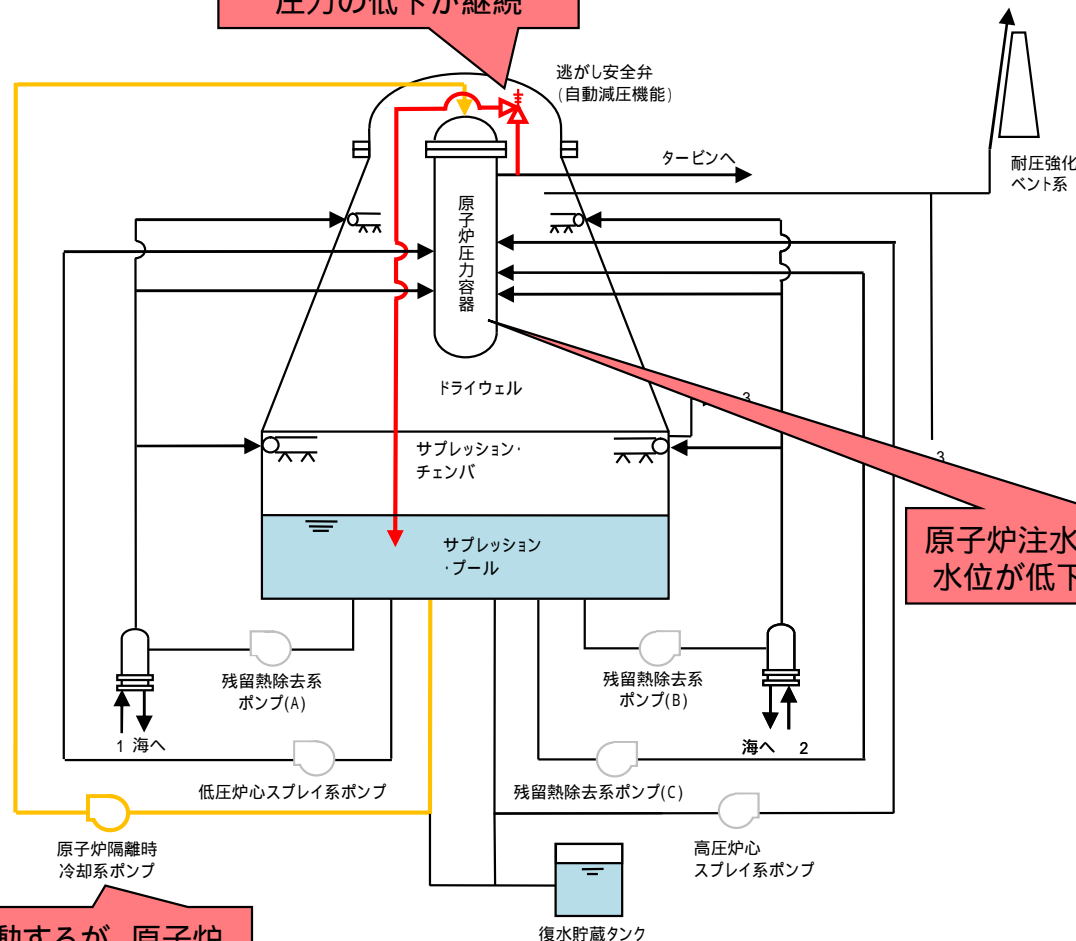
**全交流動力電源喪失**の発生後,**逃がし安全弁の開固着**により原子炉圧力が低下し,駆動蒸気圧が確保できず**原子炉隔離時冷却系が停止**する。

**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	全交流動力電源喪失の発生	
(2) 逃がし安全弁の開固着	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	原子炉隔離時冷却系の自動起動	高圧代替注水系による原子炉注水も可能
(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)	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	逃がし安全弁による原子炉減圧及び可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水(事象発生後約3時間)	可搬型代替注水中型ポンプは必要容量×2セットあり、故障時は他方のポンプを使用可能
(6) 炉心損傷	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)	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
	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
	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
	安定状態	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)



#### 【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						
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						
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					
逃がし安全弁による 原子炉減圧	[1人] B			1分	手順3					
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
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			
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
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
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

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料  
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
要員の非常召集の詳細は補足説明資料  
(4. 災害対策要員の非常召集)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)



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(14. 接続口の位置と可搬型設備に  
より供給できる手段)参照

屋内外作業における要員等の動線図

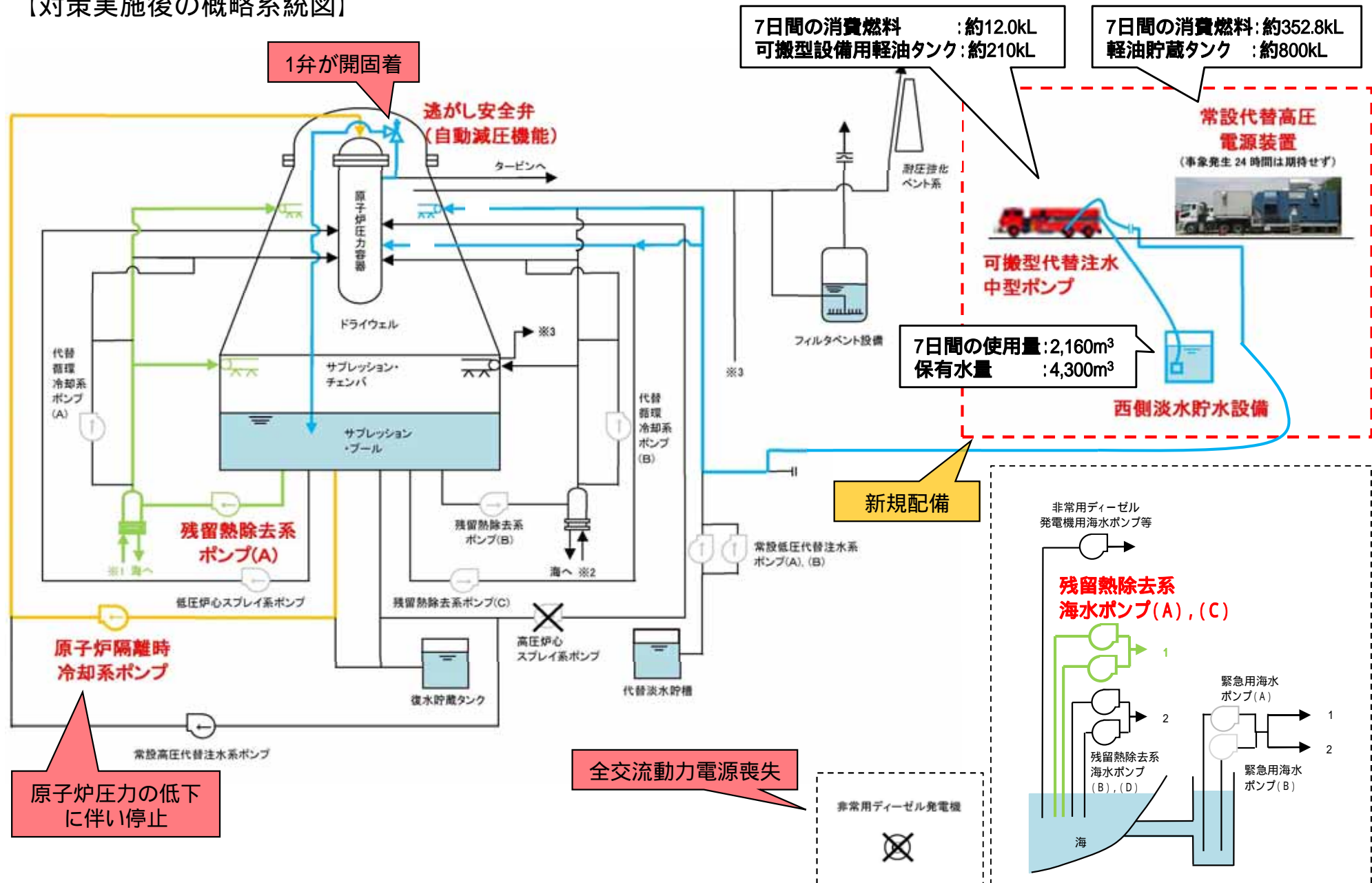
手順・有効性-17

# 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)



【対策実施後の概略系統図】





## 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(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。

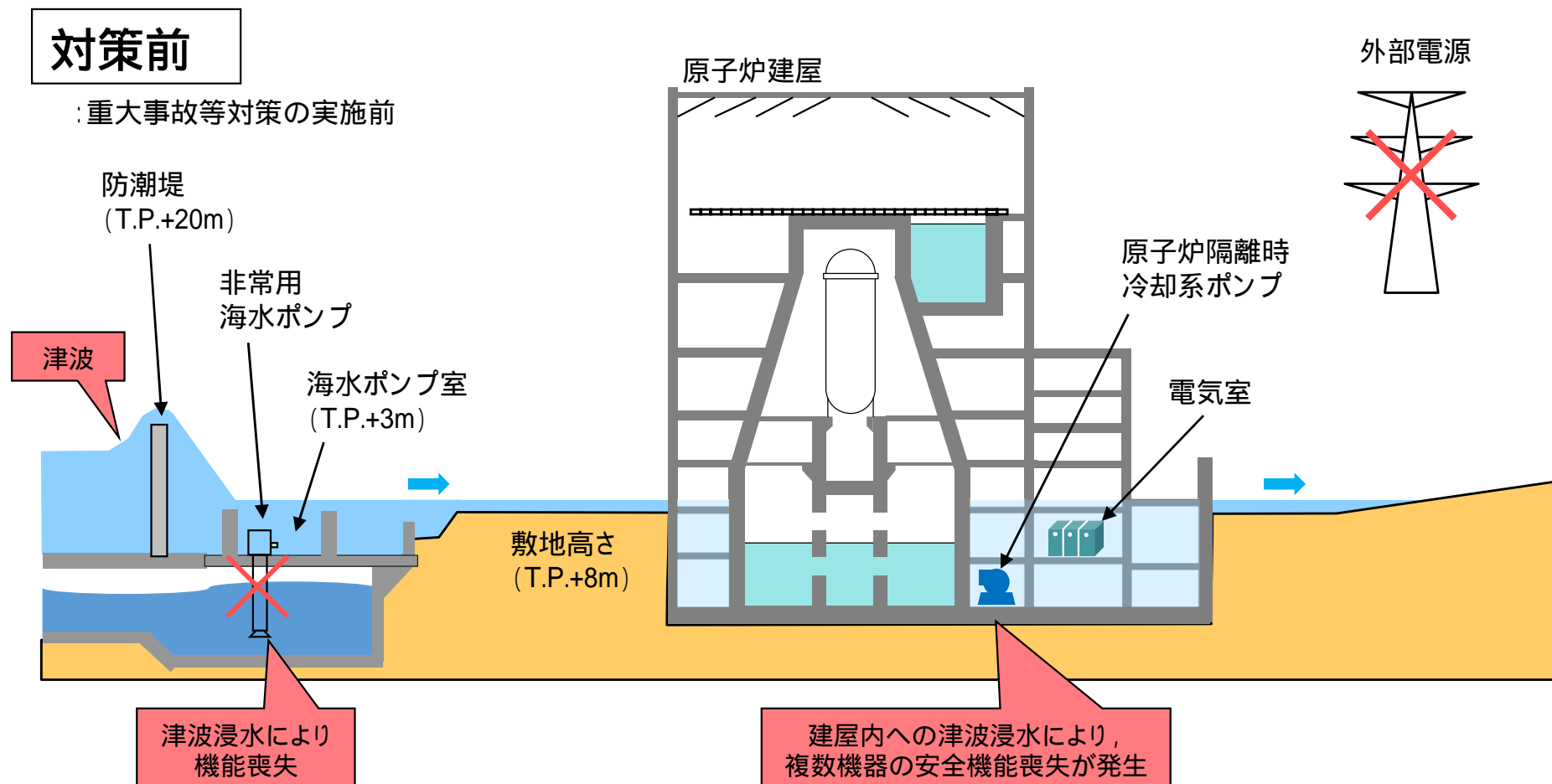
建屋内に津波が浸水することで、**原子炉隔離時冷却系も機能喪失**となる。

**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)

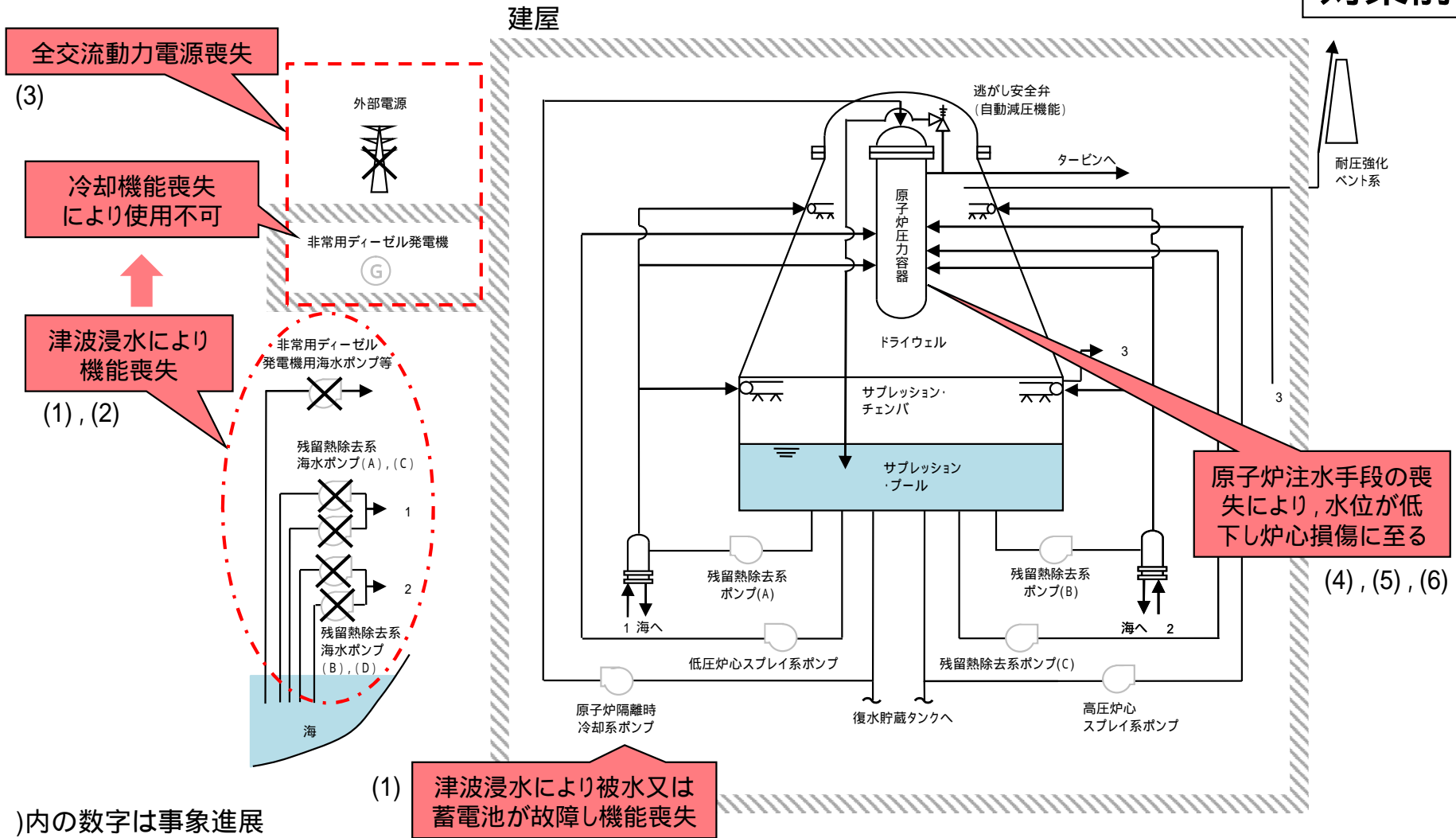
### 【事故シーケンスグループの特徴】

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。

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

### (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
<p>(1) 津波の発生(地震等により外電喪失)</p> <p>↓</p> <p>(2) 非常用海水ポンプの機能喪失</p> <p>↓</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>↓</p> <p>(4) 津波浸水による注水機能の喪失</p> <p>↓</p> <p>(5) 原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>(6) 炉心損傷</p>	<p>津波の発生(地震等により外電喪失)</p> <p>↓</p> <p>非常用海水ポンプの機能喪失</p> <p>↓</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>↓</p> <p>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)</p> <p>↓</p> <p>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)</p> <p>↓</p> <p>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)</p> <p>↓</p> <p>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)</p> <p>↓</p> <p>緊急用海水系及び残留熱除去系による格納容器除熱</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<p>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</p> <p>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</p> <p>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</p>

## 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						
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。			
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					
逃がし安全弁による原子炉 減圧	[1人] B				1分	手順3				
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		
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			
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	
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
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							

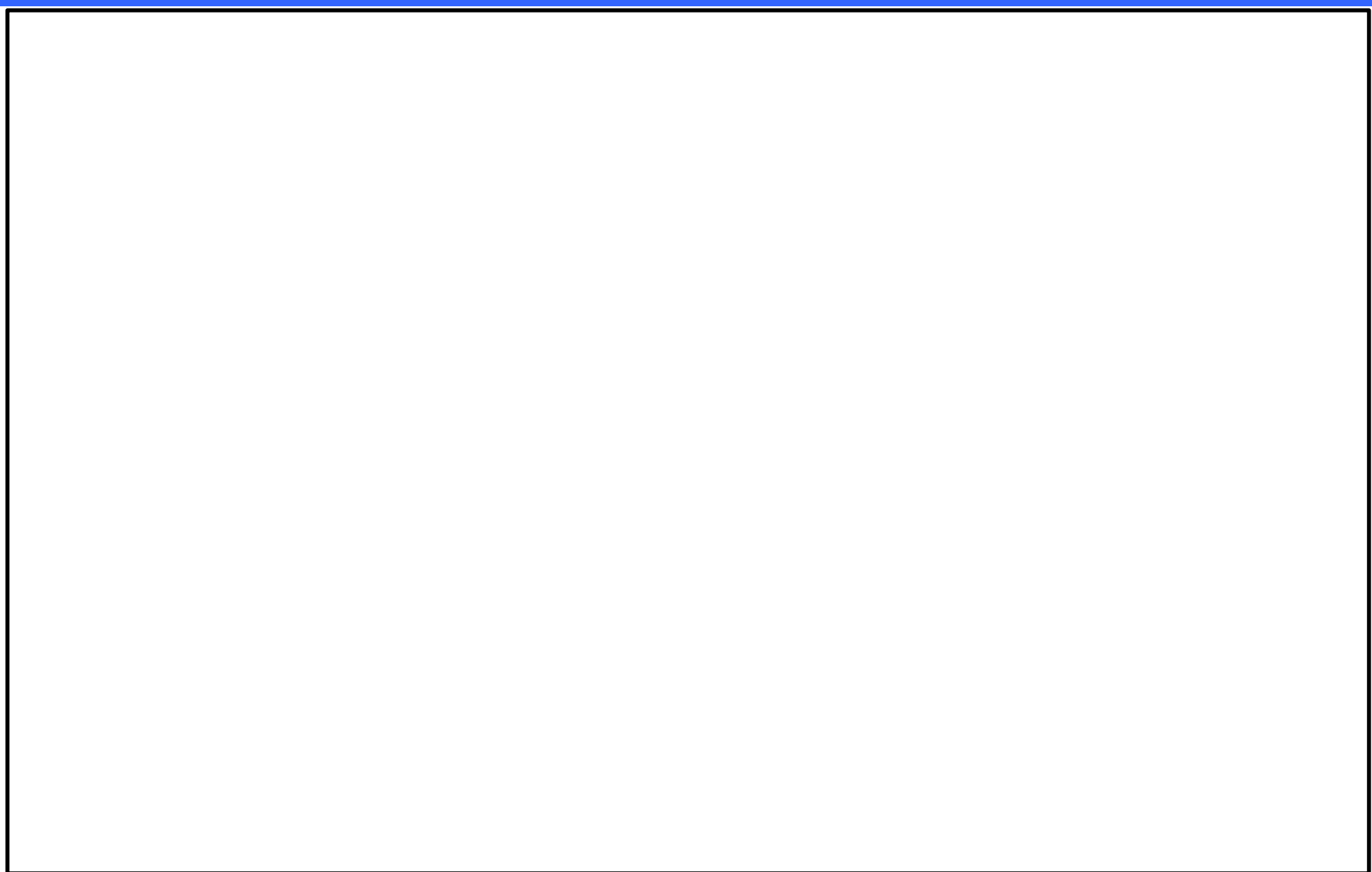
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料  
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
要員の非常召集の詳細は補足説明資料  
(4. 災害対策要員の非常招集)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(14. 接続口の位置と可搬型設備に  
より供給できる手段)参照

屋内外作業における要員等の動線図

手順・有効性-24



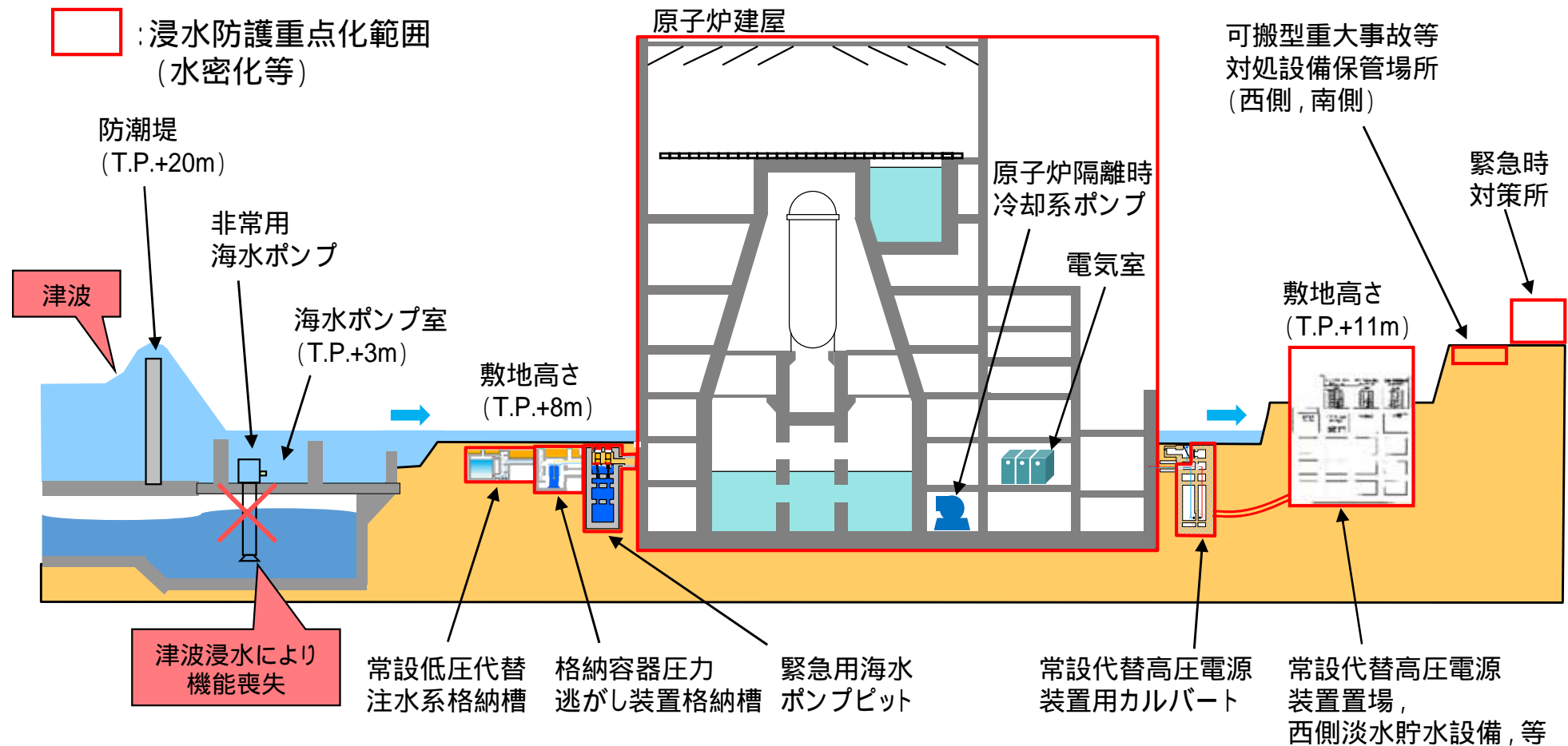
## 5. 有効性評価の具体例

### (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(6 / 9)



【敷地に遡上する津波に対する防護】

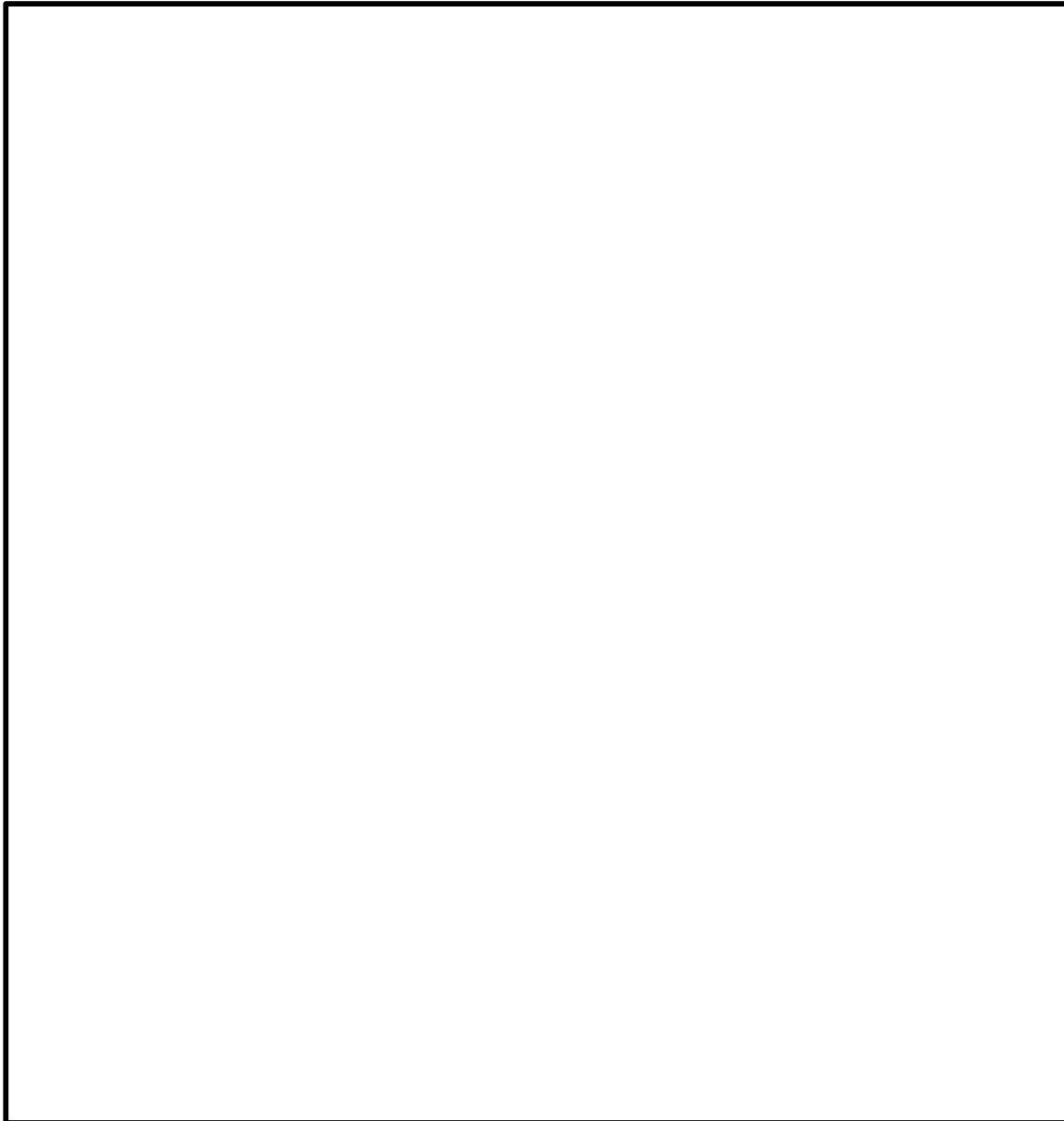
**建屋等の水密化**や**高台への配備**により、敷地に遡上する津波が生じた場合でも重大事故等対処設備を防護。



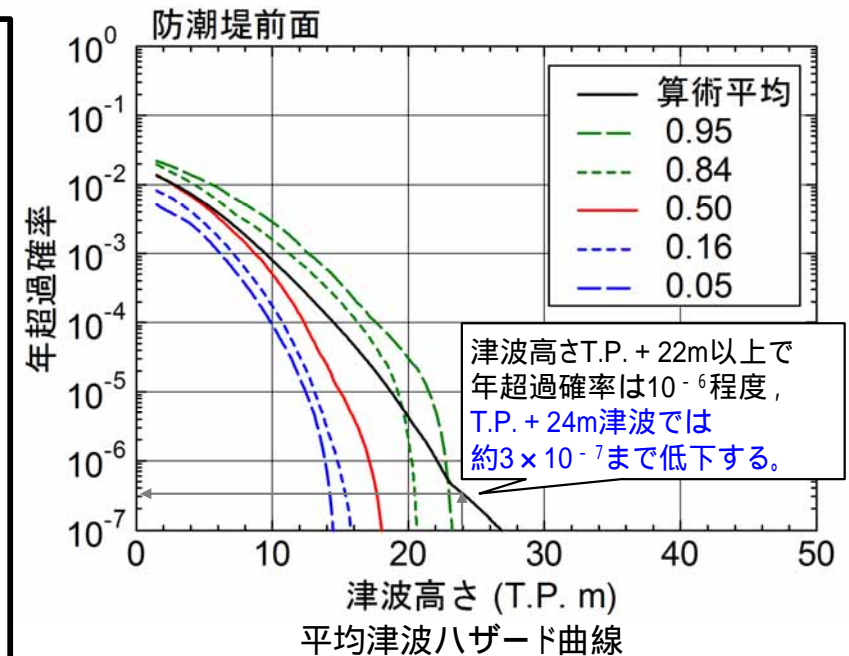
敷地に遡上する津波による敷地の浸水と建屋断面図

## 5. 有効性評価の具体例

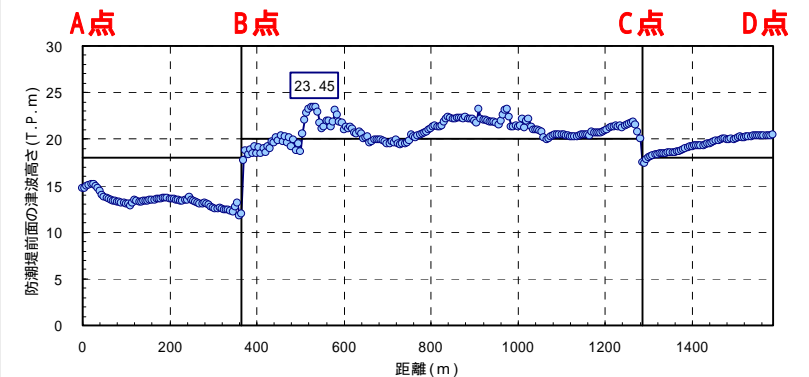
### (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(7 / 9)



敷地に遡上する津波による敷地の最大浸水深分布



基準津波を超え敷地に遡上する津波の高さとしては、年超過確率が十分小さくなるT.P. + 24m(防潮堤前面)までの津波高さを想定し、津波遡上解析を実施した。



防潮堤前面における敷地遡上津波の高さ

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

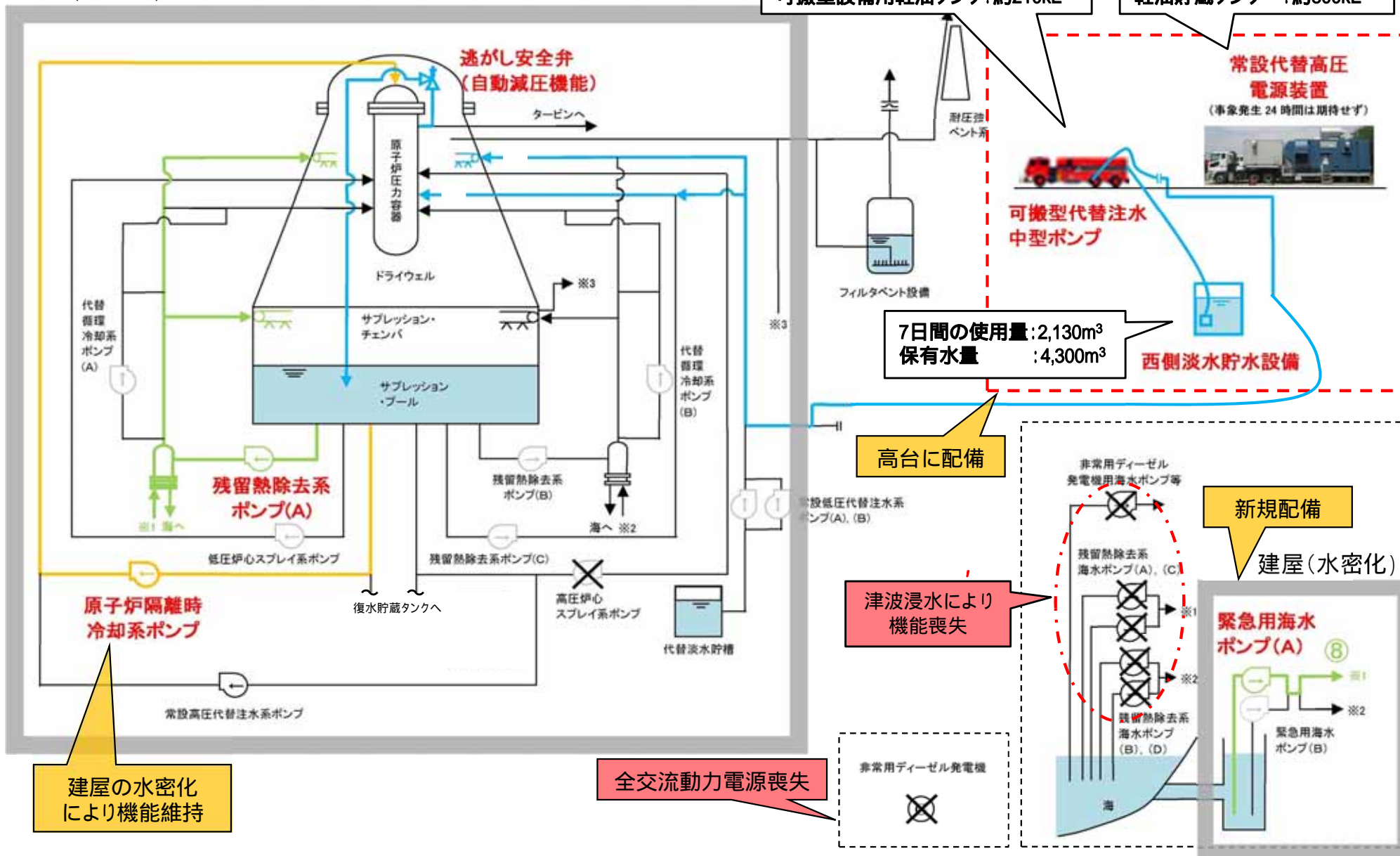
# 5. 有効性評価の具体例

## (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 (8 / 9)



【対策実施後の概略系統図】

建屋 (水密化)

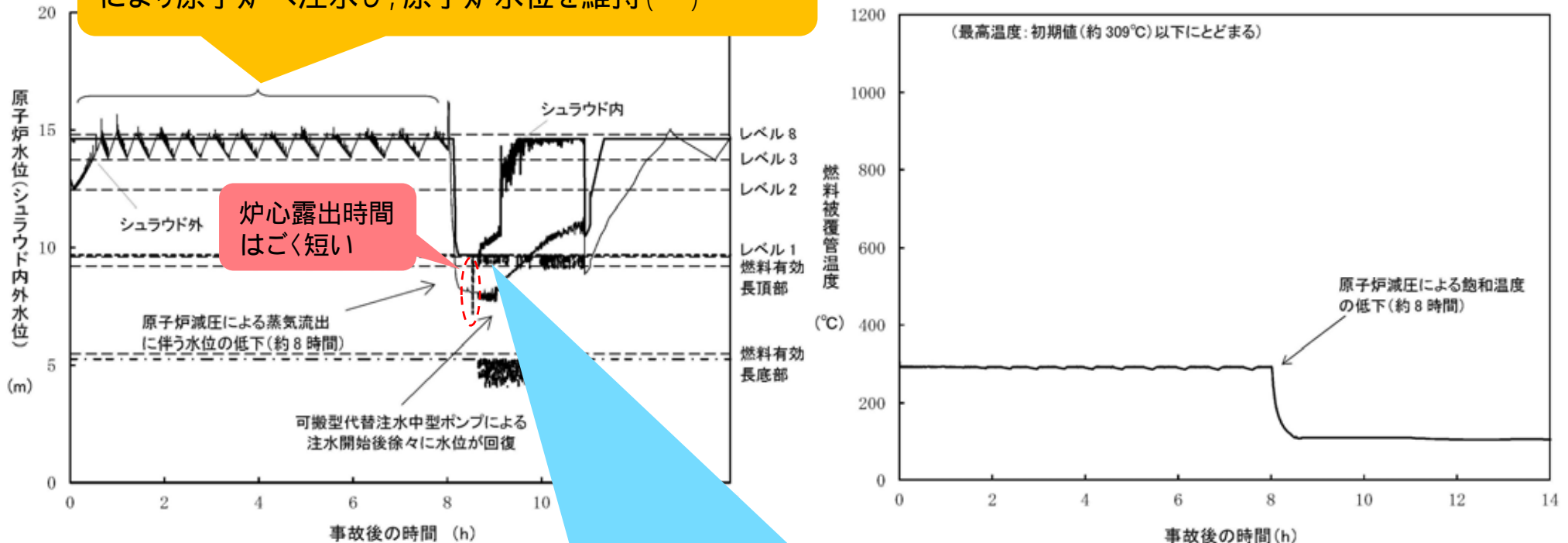


## 5. 有効性評価の具体例

### (2) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失(9 / 9)

【有効性評価の結果】

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



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( )



#### 評価結果

燃料被覆管温度は**初期値(約309)**以下となり、炉心損傷に至らない

交流動力電源復旧後は、**緊急用海水系**及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施し、安定状態へ移行

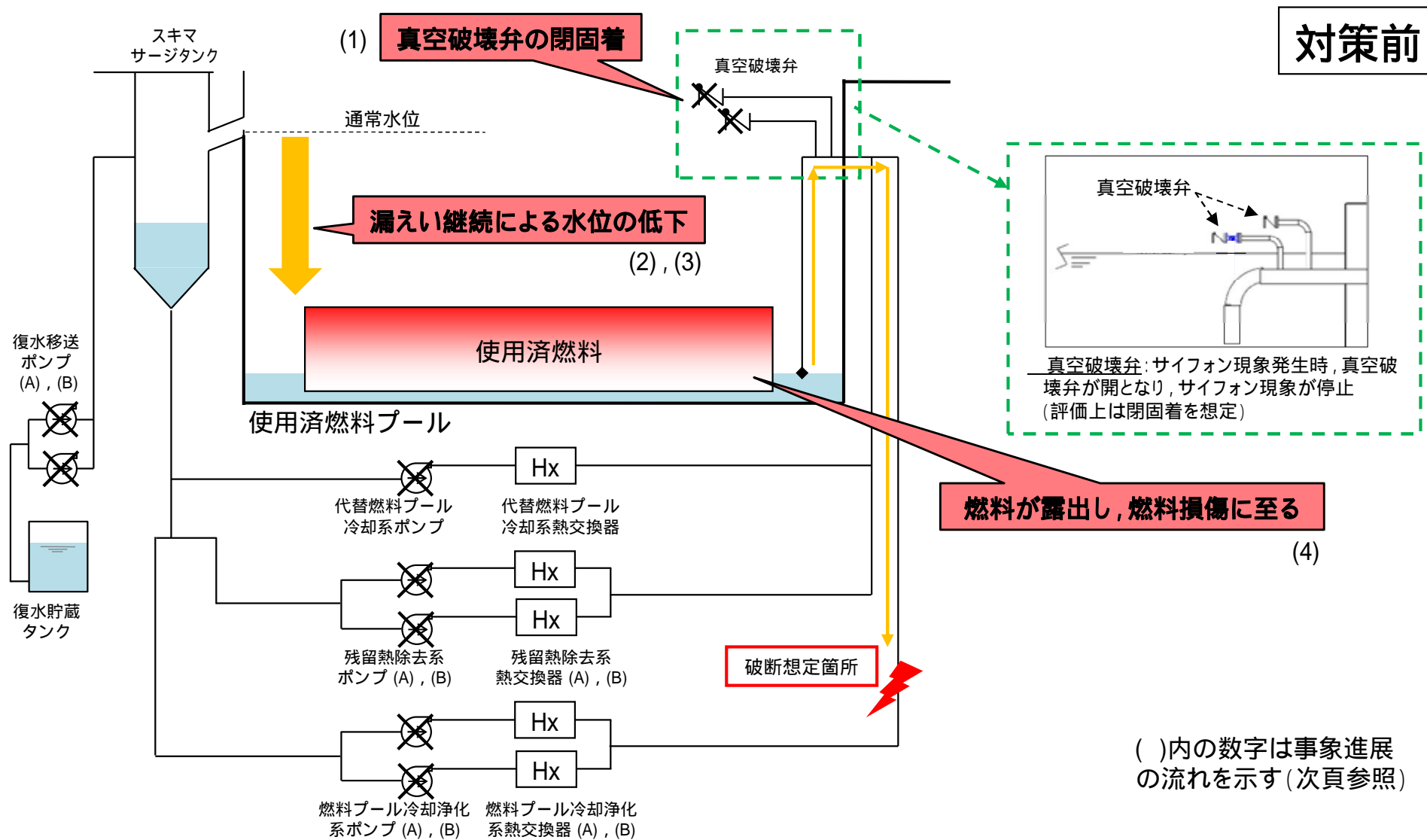
## 5. 有効性評価の具体例

### (3) 使用済燃料プール水の漏えい(1 / 6)

#### 【想定事故の特徴】

配管破断に伴うサイフォン現象等により、**使用済燃料プール水の漏えい**が発生する。

さらに、**注水機能及び冷却機能の喪失**を想定すると、プール水位の低下が継続し、**燃料が露出して損傷**に至る。



## 5. 有効性評価の具体例

### (3) 使用済燃料プール水の漏えい(2 / 6)



#### 【有効性評価の実施】

配管破断に伴う漏えいに加え、**注水機能及び冷却機能の喪失**も想定。

**サイフォンブレイク用配管**による漏えい停止、**可搬型代替注水中型ポンプ**による注水により**燃料損傷を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
サイフォン現象による漏えい発生 (注水機能・冷却機能の喪失を想定)	サイフォン現象による漏えい発生 (注水機能・冷却機能の喪失を想定)	<p>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)</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは<b>必要容量 × 2セット</b>あり、故障時は他方のポンプを 使用可能 <b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による注水も 可能 <b>可搬型代替注水大型ポンプ</b>による注水も 可能</p>
(1) 真空破壊弁閉固着を想定	真空破壊弁閉固着を想定	
(2) プール水の漏えい継続	<b>サイフォンブレイク用配管</b> による漏えい停止	
(3) 使用済燃料プール水位の低下	プール水の沸騰	
(4) 燃料損傷	使用済燃料プール水位の低下	
	<b>常設代替高圧電源装置</b> からの給電による 注水ラインの系統構成	
	<b>可搬型代替注水中型ポンプ</b> による使用済燃 料プールへの注水(事象発生後約8時間)	
	使用済燃料プール水位の回復	
	破断個所の隔離	
	安定状態	

## 5. 有効性評価の具体例

### (3) 使用済燃料プール水の漏えい(3 / 6)



#### 【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

事象発生2時間までに必要な初動要員は17名, 2時間以降に必要な参集要員は2名

発電所に常駐する初動要員37名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 [ ]は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)												
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	2	4	6	8	10	12	14						
状況判断	1人 A			10分												
常設代替高压電源装置による受電	[1人] A			4分 手順14												
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									
注水流量の調整(可搬型代替注水中型ポンプ)			[2人] a, b													
その他(注水機能回復, 燃料給油, 等)		2人 B, C	参集2人													
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。

手順11

適宜流量調整 手順11

適宜実施

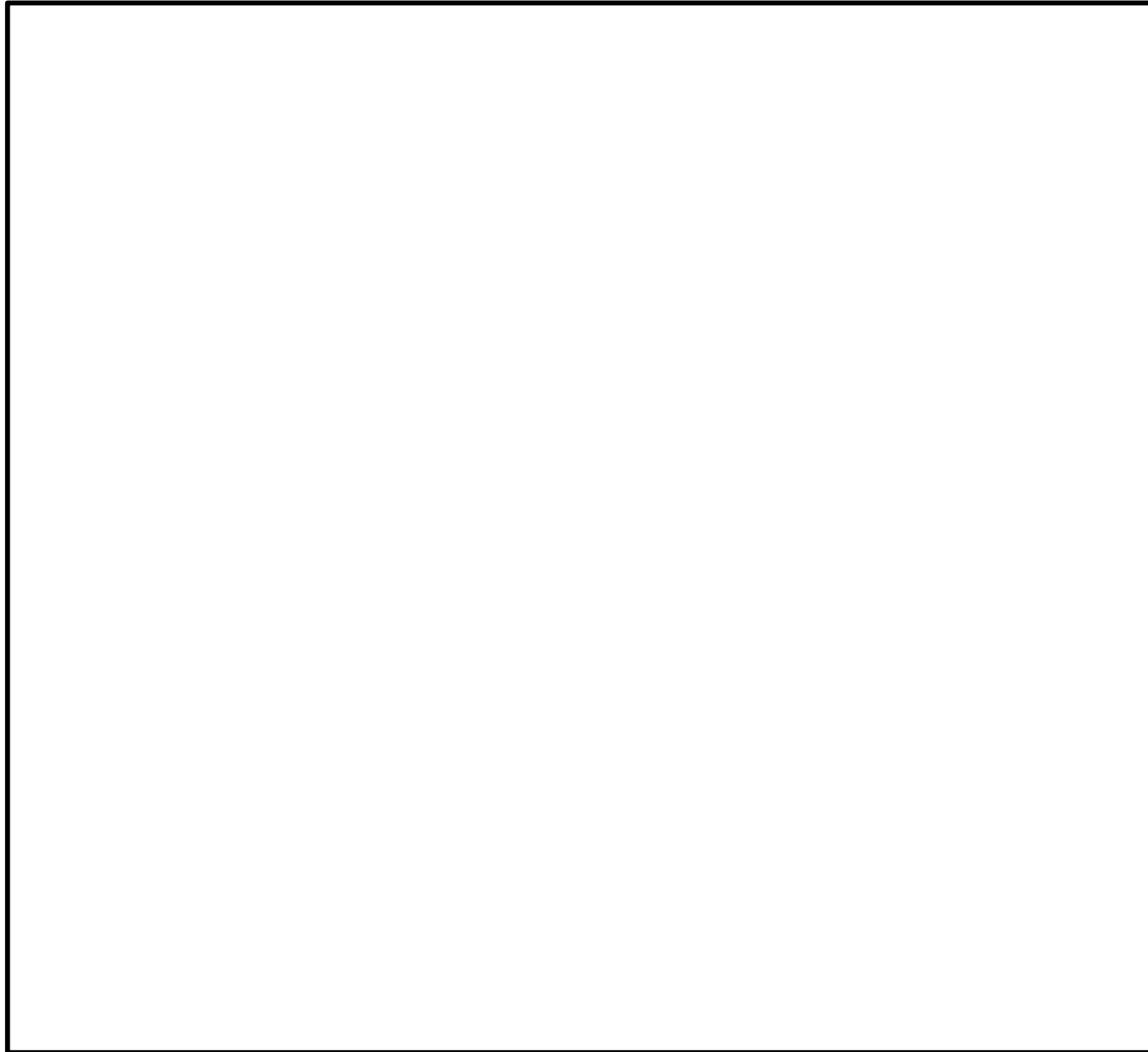
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料  
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
要員の非常召集の詳細は補足説明資料  
(4. 災害対策要員の非常召集)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(14. 接続口の位置と可搬型設備に  
より供給できる手段)参照

屋外作業における要員等の動線図

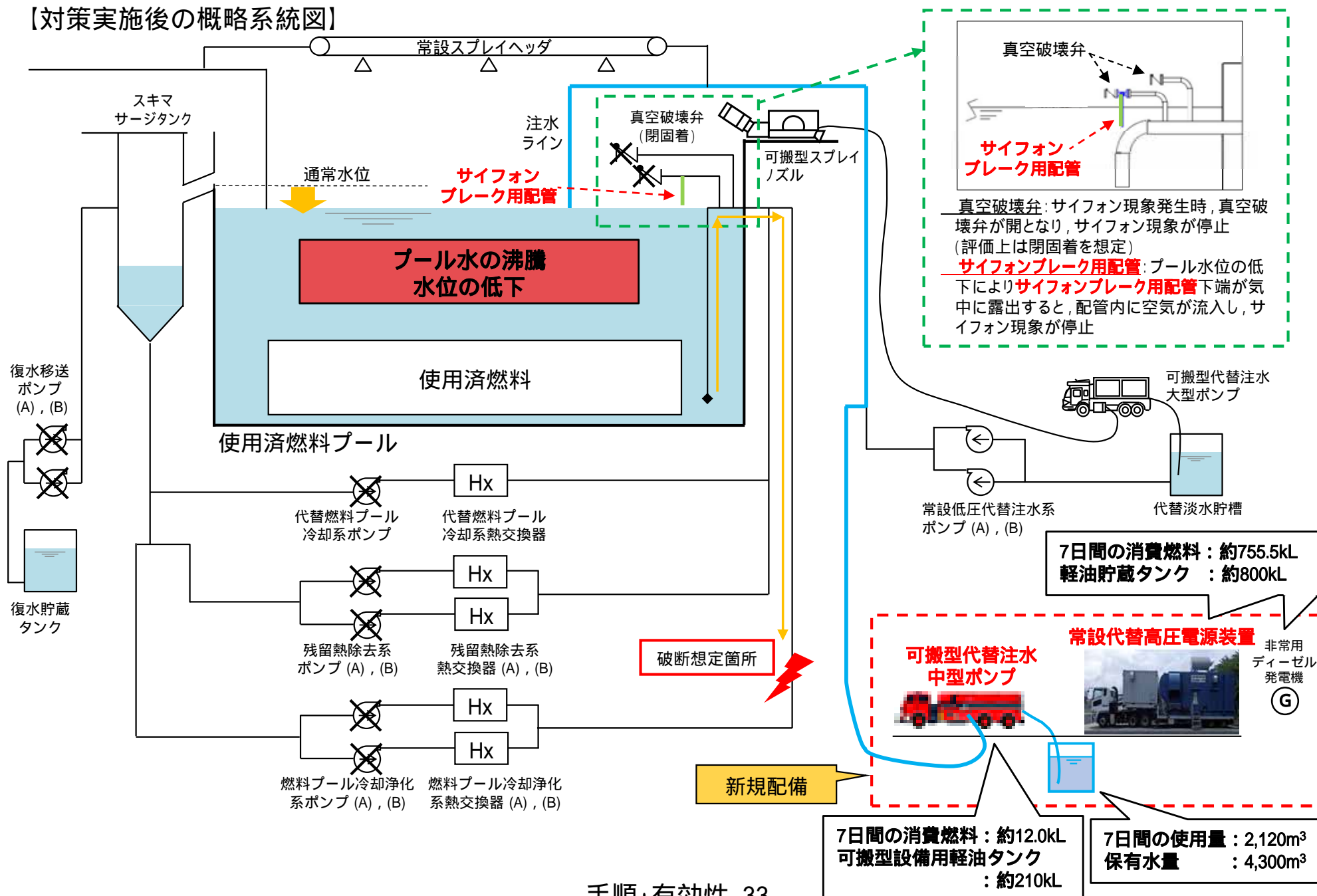


# 5. 有効性評価の具体例

## (3) 使用済燃料プール水の漏えい(5 / 6)



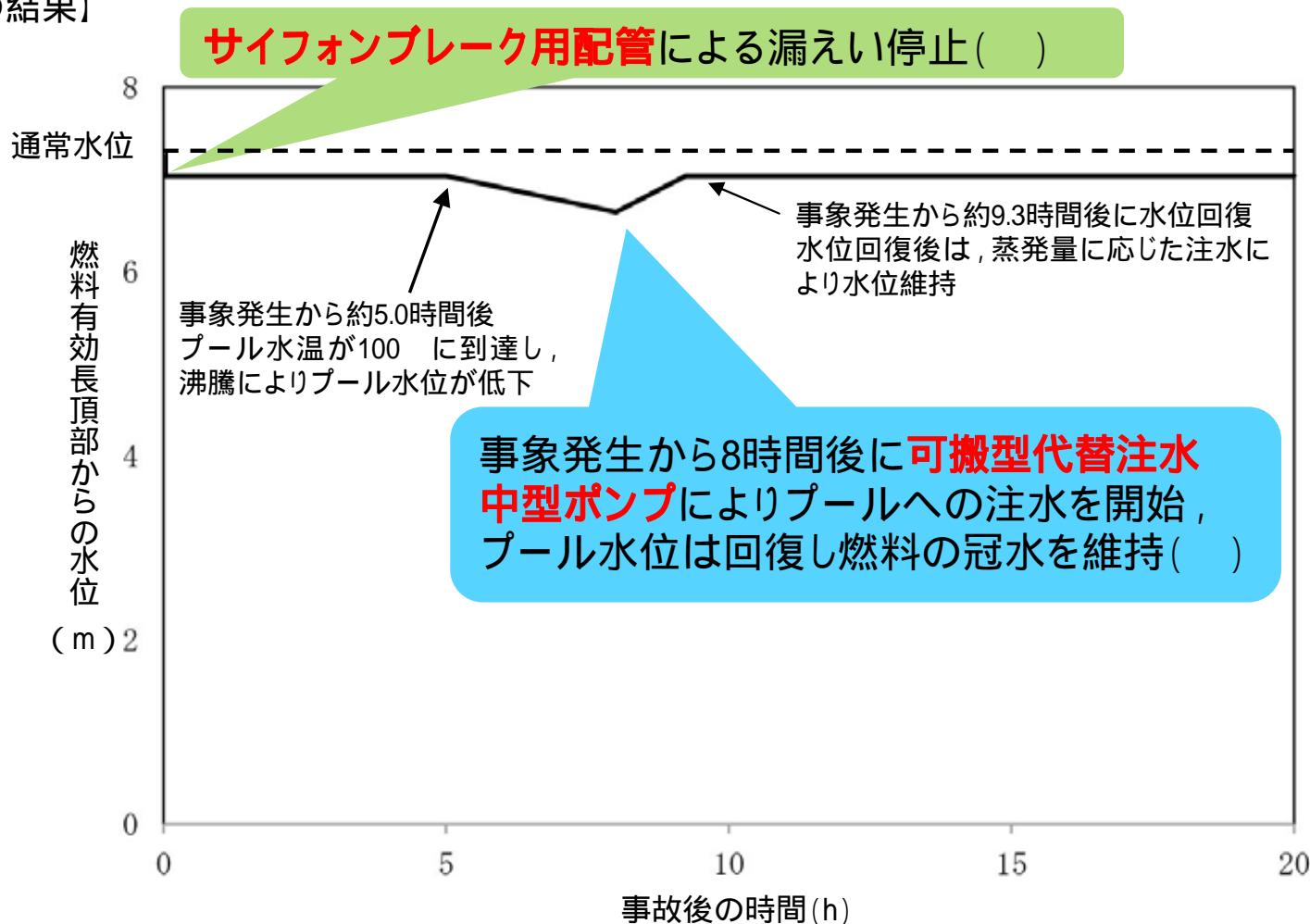
【対策実施後の概略系統図】



## 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

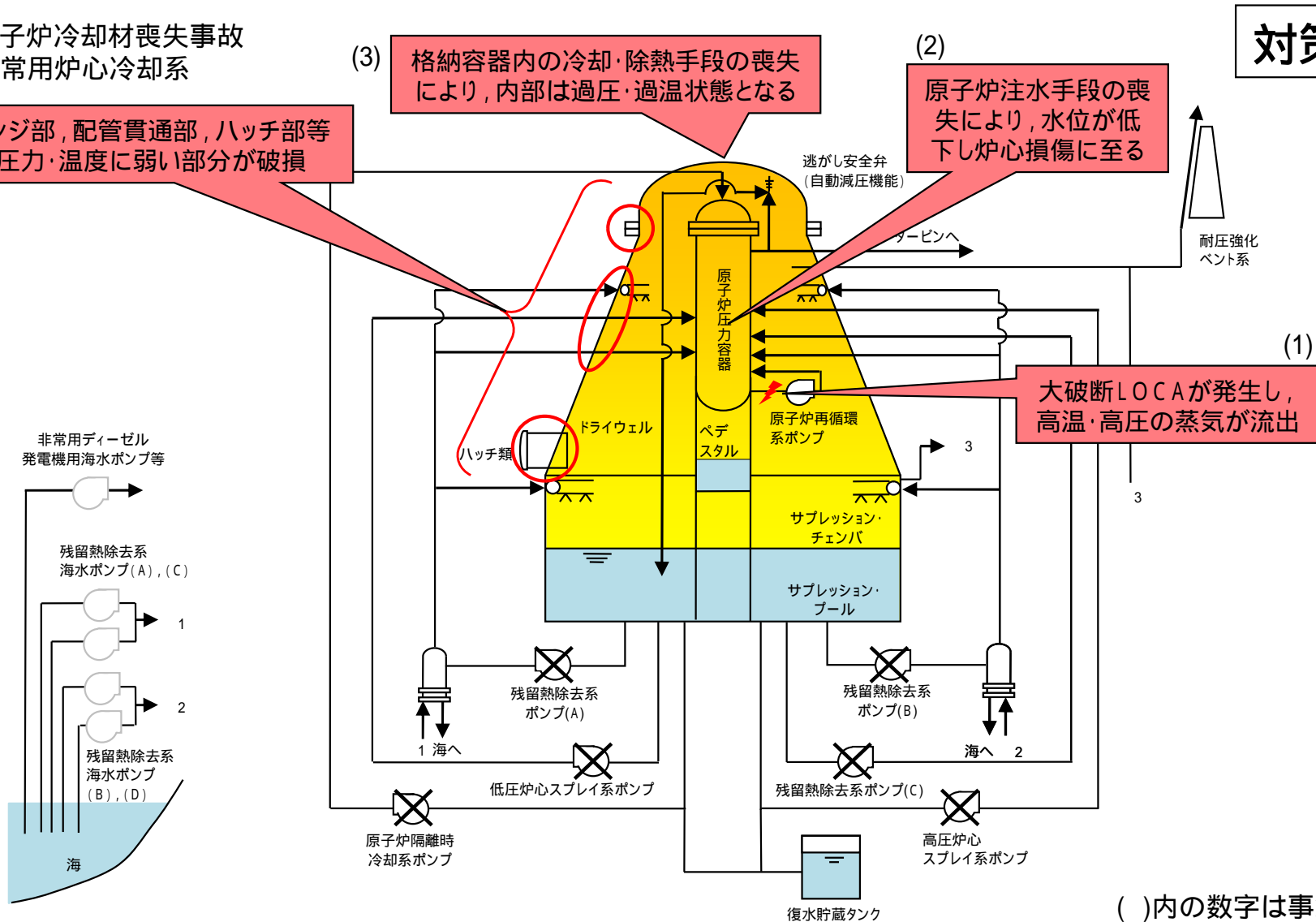
ECCS: 非常用炉心冷却系

(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



5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による  
静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)(1/7)



【有効性評価の実施】

必要な要員・資源等を厳しく評価するために、**全交流動力電源喪失の重畳**についても考慮。

**常設低圧代替注水系ポンプ**による原子炉注水や格納容器スプレイ、**代替循環冷却系**による格納容器除熱等により**格納容器破損を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 格納容器圧力・温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>(4) 格納容器破損</p>	<p>大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p><b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による 原子炉注水及び格納容器スプレイ (事象発生後25分)</p> <p>↓</p> <p><b>緊急用海水系及び代替循環冷却系</b>による 格納容器除熱(事象発生後90分)</p> <p>↓</p> <p><b>可搬型窒素供給装置</b>による格納容器内 への窒素注入(事象発生後約84時間)</p> <p>↓</p> <p><b>フィルタベント設備</b>による格納容器ベント (事象発生後約40日)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p> <p>水の放射線分解速度の不確かさ(水素及び 酸素の発生量が多い場合)を考慮すると, 格納容器ベントは事象発生から約5日後</p>	<p>全交流動力電源喪失についても考慮</p> <p>原子炉注水により<b>原子炉圧力容器の破損を回避</b>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</p> <p>格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制し, <b>水素燃焼の発生を防止</b> 可搬型窒素供給装置は<b>必要容量×2セッ ト</b>あり, 故障時は他方の装置を使用可能 長期的には, 格納容器内の水素及び酸素 の排出のために格納容器ベントを実施</p>

## 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**

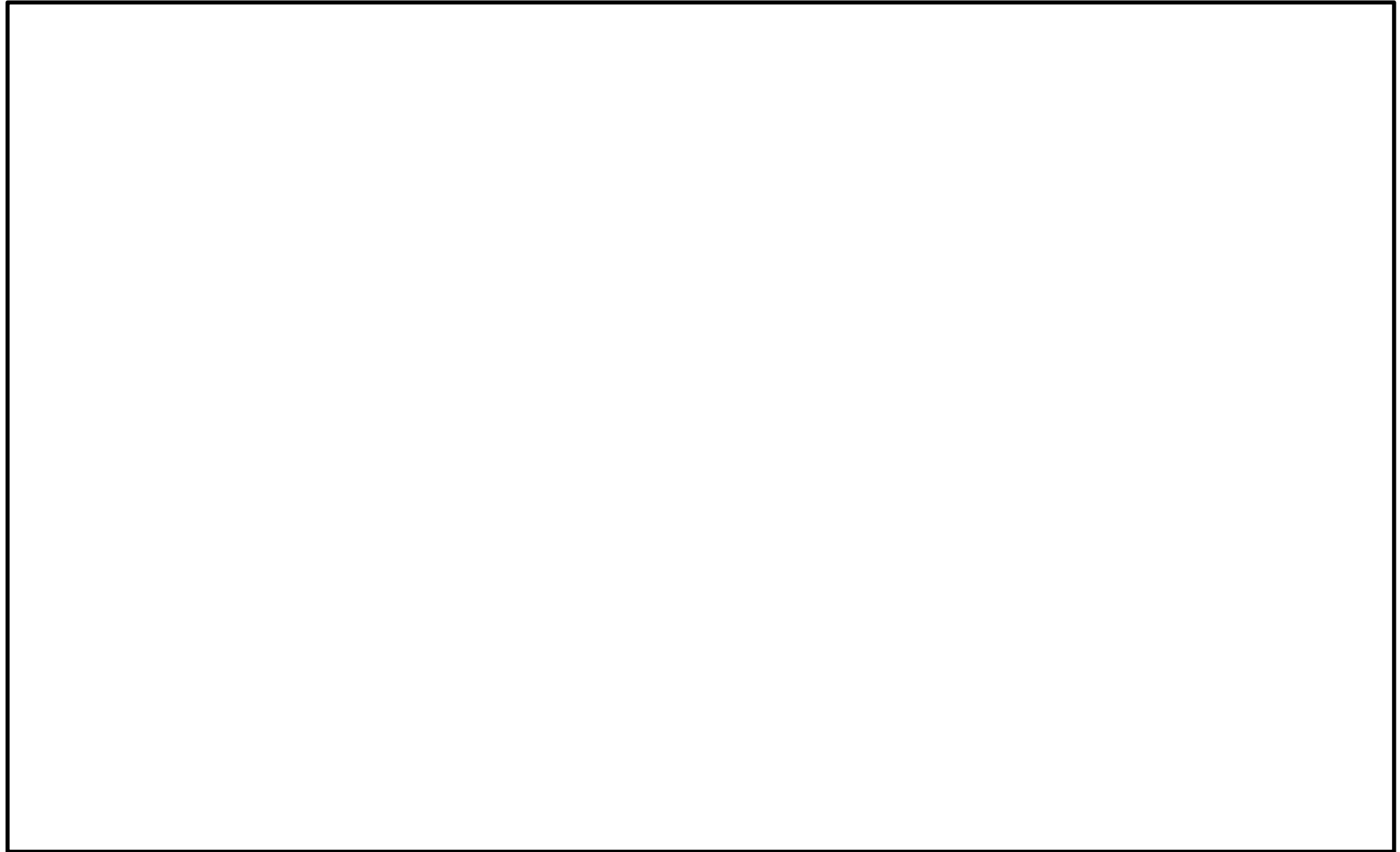
操作項目	実施箇所・必要人数 [ ]は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)						
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	60	80	100
状況判断	2人 A, B			10分						
常設代替高压電源装置による受電(緊急用母線)	[1人] B			6分	手順14					
常設低压代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	[2人] A, B			9分	手順4, 6					
緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱	[1人] A				65分	手順7				
常設代替高压電源装置によ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

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料  
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
要員の非常召集の詳細は補足説明資料  
(4. 災害対策要員の非常招集)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)

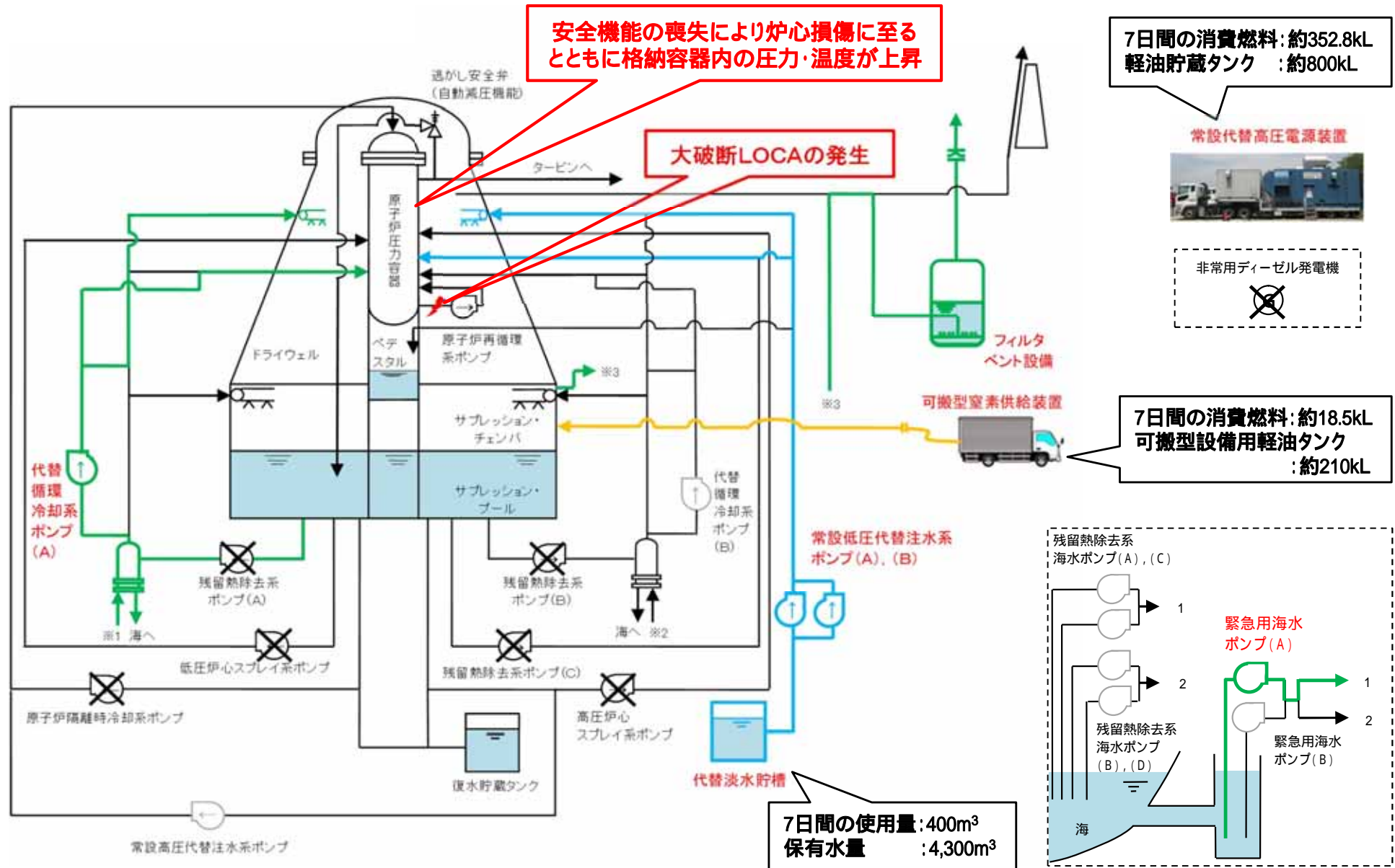


接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は 屋内外作業における要員等の動線図  
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に  
より供給できる手段)参照

# 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)

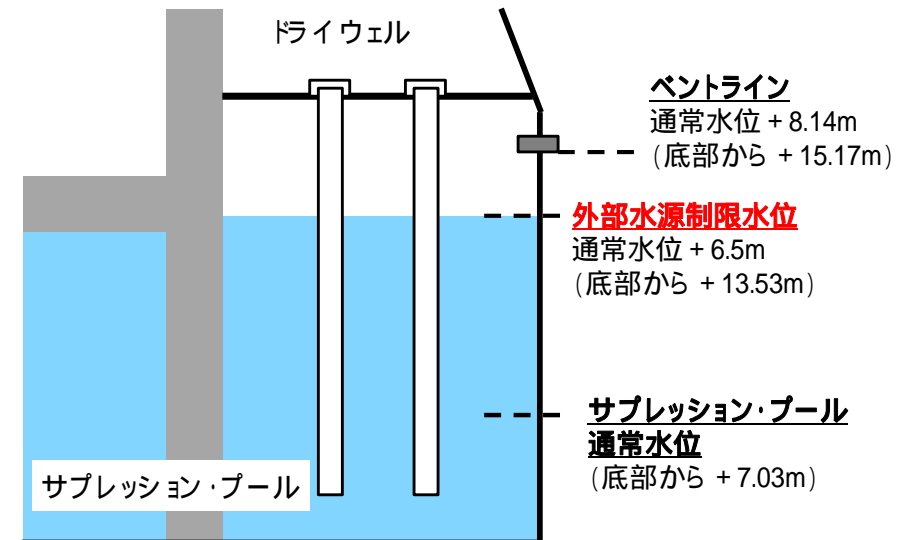


格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

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 <sup>1, 2</sup>	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 <sup>1, 3</sup>	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 <sup>4</sup>	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ーはサプレッション・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ーは、格納容器圧力を0.7Pd ~ 0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレー停止後は、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ーは、格納容器圧力を1.3Pd ~ 1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレー停止後は、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。

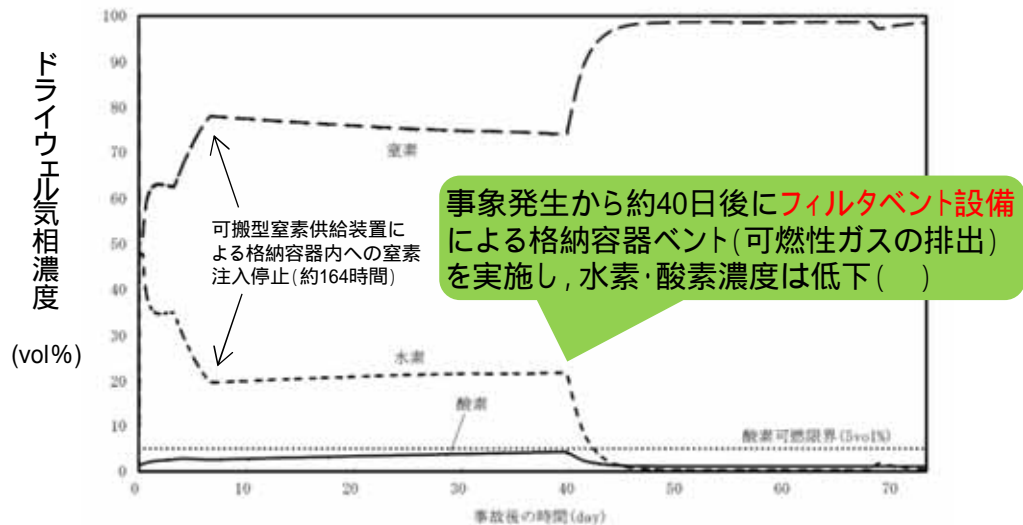
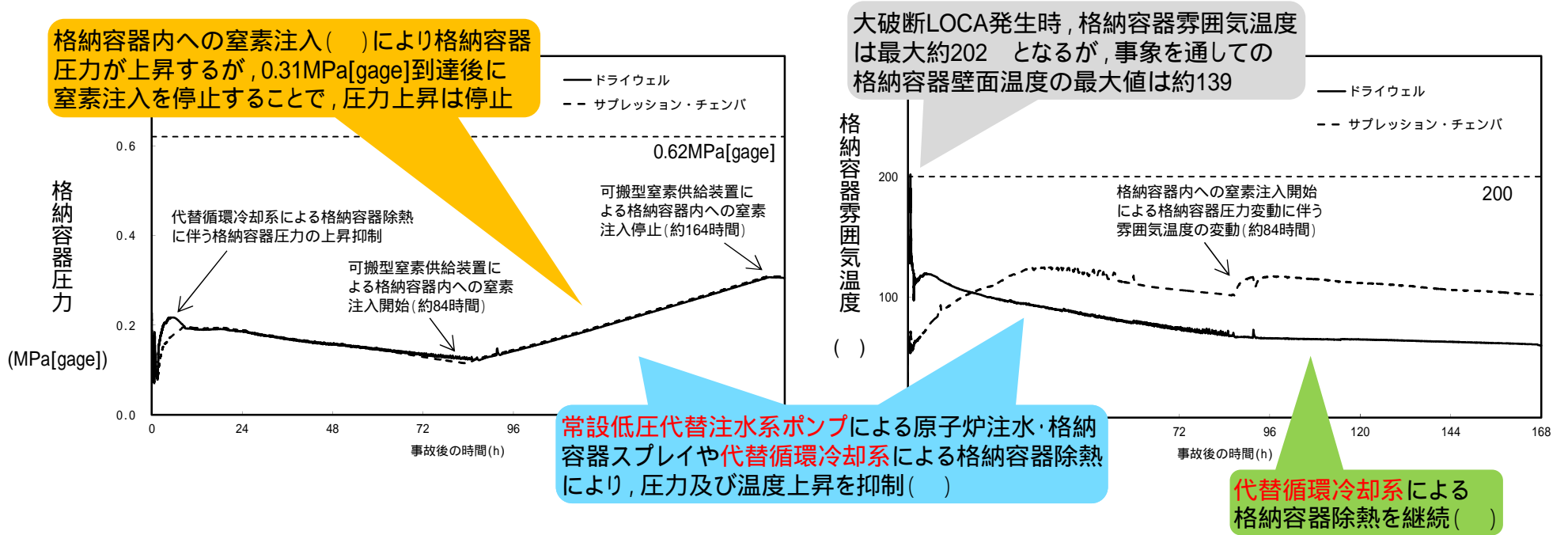
- ・全ての格納容器スプレー機能が喪失した場合
- ・格納容器内温度が200 を超えて上昇を続ける場合
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合



# 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 であり、**限界温度(200 )を下回る**ため、格納容器破損に至らない

大気中へのCs-137の放出量は約7.5TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**

代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行

# 5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気気圧力・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)

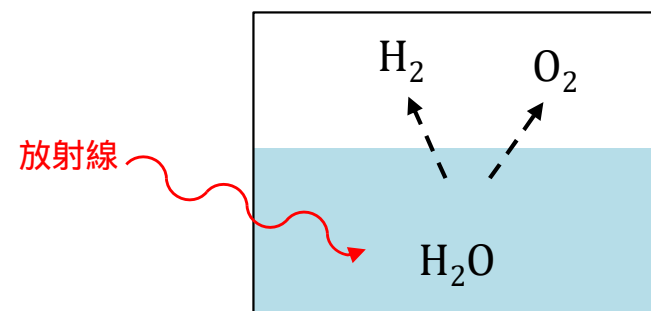


水の放射線分解により、格納容器内の酸素濃度は徐々に上昇  
代替循環冷却系を使用できる場合でも、**長期的には可燃性ガスの  
の排出のための格納容器ベントが必要**

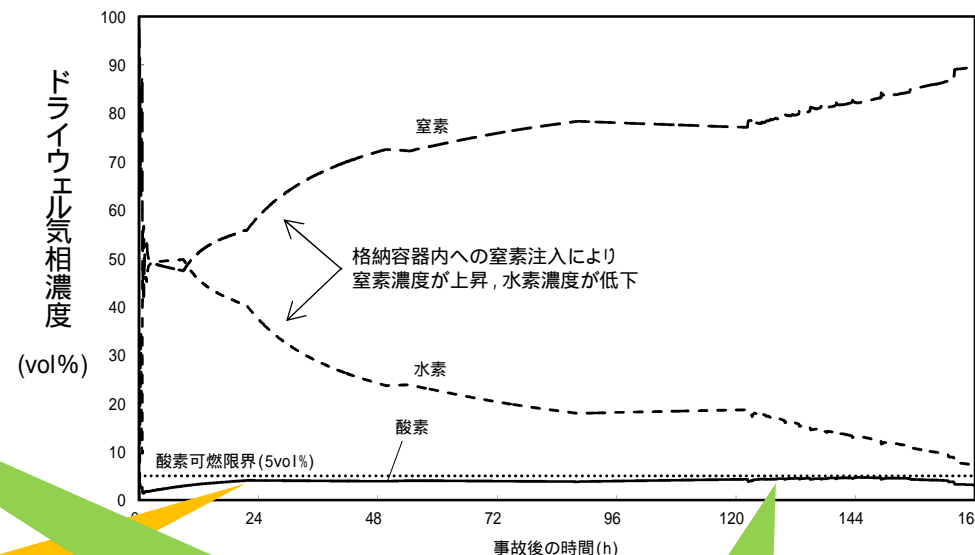
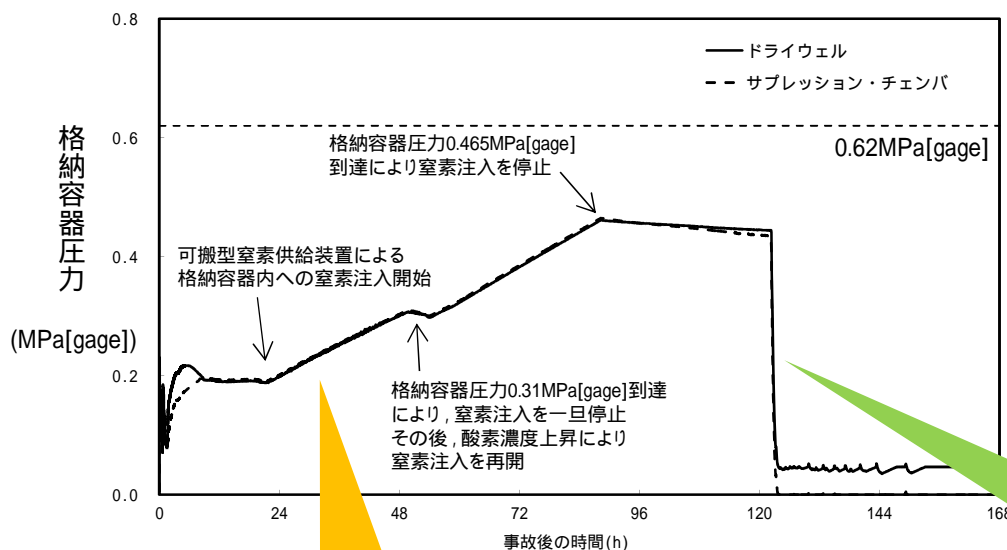
酸素濃度を監視し、可燃限界である5vol%到達前に格納容器  
ベントを実施する手順を整備

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。

従来の方策における事象進展	新たな方策を考慮した事象進展	備考
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">(1)大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">(3) 格納容器圧力・温度の上昇</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">(4) 格納容器破損</div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">大破断LOCA, ECCS等喪失の発生</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">原子炉水位の低下, 炉心損傷</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"><b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>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)</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"><b>フィルタベント設備</b>による格納容器ベント (事象発生後約19時間)</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">安定状態</div>	<p>全交流動力電源喪失についても考慮</p> <p>原子炉注水により<b>原子炉圧力容器の破損を回避</b>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</p> <p>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</p>

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

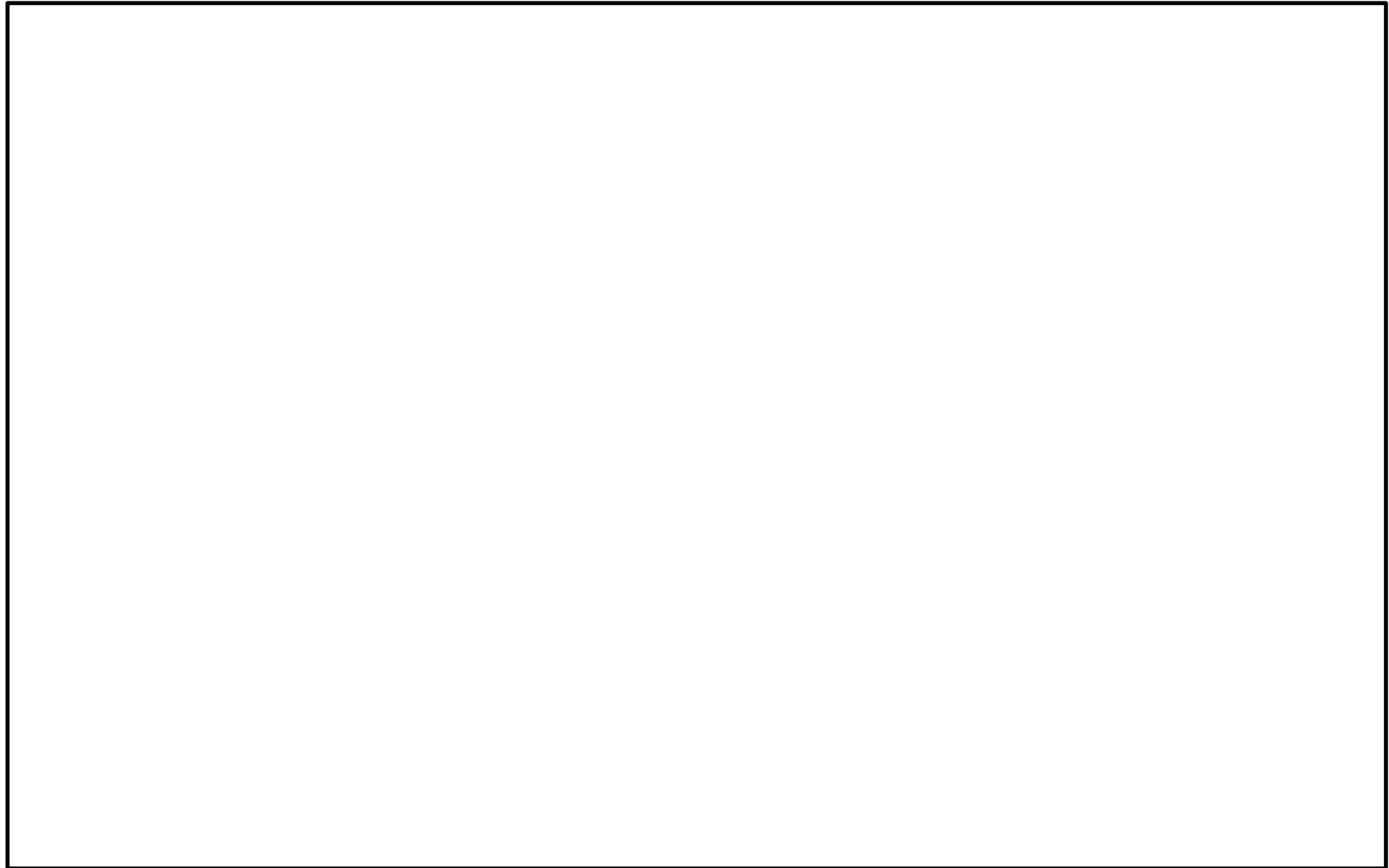
操作項目	実施箇所・必要人数 [ ]は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)												
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2							16	20	24
状況判断	2人 A, B			10分												
常設代替高压電源装置による受電(緊急用母線)	[1人] B				6分	手順14										
常設低压代替注水系ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ	[2人] A, B				9分	手順4, 6										
原子炉注水・格納容器スプレイの流量調整	[1人] A				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

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料  
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
要員の非常召集の詳細は補足説明資料  
(4. 災害対策要員の非常招集)を参照

制御盤操作や格納容器ベントのための現場移動・弁操作の訓練等  
により, **時間内に操作可能なことを確認**

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



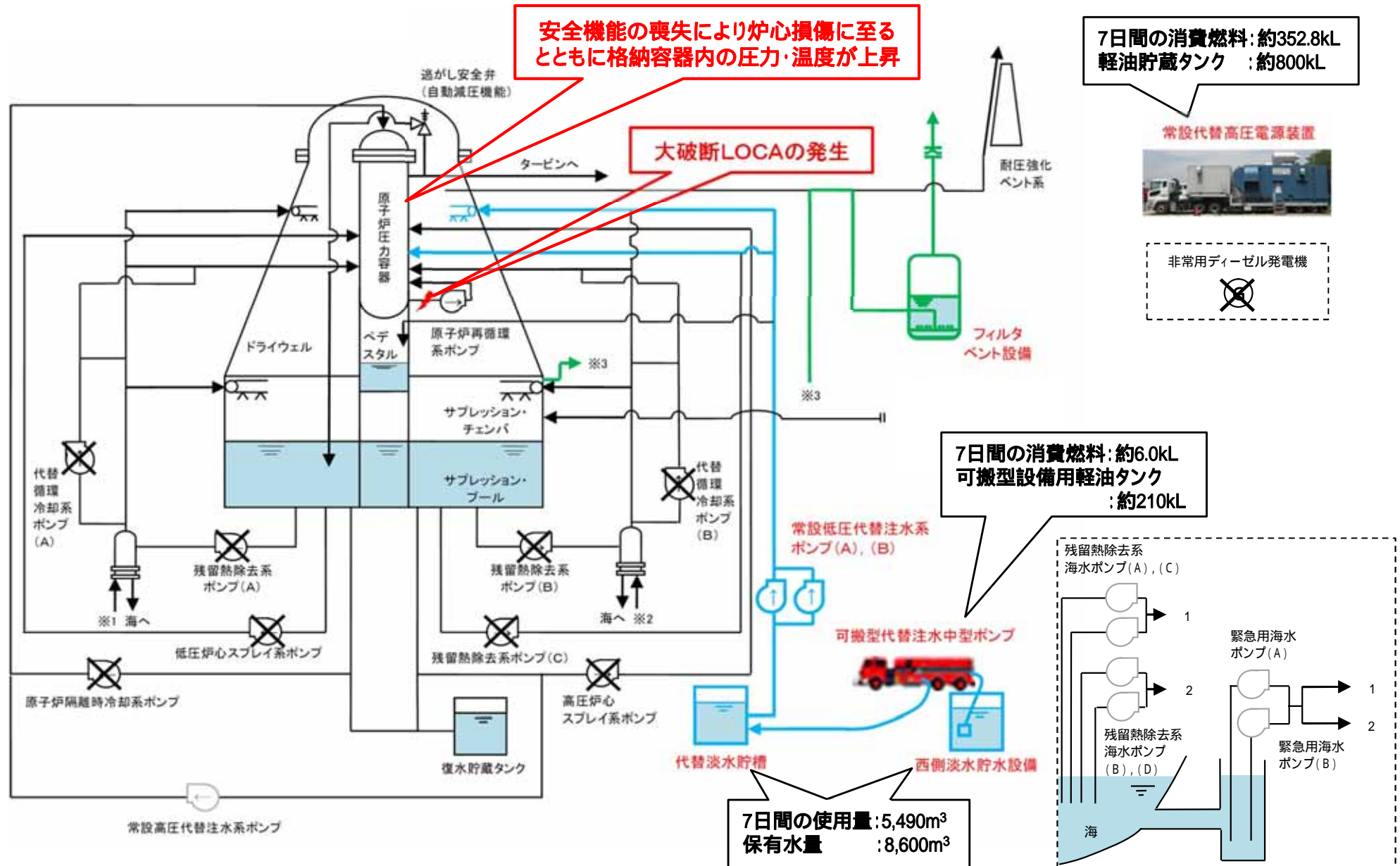
接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段は  
補足説明資料(14. 接続口の位置と可搬型設備に  
より供給できる手段)参照

屋内外作業における要員等の動線図

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

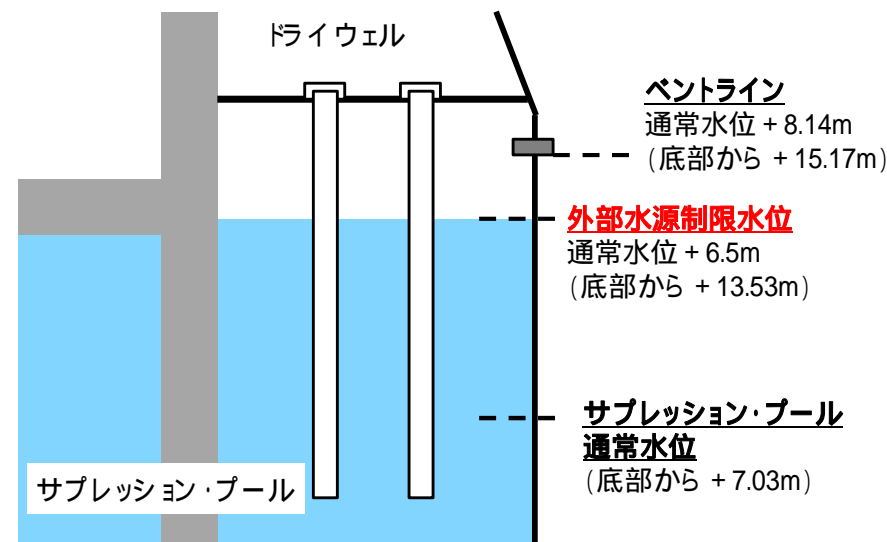


格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

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 <sup>1, 2</sup>	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 <sup>1, 3</sup>	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 <sup>4</sup>	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。



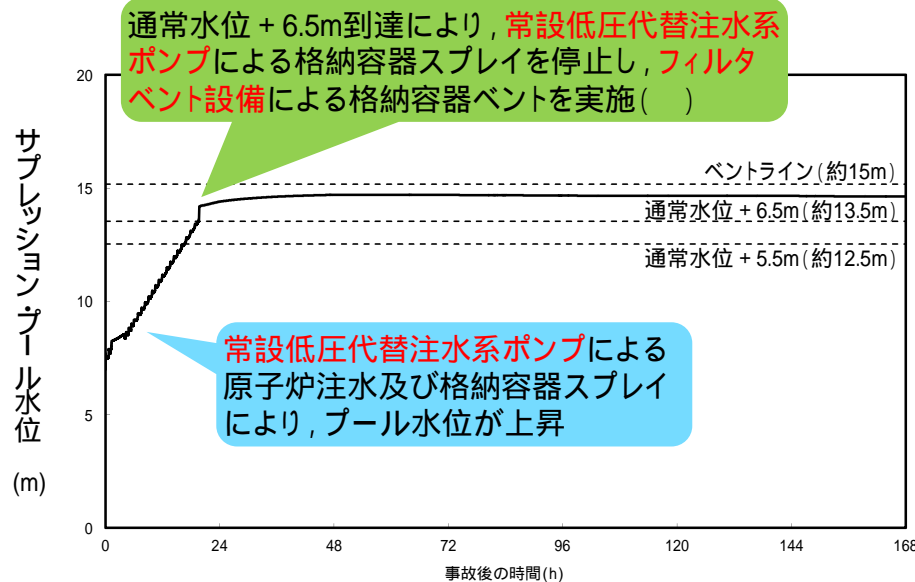
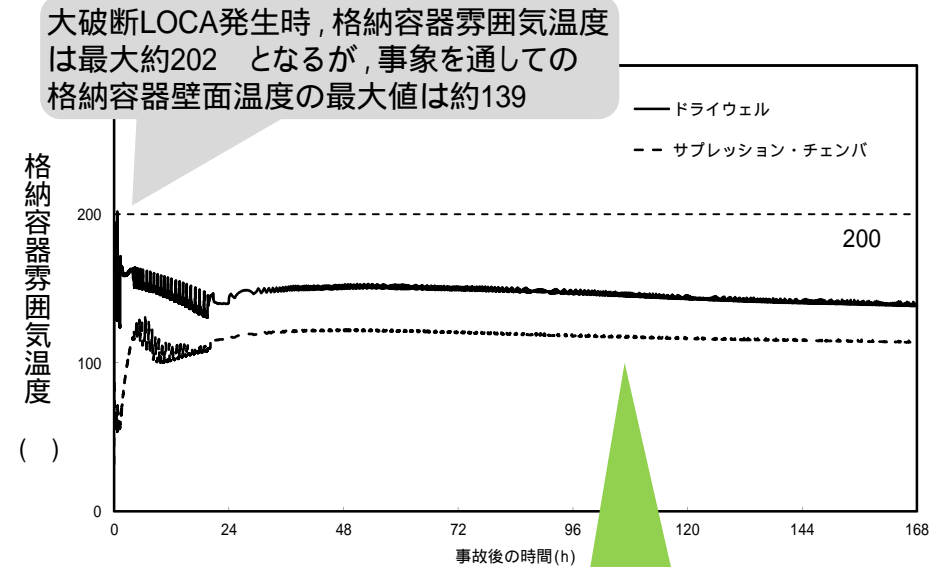
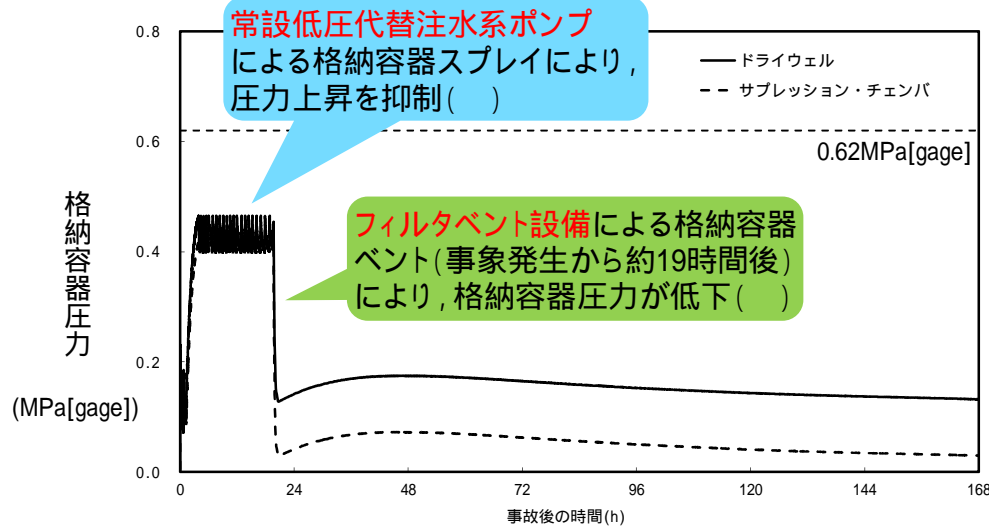
上記の他、重大事故等対処設備や格納容器の機能喪失が疑われる下記のような場合にも、フィルタベントの実施を判断する。

- ・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 であり、**限界温度(200 )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16TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**

フィルタベント設備による格納容器除熱を継続し、安定状態へ移行

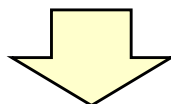


## 5. 有効性評価の具体例 (4) 原子炉冷却材喪失時の雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器ベント時間について)



### 代替循環冷却系を使用する場合

- ・代替循環冷却系により格納容器の減圧・除熱が可能のため、**格納容器の減圧・除熱のための格納容器ベントは不要**
- ・放射線水分解等により発生する水素及び酸素の蓄積により、いずれは**格納容器内での水素爆発の恐れあり**  
水素爆発を防止するため、可燃限界(水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%)到達前に**格納容器ベントを実施し、格納容器内の水素及び酸素を排出**



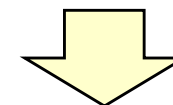
炉心損傷後の条件での実験に基づく放射線水分解速度の場合  
**格納容器ベントの実施は約40日後**

水の放射線分解現象の不確かさを考慮し、この速度が早い想定をした場合

**格納容器ベントの実施は約5日後**

### 代替循環冷却系を使用できない場合

- ・**格納容器の減圧・除熱のために格納容器ベントが必要**



**格納容器ベントの実施は約19時間後**

- ・東海第二発電所では、代替循環冷却系を使用できずに**事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることがないよう、自主的に代替循環冷却系を多重化し信頼性の向上を図っている。**

## 5. 有効性評価の具体例

### (5) 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱(1 / 7)

#### 【格納容器破損モードの特徴】

**過渡事象時にECCS等の安全機能が喪失**し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至る。

原子炉圧力容器からの溶融炉心の噴出(DCH)、溶融炉心とペDESTAL内冷却水との接触に伴う急激な蒸気発生(FCI)、溶融炉心によるコンクリートの侵食(MCCI)等により、**格納容器の破損**に至る。

DCH: 格納容器雰囲気直接加熱, FCI: 溶融燃料 - 冷却材相互作用, MCCI: 溶融炉心・コンクリート相互作用

- (1) 過渡事象(原子炉への給水喪失等)の発生後、**すべての原子炉注水手段や格納容器冷却・除熱手段が喪失**した状態を想定

(4), (5)

原子炉圧力容器が高い圧力の状況で破損すると、溶融炉心が噴出し、格納容器内が急激に加熱(DCH)される

(4), (5)

溶融炉心が冷却水と接触すると、急激な蒸気発生に伴う圧力上昇(FCI)が生じる

(4), (5)

溶融炉心がコンクリートを侵食(MCCI)し、格納容器の支持構造の機能喪失が生じる

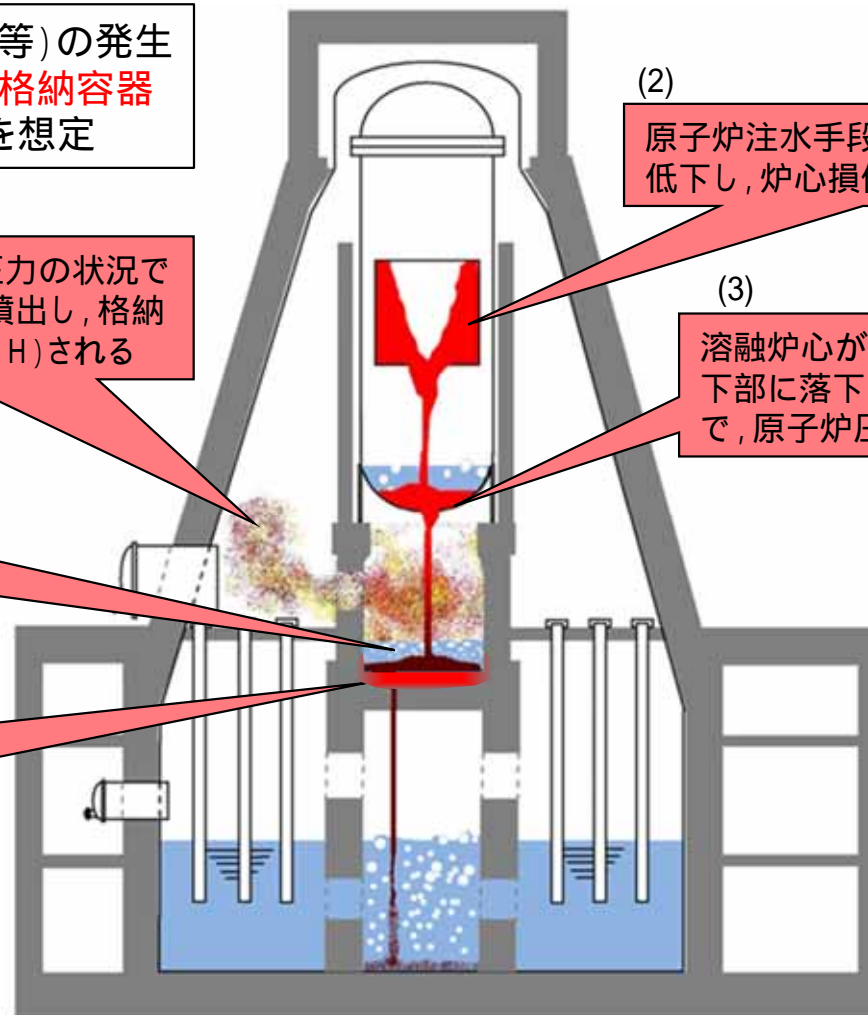
対策前

(2)

原子炉注水手段の喪失により水位が低下し、炉心損傷・炉心溶融に至る

(3)

溶融炉心が原子炉圧力容器の下部に落下・堆積し貫通することで、原子炉圧力容器破損に至る



( )内の数字は事象進展の流れを示す(次頁参照)

## 5. 有効性評価の具体例

### (5) 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱 (2 / 7)



#### 【有効性評価の実施】

**逃がし安全弁の手動開操作**による原子炉減圧，**常設低圧代替注水系ポンプ**による格納容器スプレイやペDESTAL注水，**代替循環冷却系**による格納容器除熱等により**格納容器破損を防止**できることを確認。

従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>(1) 過渡事象, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>(2) 原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p>(3) 原子炉压力容器の破損</p> <p>↓</p> <p>(4) 溶融炉心の噴出 / 格納容器圧力の上昇 / ペDESTALコンクリートの侵食</p> <p>↓</p> <p>(5) 格納容器破損</p>	<p>過渡事象, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下, 炉心損傷</p> <p>↓</p> <p><b>逃がし安全弁の手動開操作</b>による原子炉減圧 (事象発生後約38分)</p> <p>↓</p> <p><b>緊急用海水系及び代替循環冷却系</b>による格納容器除熱 (事象発生後90分)</p> <p>↓</p> <p>原子炉压力容器の破損</p> <p>↓</p> <p><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及びペDESTAL注水 (事象発生後約4.6時間)</p> <p>↓</p> <p><b>可搬型窒素供給装置</b>による格納容器内への窒素注入 (事象発生後約167時間)</p> <p>↓</p> <p><b>フィルタベント設備</b>による格納容器ベント (事象発生後約53日)</p> <p>↓</p> <p>安定状態</p>	<p>全交流動力電源喪失についても考慮</p> <p><b>高压代替注水系</b>による原子炉注水も可能だが、ここでは考慮せず、原子炉压力容器破損に至ることを想定 原子炉減圧による<b>DCH回避</b> 中央制御室からの遠隔操作により実施</p> <p>原子炉压力容器破損までは、<b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>や<b>代替循環冷却系ポンプ</b>による原子炉注水を考慮せず、原子炉压力容器破損に至ることを想定 ペDESTALでの急激な水蒸気発生にともなう<b>格納容器圧力の上昇を抑制</b> <b>コリウムシールド</b>の設置と相まって、<b>コンクリートの侵食を抑制</b> 格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制し、<b>水素燃焼の発生を防止</b> 可搬型窒素供給装置は<b>必要容量×2セット</b>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</p>

## 5. 有効性評価の具体例

### (5) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 (3 / 7)



#### 【必要な操作時間及び要員数の積み上げ】

事象発生2時間までに必要な初動要員は20名, 2時間以降に必要な参集要員は2名

発電所に常駐する初動要員39名及び2時間以内に参集可能な要員72名で**対応可能であることを確認**

操作項目	実施箇所・必要人数 [ ]は他の作業後移動してきた要員			経過時間(時間)												
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対 応要員(現場)	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	6	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										
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										
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										
原子炉圧力容器破損の判断	[1人] A									5分						
常設低圧代替注水系ポンプによる格納容器スプレイ及びベDESTAL注水	[1人] A								2分	手順6, 8						窒素注入の開始・継続
可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素注入			6人 a~f											手順9	180分	
その他(電源回復, 燃料給油, 等)			4人(g~j) + 参集2人													適宜実施
必要要員合計	2人	2人	10人 + 参集2人													

原子炉圧力容器破損:  
事象発生後約4.5時間

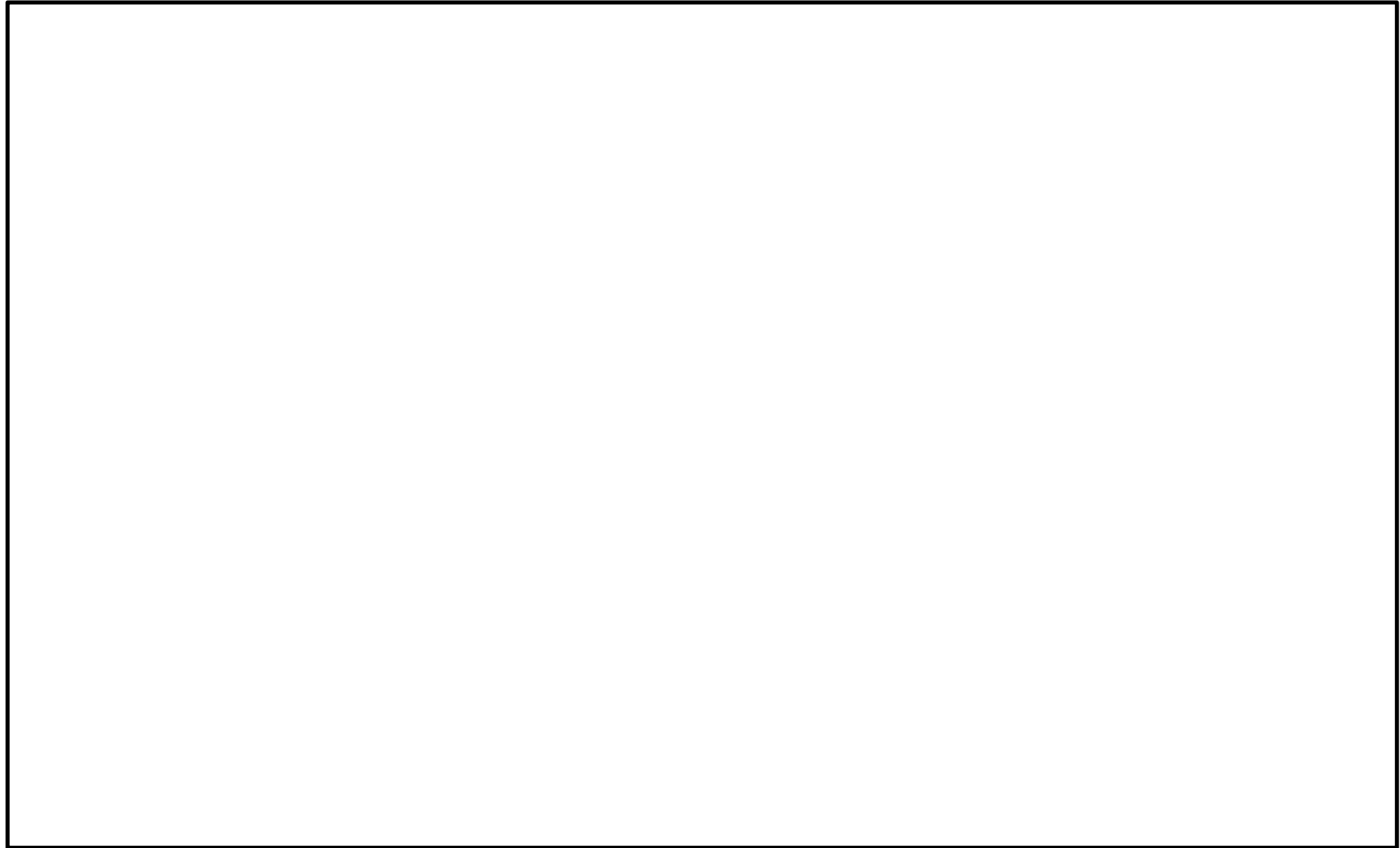
この他, 当直発電長1名, 当直副発電長1名及び通報連絡等を行う4名の初動要員が必要

体制の構築に係る要員配置は補足説明資料  
(3. 初動対応に当たる要員の配置)を参照  
要員の非常召集の詳細は補足説明資料  
(4. 災害対策要員の非常召集)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(14. 接続口の位置と可搬型設備に  
より供給できる手段)参照

# 5. 有効性評価の具体例

## (5) 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱 (5 / 7)



【対策実施後の概略系統図】

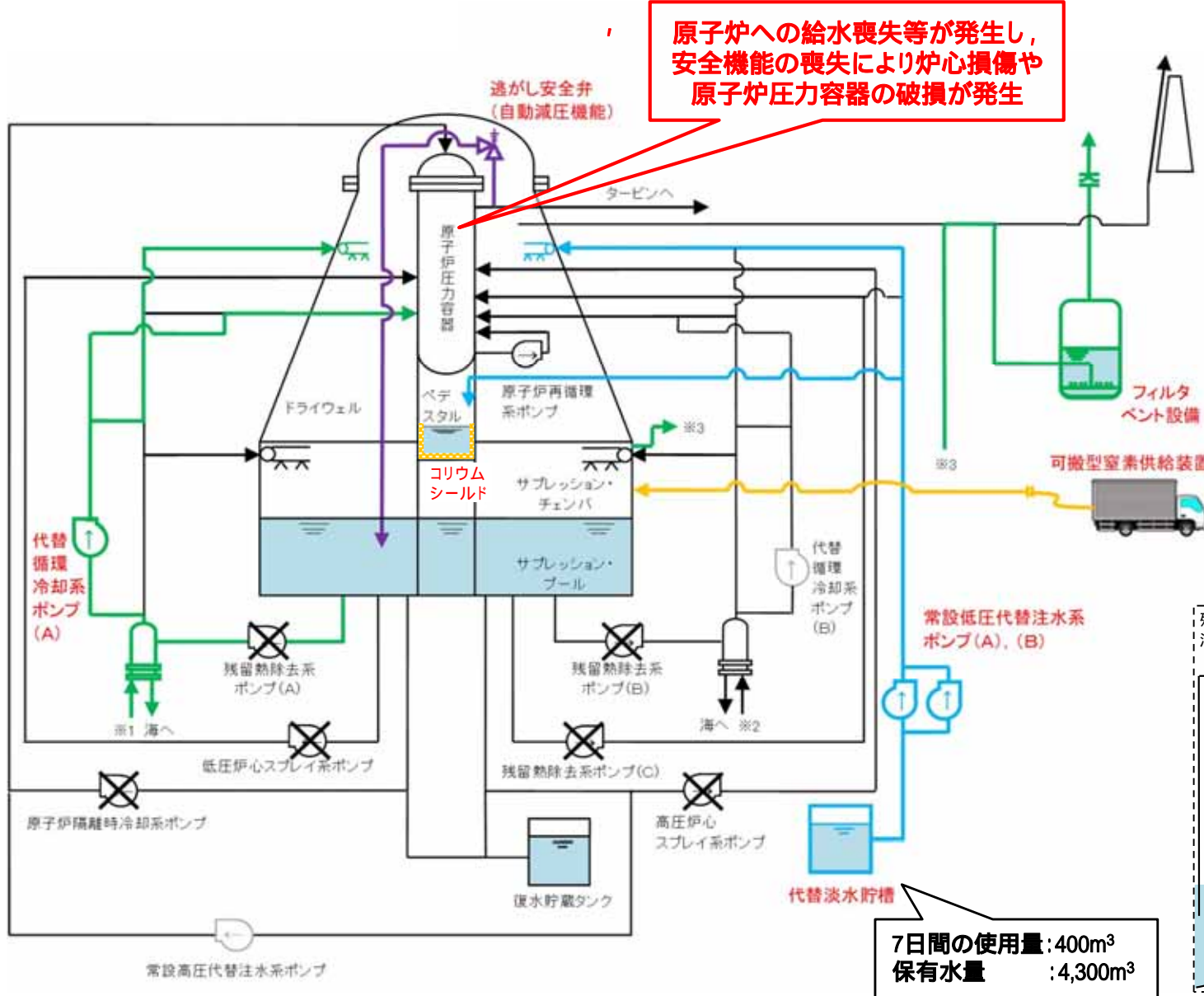
原子炉への給水喪失等が発生し、安全機能の喪失により炉心損傷や原子炉圧力容器の破損が発生

7日間の消費燃料: 約352.8kL  
軽油貯蔵タンク : 約800kL

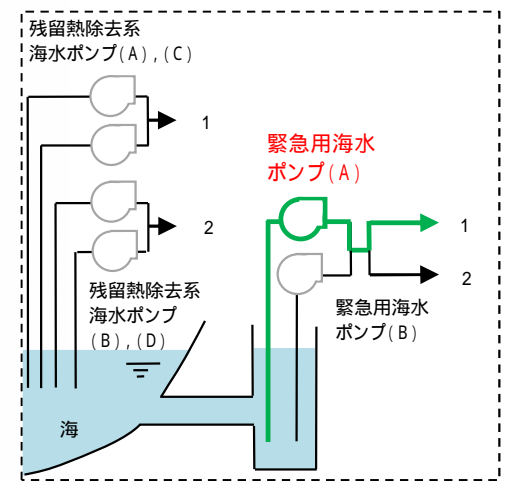


非常用ディーゼル発電機

7日間の消費燃料: 約18.5kL  
可搬型設備用軽油タンク : 約210kL



7日間の使用量: 400m<sup>3</sup>  
保有水量 : 4,300m<sup>3</sup>



## 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 (6 / 7)

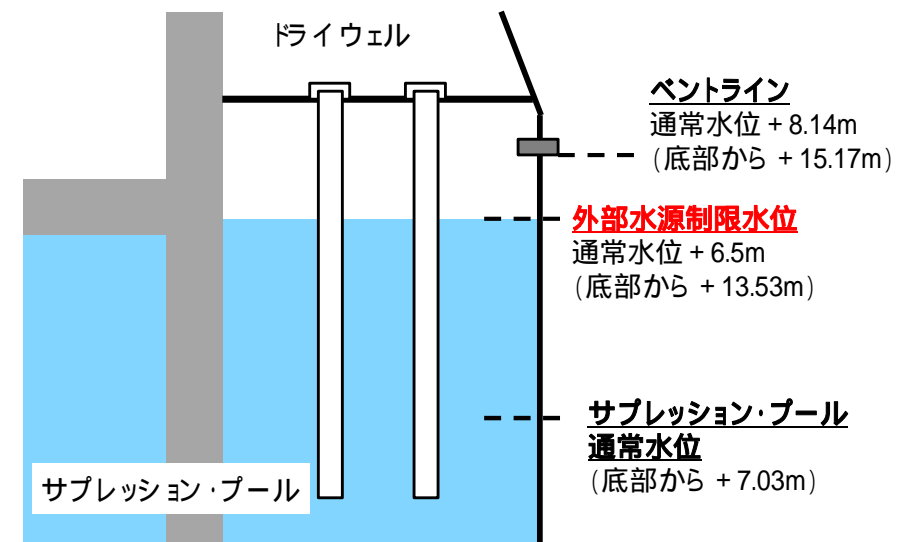


格納容器破損の防止のため、下記いずれかの基準に達した場合にフィルタベントの実施を判断する

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 <sup>1, 2</sup>	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 <sup>1, 3</sup>	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 <sup>4</sup>	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ーはサプレッション・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ーは、格納容器圧力を0.7Pd ~ 0.9Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレー停止後は、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ーは、格納容器圧力を1.3Pd ~ 1.5Pdの範囲内に維持するよう制御。スプレー停止後は、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。

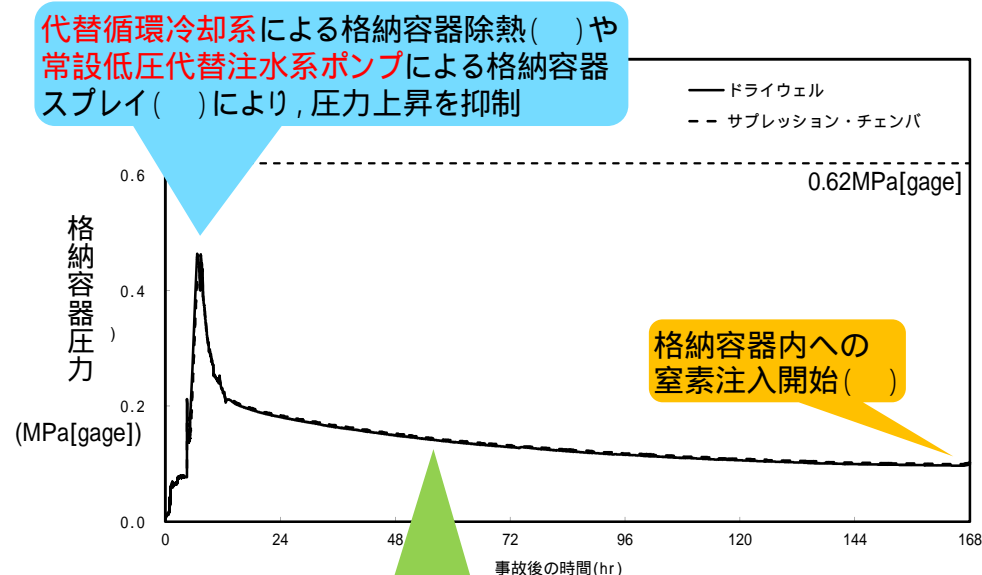
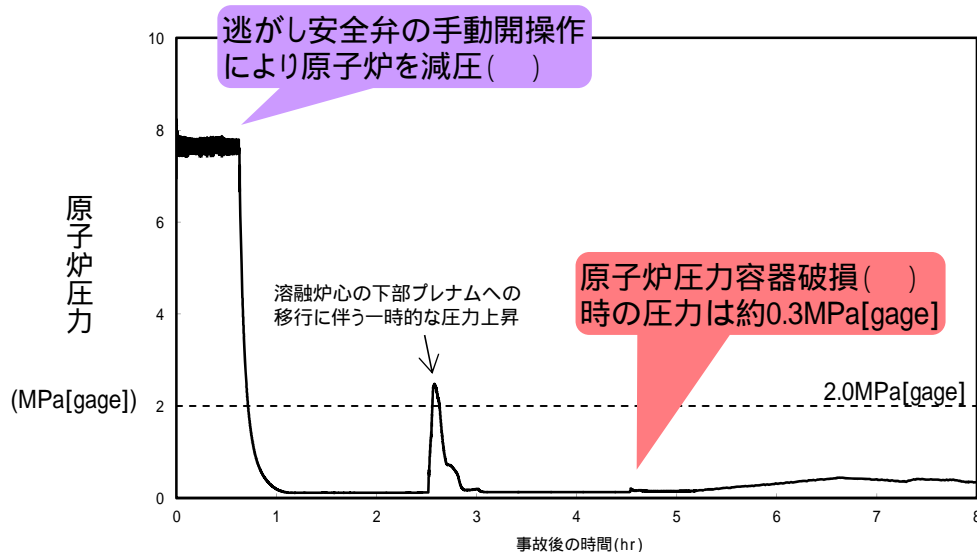
- ・格納容器内のスプレー冷却が実施できない場合
- ・格納容器内温度が200 を超えて上昇を続ける場合、
- ・原子炉建屋内水素濃度が2vol%を超えた場合
- ・モニタリングポストや原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急上昇した場合

## 5. 有効性評価の具体例

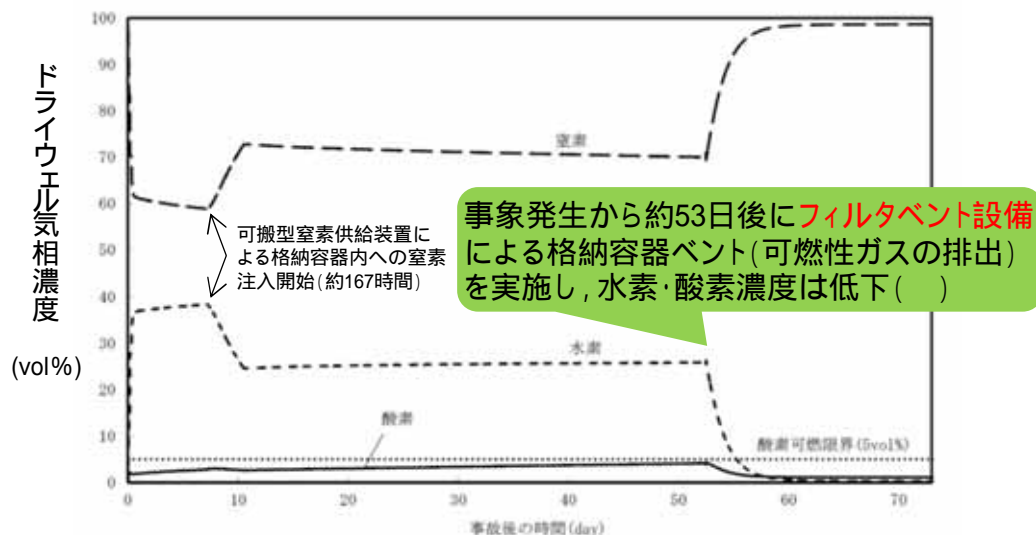
### (5) 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱 (7 / 7)



#### 【有効性評価の結果】



代替循環冷却系による格納容器除熱を継続 ( )



#### 評価結果

原子炉圧力容器破時の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、**2.0MPa[gage]以下となる**(DCHは生じない)

格納容器圧力の最高値は約0.47MPa[gage]であり、**限界圧力(0.62MPa[gage])を下回る**ため、格納容器破損に至らない

コリウムシールド及びペDESTAL注水により、**溶融炉心によるコンクリート侵食は生じない**

大気中へのCs-137の放出量は約0.032TBq(7日間)であり、判断基準である**100TBqを下回る**

代替循環冷却系による格納容器除熱等を継続し、安定状態へ移行



## 5. 有効性評価の具体例

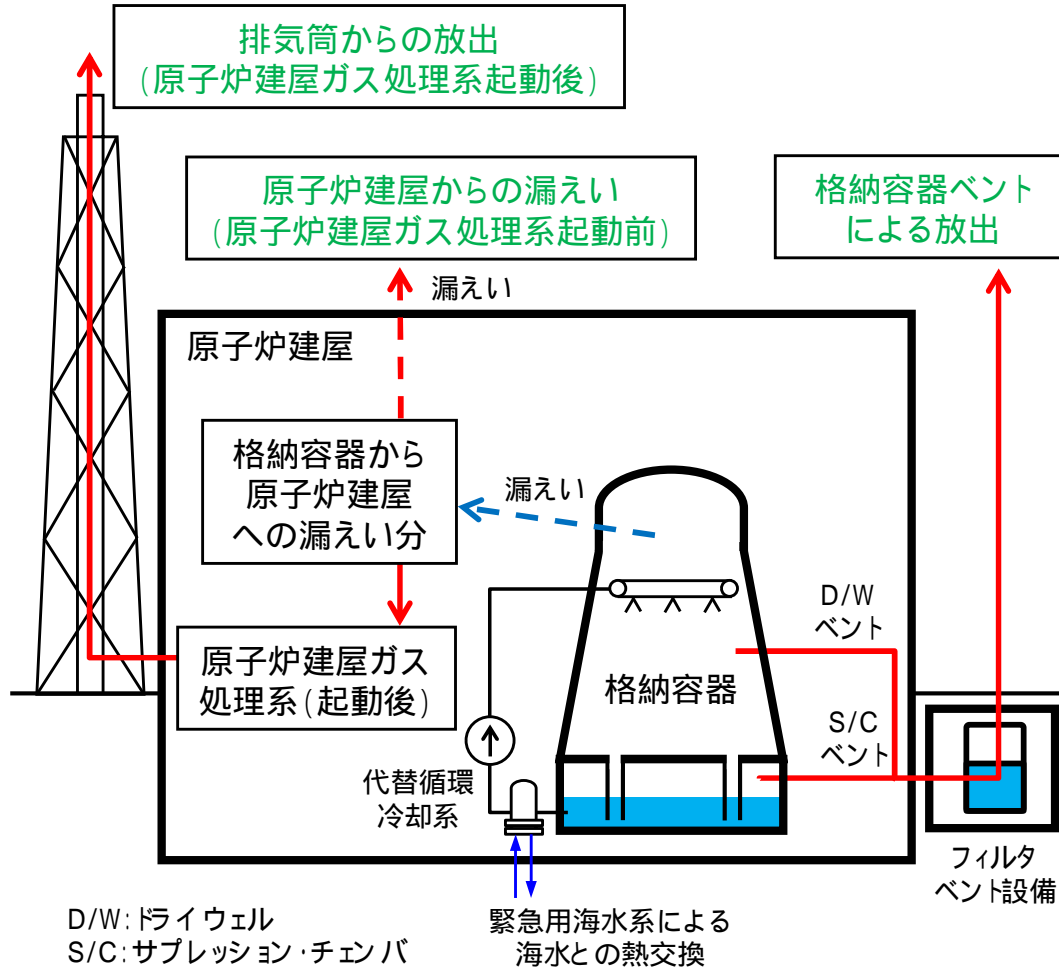
### (6) 大気中へのCs-137放出量評価



大気中へのCs-137の放出量は、判断基準(100TBq)を下回ることを確認

代替循環冷却系を使用する場合は、使用できない場合に比べて放出量を半分以下に抑制可能

#### 【Csの放出経路のイメージ】



S/Cベントの場合、サプレッション・プール水中を通過した気体が排出されるため、水中で放射性物質が多く捕集され、D/Wベントに比べて放出量が少なくなる。S/Cベントを優先的に実施

#### 【評価結果】

評価事象	Cs-137放出量	ベント開始時間
【ケース1】静的負荷 (代替循環冷却系を使用する場合)	約7.5TBq <sup>1</sup> (放出ルート: +)	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 <sup>1</sup> (放出ルート: +)	事象発生 約19時間後
	D/Wベント時: 約17TBq <sup>1</sup> (放出ルート: +)	
【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 <sup>1</sup> (放出ルート: +)	事象発生 約53日後
【参考】 福島第一原子力発電所の事故時 <sup>2</sup>	約1.5 × 10 <sup>4</sup> 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。

放出ルートについてはベント開始時点から、放出ルートについては事象発生時点からの放出量を評価。

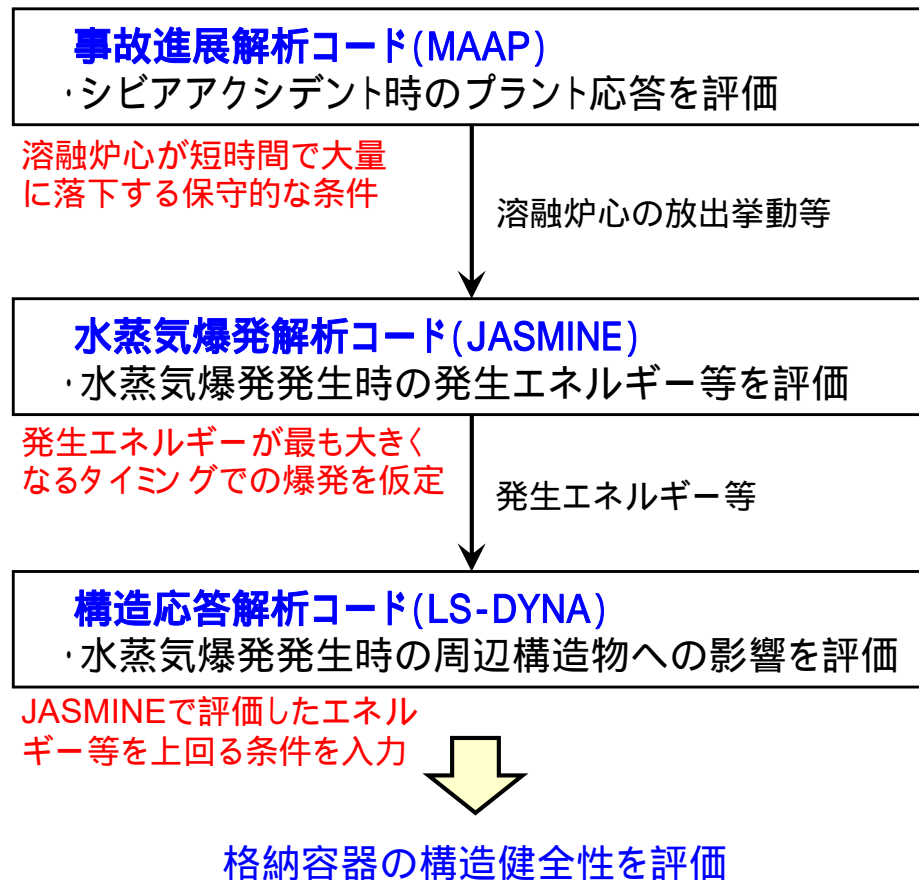
2 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書-東京電力福島原子力発電所の事故について-」(平成23年6月原子力災害対策本部)

【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)

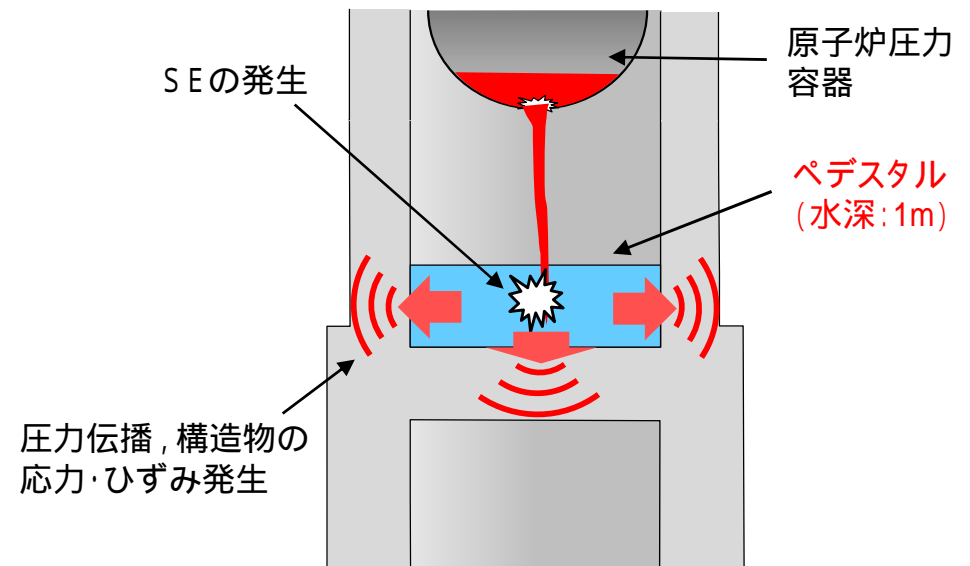
## 6. 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響評価(1 / 2)

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】



### 【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	原子炉压力容器 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

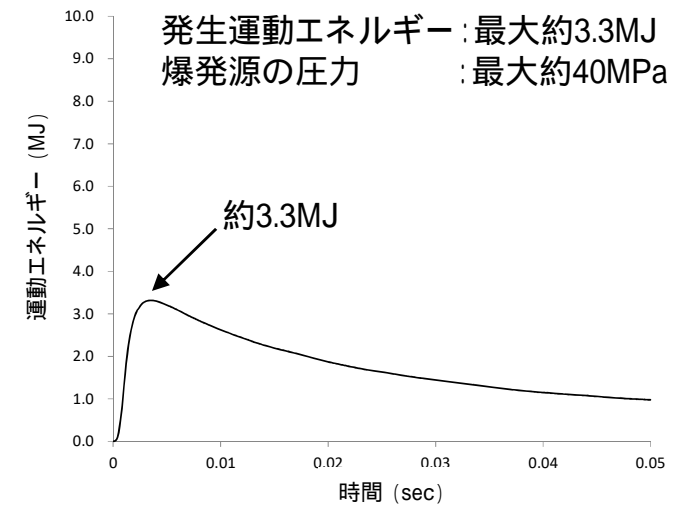
## 【評価結果】

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 <sup>2</sup>	約0.93N / mm <sup>2</sup>	
	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 <sup>2</sup>	約3.7N / mm <sup>2</sup>	
	引張ひずみ	5,000 μ	約364 μ	

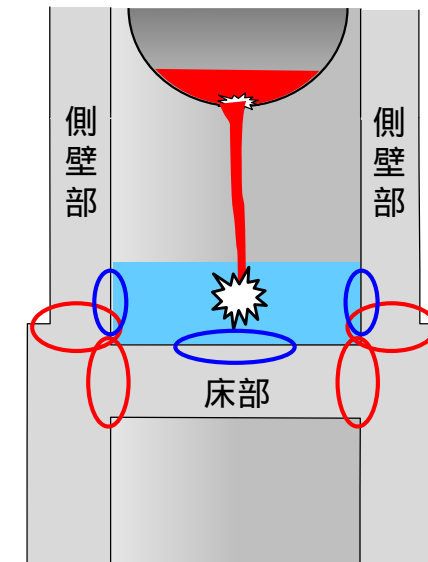
日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」等を基に設定

## 【JASMINE評価結果】

発生運動エネルギー：最大約3.3MJ  
爆発源の圧力：最大約40MPa



## 【LS-DYNA評価部位】



○: 圧縮ひずみ, ○: 面外せん断  
変位は構造全体, 引張ひずみは鉄筋  
全体を確認

想定される事故シーケンスに対して**炉心損傷や格納容器破損等を防止するため**、既存の設備や重大事故等対処設備等を用いて対応操作を行えるよう**手順を整備**

確率論的リスク評価の手法等を用いて、考慮すべき**事故シーケンスを網羅的に抽出し**、**事象進展の早さや必要な設備容量の大きさ等に着目し**、事故シーケンスグループを代表する事故シーケンスを選定

選定した事故シーケンスに対して、新たな設備・手順等の安全対策の有効性を評価し、**炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを確認**

上記の対策に**必要な資源や要員が確保されていること**、対応要員による**操作が想定する時間内で可能であることを確認**

炉心損傷を防止できないことを前提とした場合でも、格納容器内の冷却状態を維持し、大気中への**Cs-137の放出量は判断基準(100TBq)を下回ることを確認**



新たな安全対策が重大事故等の対策として有効であり、  
周辺環境・公衆への影響を抑制できることを確認

(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	64
2 . 有効性評価における事故シーケンスと手順の関連	77
3 . 初動対応に当たる要員の配置	79
4 . 災害対策要員の非常招集	83
5 . 有効性評価における判断基準	88
6 . 事故シーケンスの選定結果	89
7 . 有効性評価の概要	93
8 . 原子炉圧力容器の破損判断	102
9 . ペDESTALにおける設備対策	103
10 . 大気中へのCs-137放出量評価の内訳	105
11 . 有効性評価 LOCA時注水機能喪失	106
12 . サプレッション・プール水pH制御装置	110
13 . 同一設備を用いた複数箇所への注水	111

## 補足説明資料 目次

14 . 接続口の位置と可搬型設備により供給できる手段	113
15 . アクセス性の成立性	114
16 . 全電源喪失時の原子炉隔離時冷却系(RCIC)の操作等	126
17 . 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性	130
18 . 使用済燃料プールの重大事故等対策の有効性評価の保守性及び 対策の冗長性	133

# 1. 手順の構成 (1 / 9)



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> <p>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</p> <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> <p>ほう酸水注入による未臨界への移行</p>	<p>・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(代替再循環ポンプリップ機能) ・ほう酸水注入ポンプ 等</p>
<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> <p>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</p> <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> <p>原子炉水位の監視及び制御</p> <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> <p>ほう酸水注入系による注水</p>	<p>・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</p>



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                      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</p> <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                      原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</p> <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                      原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧</p>	<p>・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</p>
<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                      低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <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                      低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却</p>	<p>・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</p>

# 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	<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                      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</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系海水系ポンプ</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・耐圧強化ベント系隔離弁</li> <li>・緊急用海水ポンプ 等</li> </ul>
6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	<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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系海水系ポンプ</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>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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系海水系ポンプ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・耐圧強化ベント系隔離弁</li> <li>・可搬型窒素供給装置</li> <li>・不活性ガス系 等</li> </ul>
<p>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</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</p> <p>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</p>	<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>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・ほう酸水注入ポンプ</li> <li>・格納容器下部注水系</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 等</li> </ul>

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                      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</p>	<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                      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</p>	<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>1.1 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                      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</p> <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                      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</p>	<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>1.2 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                      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</p> <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                      泡消火による消火</p>	<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>

# 1. 手順の構成 (7 / 9)



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</p>	<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                      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</p> <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                      燃料給油設備による給油</p>	<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
15 事故時の計装に関する手順等	<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、 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</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主要パラメータの他のチャンネルの重要計器</li> <li>・重要代替計器</li> <li>・可搬型計測器</li> <li>・常用代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> <li>・所内常設直流電源設備</li> <li>・常用代替直流電源設備</li> <li>・可搬型代替直流電源設備 等</li> </ul>
16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	<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 汚染の持ち込み防止</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室</li> <li>・中央制御室待避室</li> <li>・中央制御室待避室 空気ポンプユニット</li> <li>・中央制御室換気系</li> <li>・可搬型照明</li> <li>・データ表示装置</li> <li>・衛星電話設備 等</li> </ul>

# 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                      発電所の風向、風速その他の気象条件の測定及び記録</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリング・ポスト</li> <li>・放射能観測車</li> <li>・気象観測装置 等</li> </ul>
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                      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</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所</li> <li>・緊急時対策所非常用フィルタ装置</li> <li>・緊急時対策所非常用送風機</li> <li>・緊急時対策所加圧設備</li> <li>・衛星電話設備(固定型, 携帯型)</li> <li>・緊急時対策所用発電機 等</li> </ul>
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),                      発電所外(社内外)との通信連絡設備(発電所外)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(固定型, 携帯型)</li> <li>・携行型有線通話装置</li> <li>・無線連絡設備(携帯型)</li> <li>・安全パラメータ表示システム(SPDS)</li> <li>・統合原子力防災ネットワークに接続する通信設備 等</li> </ul>

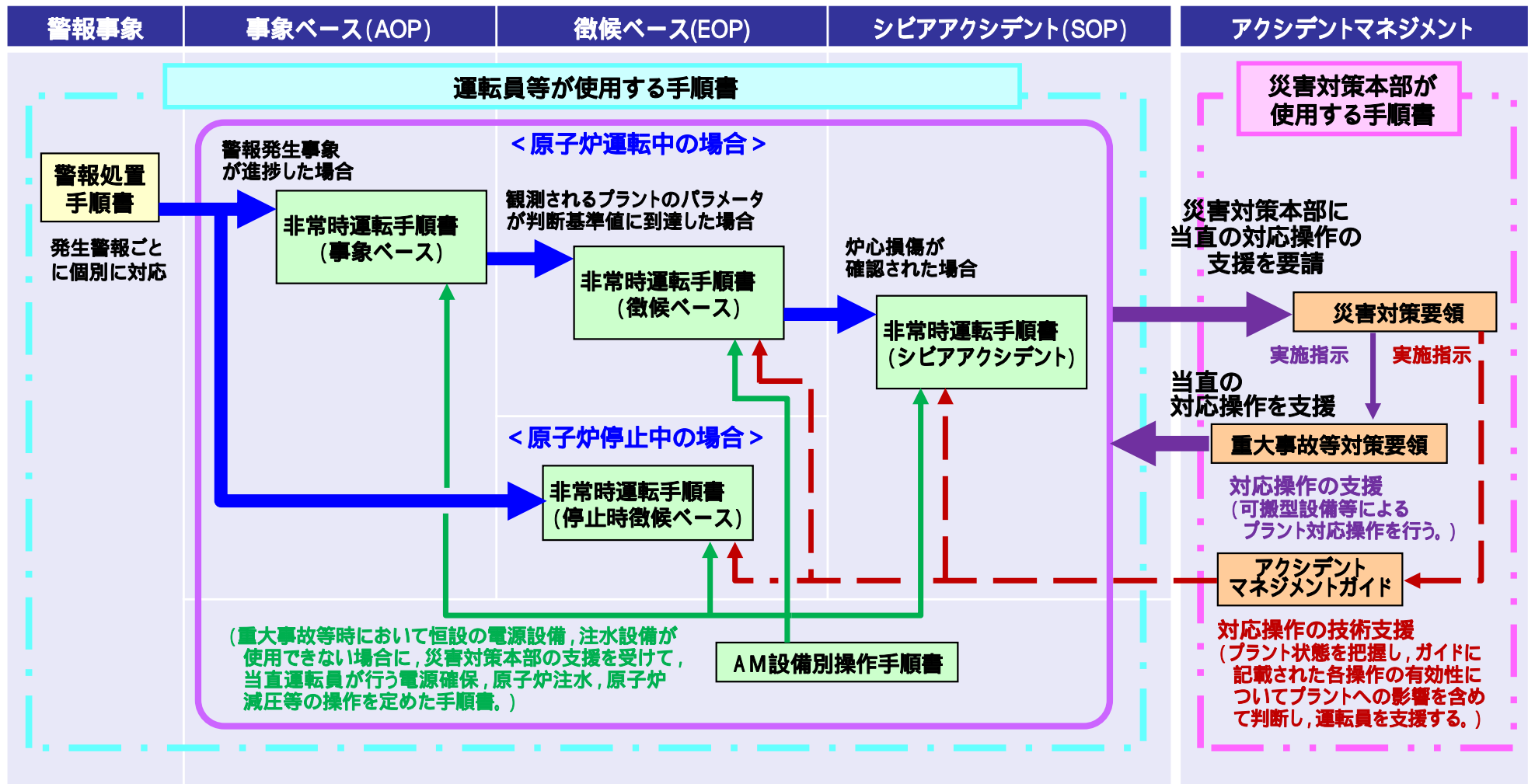


# <別紙1> 手順書の体系と概要(1/3)



- ▶ 設計基準を超えた事象の対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準を元に手順書を移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。
- 重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

## 【手順書機能体系の概要図】

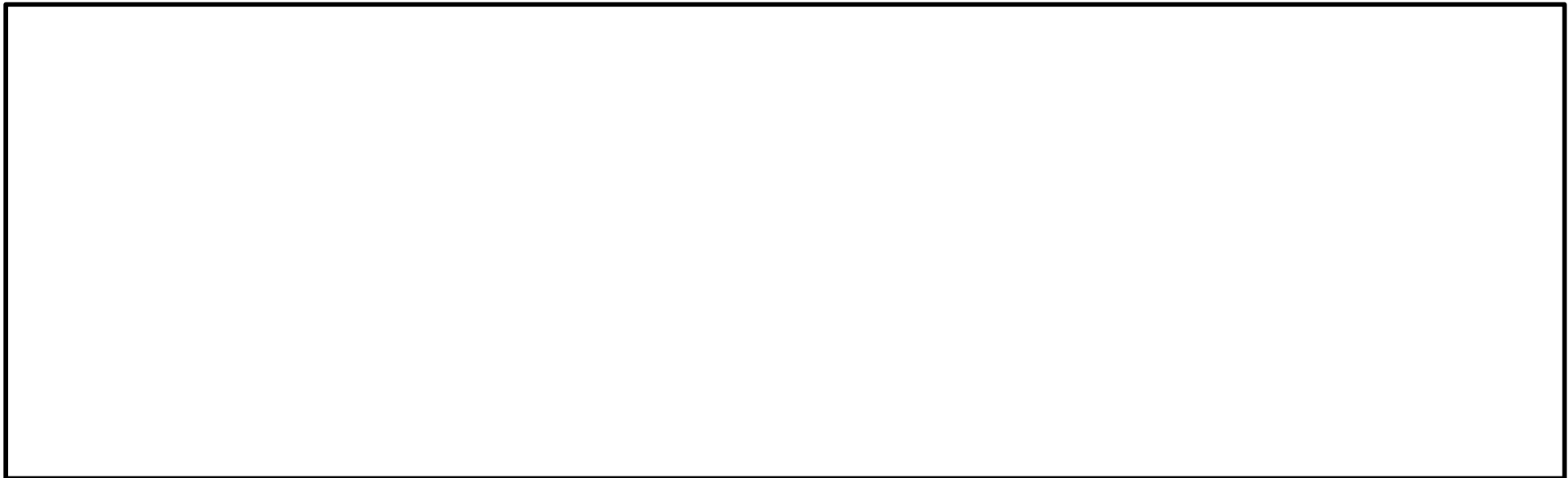


# <別紙1> 手順書の体系と概要(2/3)



## 【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	【警報処置手順書】 中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 非常時運転手順書（徴候ベース） 事故の起因事象を問わず、事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。 非常時運転手順書（停止時徴候ベース） 原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。	【非常時運転手順書】 徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。



	AM設備別操作手順書
手 順 書	<p>重大事故等時において恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。</p> <p>AM設備別操作手順書では、 電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プ-ル注水、使用済燃料プ-ル冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。</p>

# <別紙1> 手順書の体系と概要(3 / 3)



## 【災害対策本部が使用する要領の概要】

	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	重大事故,大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に,緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。	自然現象や大規模損壊等により,多数の恒設の電源設備,注水設備等が使用できない場合に,当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため,可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。	プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の,炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断,選択するための情報を定めたガイドで,技術支援組織が使用する。

## 【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)	
時系列	設備の故障警報 状態異常の警報等	外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV,154kV)) 原子炉スクラム 非常用ディーゼル発電機 自動起動	全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ) 原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水,原子炉水位維持 残留熱除去系の停止に伴う 格納容器圧力等の上昇	原子炉の水位が低下し,原子炉水位が 燃料有効長頂部に到達 炉心損傷の有無を判定 炉心損傷を判定した場合は, シビアアクシデントに移行	
手順書	運転員	警報処置手順書 発生警報ごとに個別に対応	非常時運転手順書 (事象ベース) 外部電源喪失に伴う 原子炉スクラム操作	非常時運転手順書 (徴候ベース) 徴候ベースでの対応操作 ・原子炉水位維持 ・格納容器圧力制御 等	非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 損傷炉心への注水 等
		AM設備別操作手順書			
	災害対策本部	恒設設備の喪失に伴う,可搬型設備を用いた代替注水,格納容器の除熱,代替電源の確保等の対応の実施			
		災害対策要領 所長を本部長とした災害対策本部の構築し,重大事故等への対応を実施する体制		重大事故等対策要領 恒設設備の喪失に伴う,可搬型設備を用いた代替注水,格納容器の除熱,代替電源の確保等の対応の実施	
		アクシデントマネジメントガイド 災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する。			

## < 別紙 2 > 手順書の作成にあたって考慮する事項



### ➤ 手順書の作成にあたっては運転操作ミス(誤操作)の防止に配慮して整備を行う

- 手順書の整備にあたっては、従来より運転操作ミス(誤操作)の防止に取り組んでいる。
- 重大事故等発生時における対処に係る運転操作は、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、手順書の作成にあたっては以下の事項を考慮する。

	手順書の作成にあたって考慮する事項
ヒューマンエラー防止 のための対策	設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
	適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。
	事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの種類に分けられる場合には、別の手順書に移行する <u>判断基準を明確にし、手順書間の関係を明確にする。</u>
	運転員が操作する際には、操作指示者が確認した上で了解し、実施する。また、必要なステップ毎に適切な職位がダブルチェックする。
重大事故等時における 手順書に考慮する事項	炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等(ほう酸注入、海水注入、格納容器ベント)の <u>判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。</u>
	重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

## 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	熱を輸送するための手順等 最終ヒートシンクへ	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	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	居住性等に関する手順等	緊急時対策所	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)

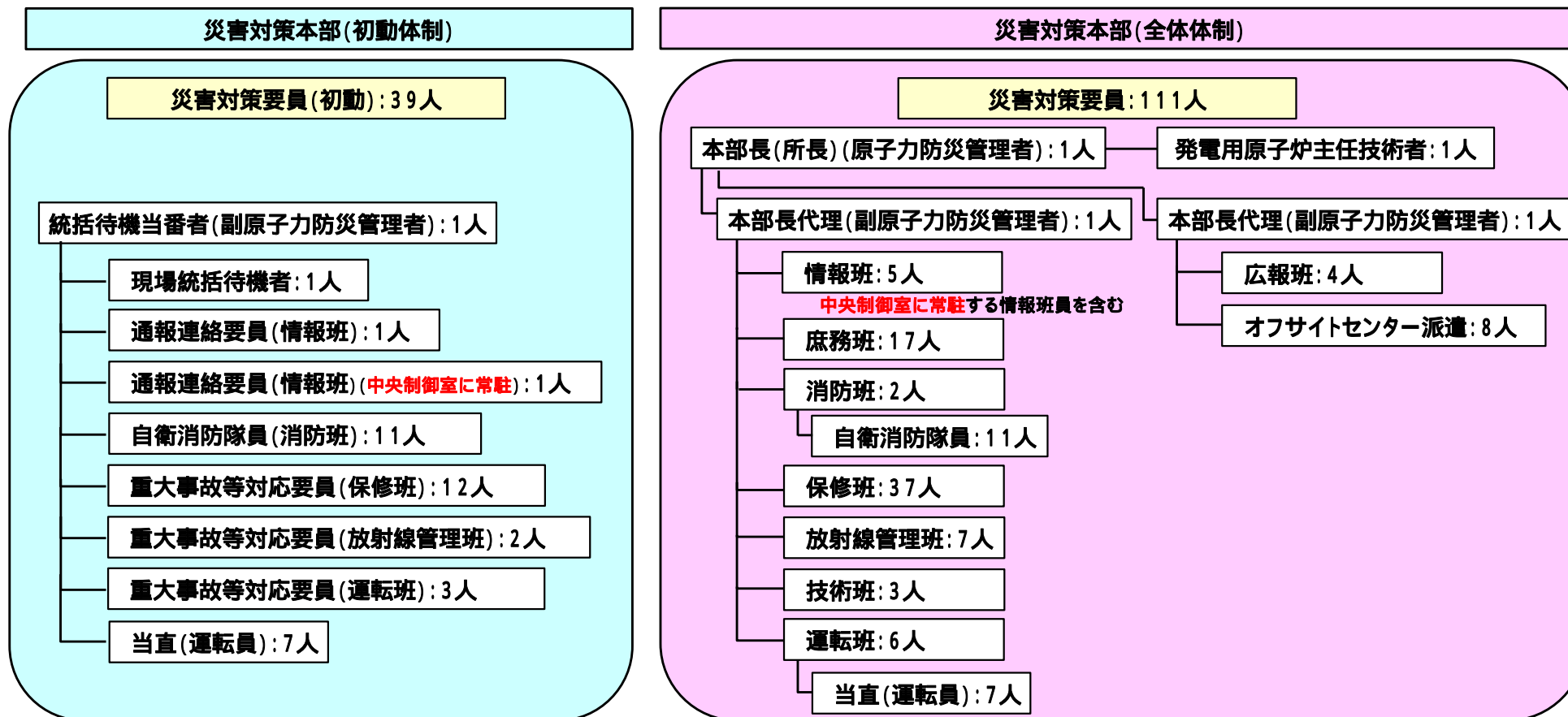


		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	
事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス																			
		緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	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	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	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）						●	●	●	●				●	●	●	●				
	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）						●	●	●	●				●	●	●	●				
	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		▲(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
炉心損傷防止		▲(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		(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		(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
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。

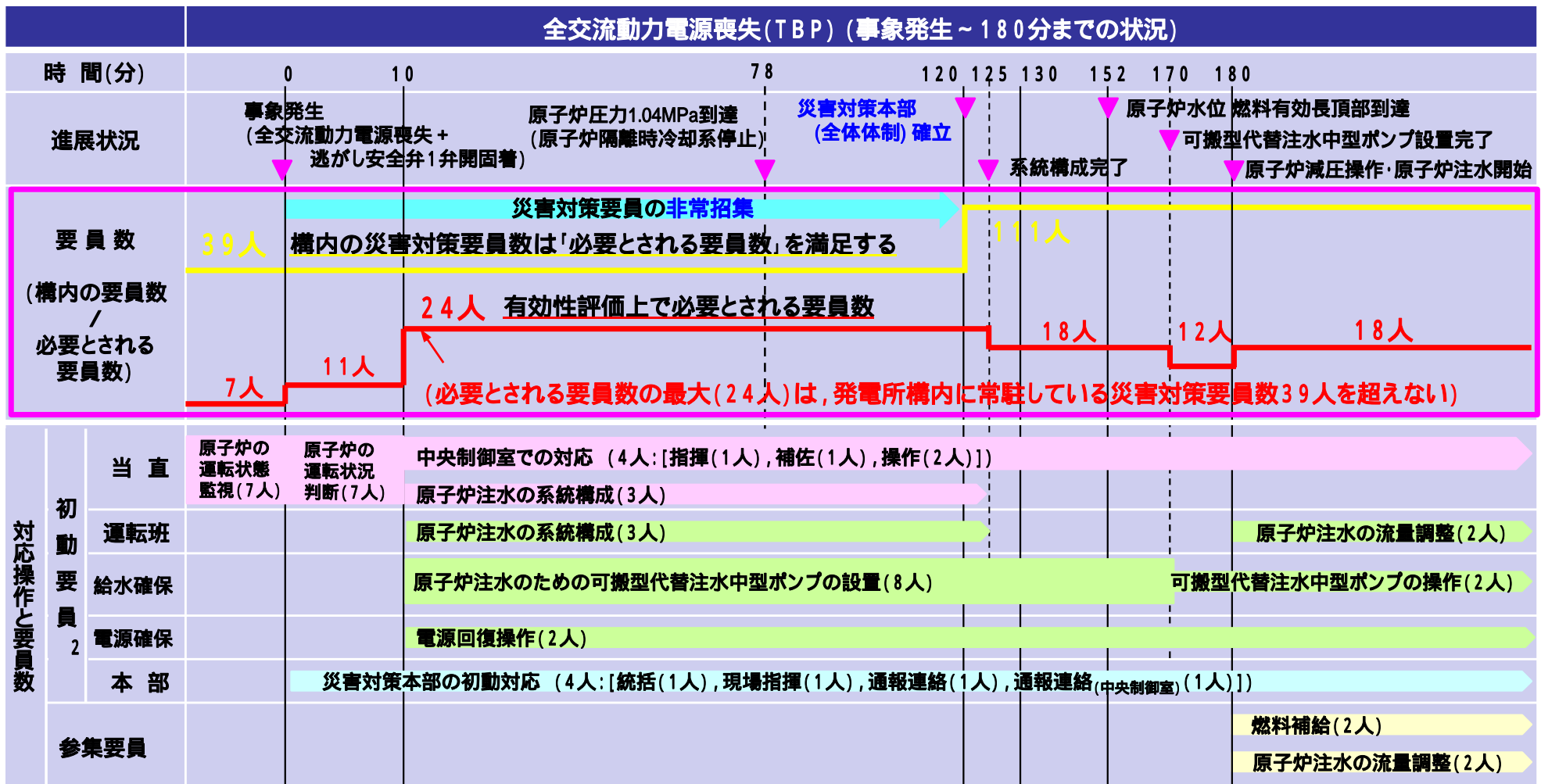
- 初動体制の要員(39人)で、**がれき撤去や消火活動等が必要となる場合でも対応可能**
- 発電所構外より参集する災害対策要員に期待する操作は、最も早いものでも事象発生3時間後以降(給油対応)
- 非常招集から2時間以内に災害対策要員が参集するため、給油対応(早くて事象発生3時間後以降)を行う要員は確保可能



### 3. 初動対応に当たる要員の配置 (3 / 4)



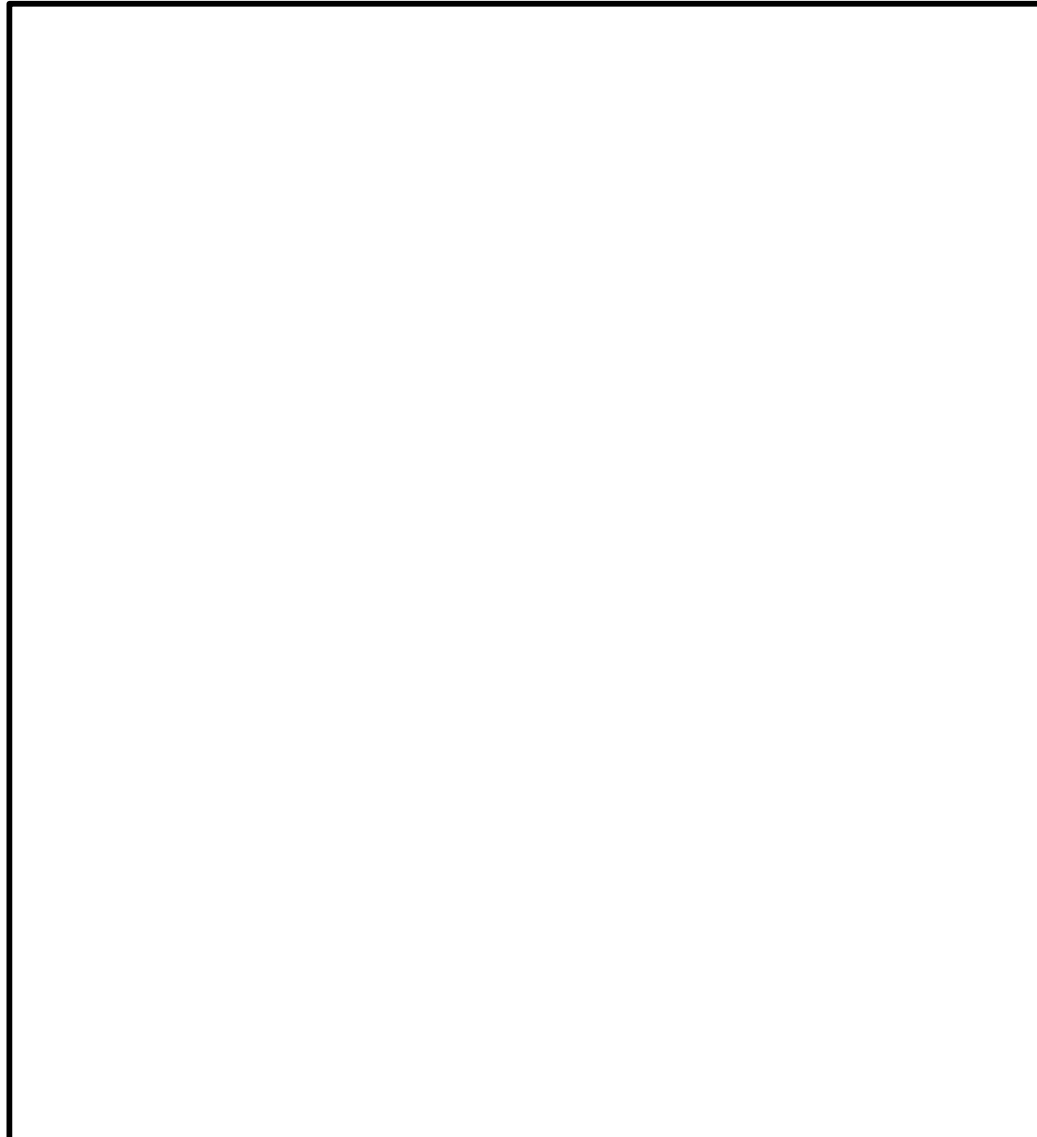
- 有効性評価 (全交流電源喪失(TBP 1)) の事故シーケンスで評価した事故収束に係る対応と必要な要員数は以下のとおり。事象発生3時間後までに初動体制の要員(39人)のみで可搬型ポンプによる原子炉注水を開始できることを確認  
1 TBP: 全交流動力電源喪失 + 逃がし安全弁1弁閉固着
- 参集する要員は、非常招集後2時間以内に参集できる体制としている。万が一、参集できない不測の事態の場合には、対応操作の優先順位を判断し、必要な操作に初動体制の要員を充てて対応を行う。



2 この他にも初動体制の要員が構内には常駐していることから、状況に応じて、必要な対応操作を行えるよう、あらかじめ要員に力量を付与させ、多能化する。

### 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 (2 / 5)

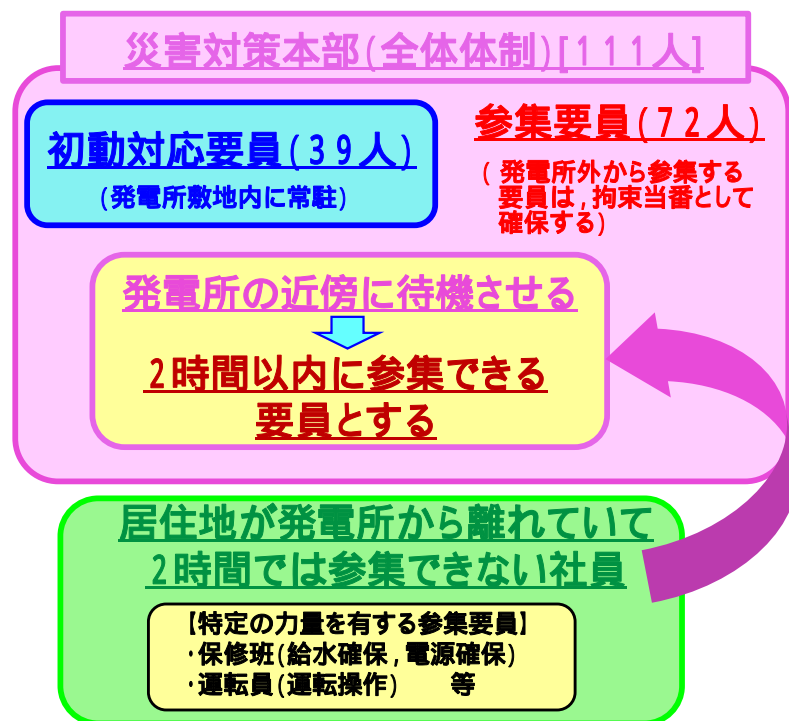
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
- 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



## 4. 災害対策要員の非常招集 (3 / 5)

- 発電所に参集する要員のうち、一部の要員については、発電所の近傍にあらかじめ待機させることにより、参集の確からしさを向上させることから、事故対応を継続して遂行できる
- 発電所外から参集する災害対策本部の要員は、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても、**拘束当番として72名を確保**する。
- 確保する拘束当番者の選定にあたっては、対象者の居住場所を考慮する。
- 他操作との流動性が少ない**特定の力量を有する参集要員**(重大事故等対応要員のうち電源確保及び給水確保の要員、運転操作の要員)については、**参集の確実さを向上させるために、あらかじめ発電所近傍(第三滝坂寮など)に待機させ、2時間以内に72名が参集できる運用とする。**
- 保修班等において作業に必要な有資格者(大型車両及びクレーンなどの免状取得者)を配置する。
- 発電所員として約400名が所属しているが、事故対応が長期に及んだ場合には、**社内において交代要員等を確保**し、継続的に収束対応に当たれる体制を整備する。

2022年12月時点



(移動速度: 4km/h)

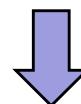
参集ルート	距離(m)	所要時間
主要参集ルート	3,180m	47分28秒
主要参集ルート	3,630m	54分11秒
迂回参集ルート	3,150m	47分01秒
迂回参集ルート	2,980m	44秒23分
迂回参集ルート	3,215m	47分59秒
迂回参集ルート	3,230m	48分13秒

発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

## 4. 災害対策要員の非常招集 (4 / 5)

- 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
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

- 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

## 4. 災害対策要員の非常招集 (5 / 5)

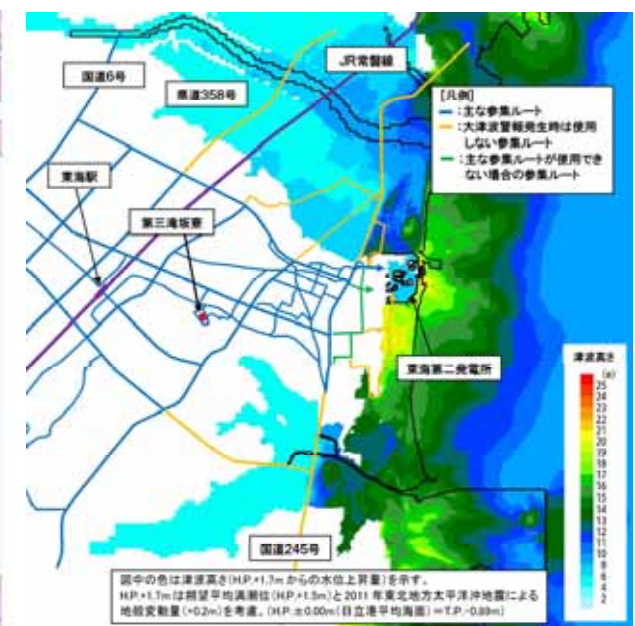
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、地震及び津波の影響を考慮して設定
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能
- 参集ルートは、津波による浸水を受けない高所を通行するルートを主な参集ルートとして設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



主要な参集ルート



茨城県(東海村)の津波浸水想定図



敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

## 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 1,200</li> <li>・燃料被覆管の酸化量 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 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 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 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(蓄電池枯渇後RCIC停止)	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(HPCS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】 格納容器圧力逃がし装置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

### ●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 手動減圧
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

## ● 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)

## 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) 燃料被覆管温度( 1,200 ) 格納容器圧力( <0.62MPa[gage] ) 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	338 0.31MPa[gage] 143
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)	711 0.04MPa[gage] 90

( 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)



事故シークエンスグループ	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) 燃料被覆管温度 (< 1,200 ) 格納容器圧力 (< 0.62MPa[gage]) 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 低圧代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁(手動減圧) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 所内常設直流電源設備(増容量)	初期値(約309 )以下 0.28MPa[gage] 141
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	高圧代替注水系 低圧代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁(手動減圧) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) 残留熱除去系 / 残留熱除去系海水系 常設代替高圧電源装置 常設代替直流電源設備	初期値(約309 )以下 0.28MPa[gage] 141

## 7. 有効性評価の概要 (炉心損傷防止対策 3 / 5)



事故シークエンスグループ	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) 燃料被覆管温度 (< 1,200 ) 格納容器圧力 (< 0.62MPa[gage]) 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>	746  0.28MPa[gage]  141
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) <u>残留熱除去系 / 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>	初期値(約309 )以下  0.28MPa[gage]  141

## 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) 燃料被覆管温度 (< 1,200 ) 格納容器圧力 (< 0.62MPa[gage]) 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 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	初期値(約309 )以下 0.31MPa[gage] 143
原子炉停止機能喪失 ( 1)	原子炉スクラム	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 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	872 0.20MPa[gage] 115

( 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) 燃料被覆管温度 (< 1,200 ) 格納容器圧力 (< 0.62MPa[gage]) 格納容器雰囲気温度 (< 200 )
LOCA時注水機能喪失	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 自動減圧系	<u>低压代替注水系(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	616 0.31MPa[gage] 143
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 低压代替注水系(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	初期値(約309 )以下 設計基準事故の範囲 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) 格納容器圧力 (< 0.62MPa[gage]) 格納容器温度 (< 200 ) Cs-137放出量 (< 100TBq) 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>低压代替注水系(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 代替循環冷却系 <u>可搬型窒素供給装置</u> <u>フィルタベント設備</u>	0.31MPa[gage] 139 (壁面温度) 7.5TBq(7日間) 4.0vol%
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>低压代替注水系(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>	0.47MPa[gage] 157 (壁面温度) 16TBq(7日間) 2.6vol%

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) 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]) 格納容器内酸素濃度(< 5vol%) 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>	0.47MPa[gage]  151 (雰囲気温度)  0.032TBq(7日間)  0.3MPa[gage]  4.0vol%  0cm

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



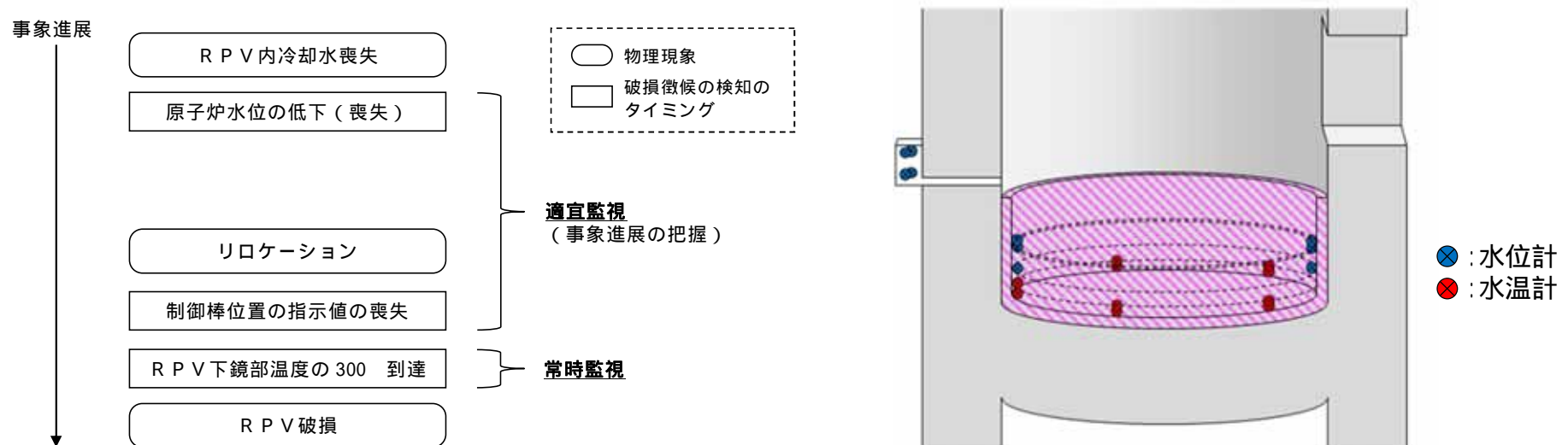
➤ 事故シーケンスグループ毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

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) 燃料有効長頂部の冠水 放射線の遮蔽が維持される水位の確保 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>	燃料有効長頂部から約4.2m上 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) 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>	通常運転水位を維持 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) 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>	燃料有効長頂部から約15m上 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2.6m上) 確保可
反応度の誤投入	-	<u>原子炉緊急停止系</u>	, 通常運転水位を維持 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



## 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)】

コリウムシールド設置

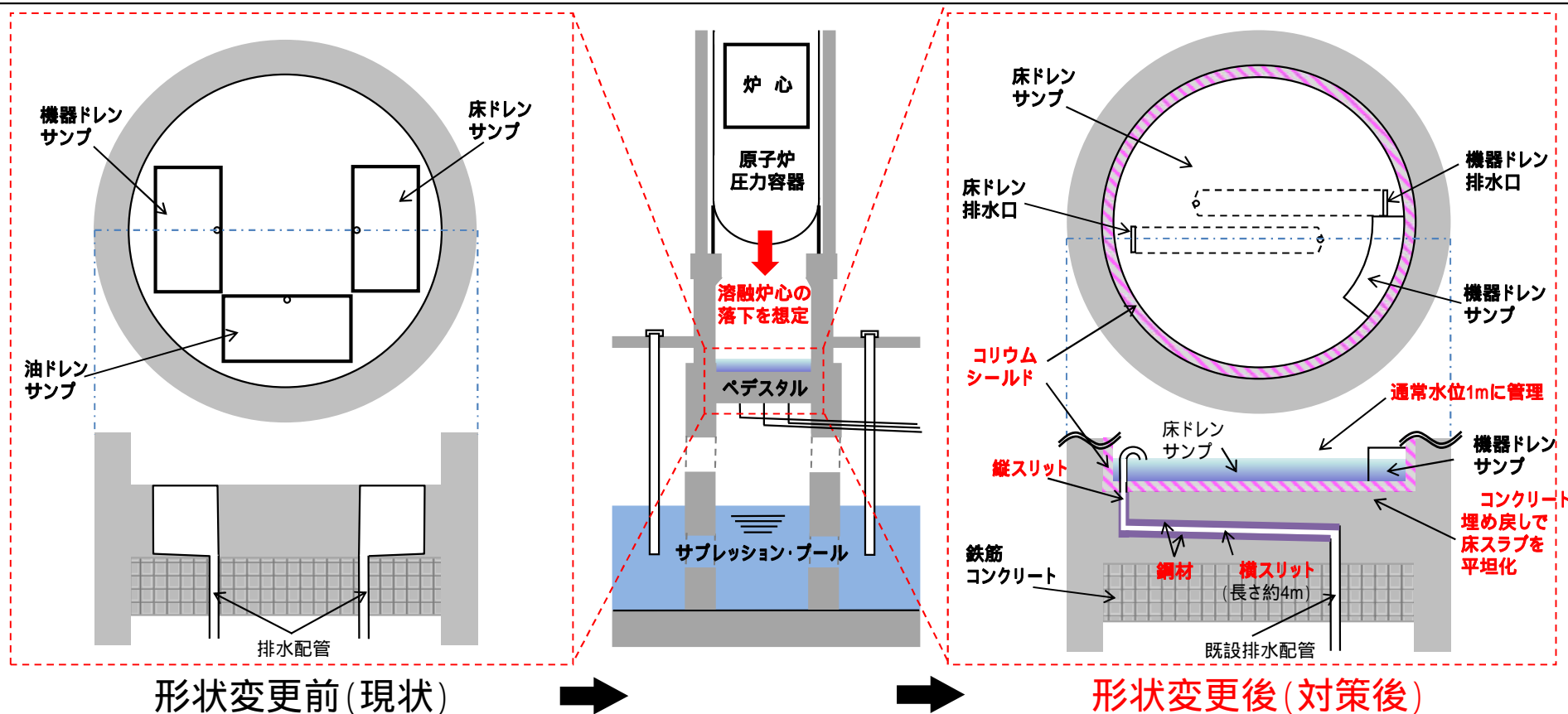
溶融炉心によるペDESTAL床侵食防止のため、耐侵食性に優れたジルコニア( $ZrO_2$ )製コリウムシールドを設置

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

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。



## 9. ペDESTALにおける設備対策(2 / 2)

### 【水蒸気爆発影響抑制のためのペDESTAL水位管理対策】

#### 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

#### 異物防止柵の設置、スワンネックの多重化

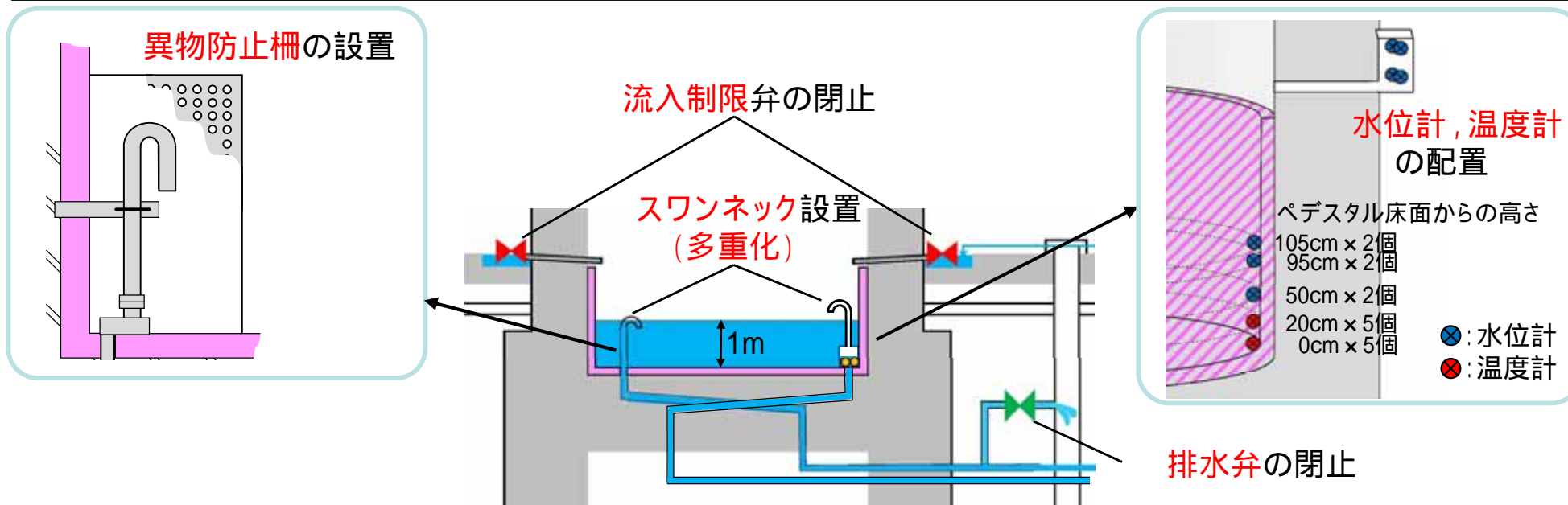
スワンネック周囲に**異物防止柵**を設置するとともに、**スワンネックを多重化**し、排水機能の信頼性を向上

#### 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**

#### 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 又は )	原子炉建屋への漏えい (放出ルート )	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1TBq	約17TBq	
【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

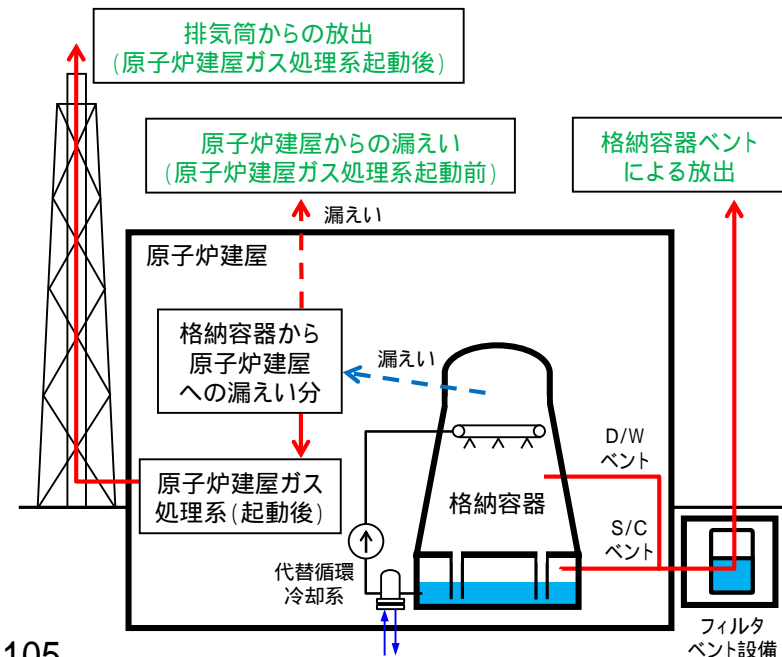
放出量の増加が極めて小さくなるまでの期間として、事象発生時点から**100日間の放出量**を評価。

放出ルートについてはベント開始時点から、放出ルート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)



# 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。

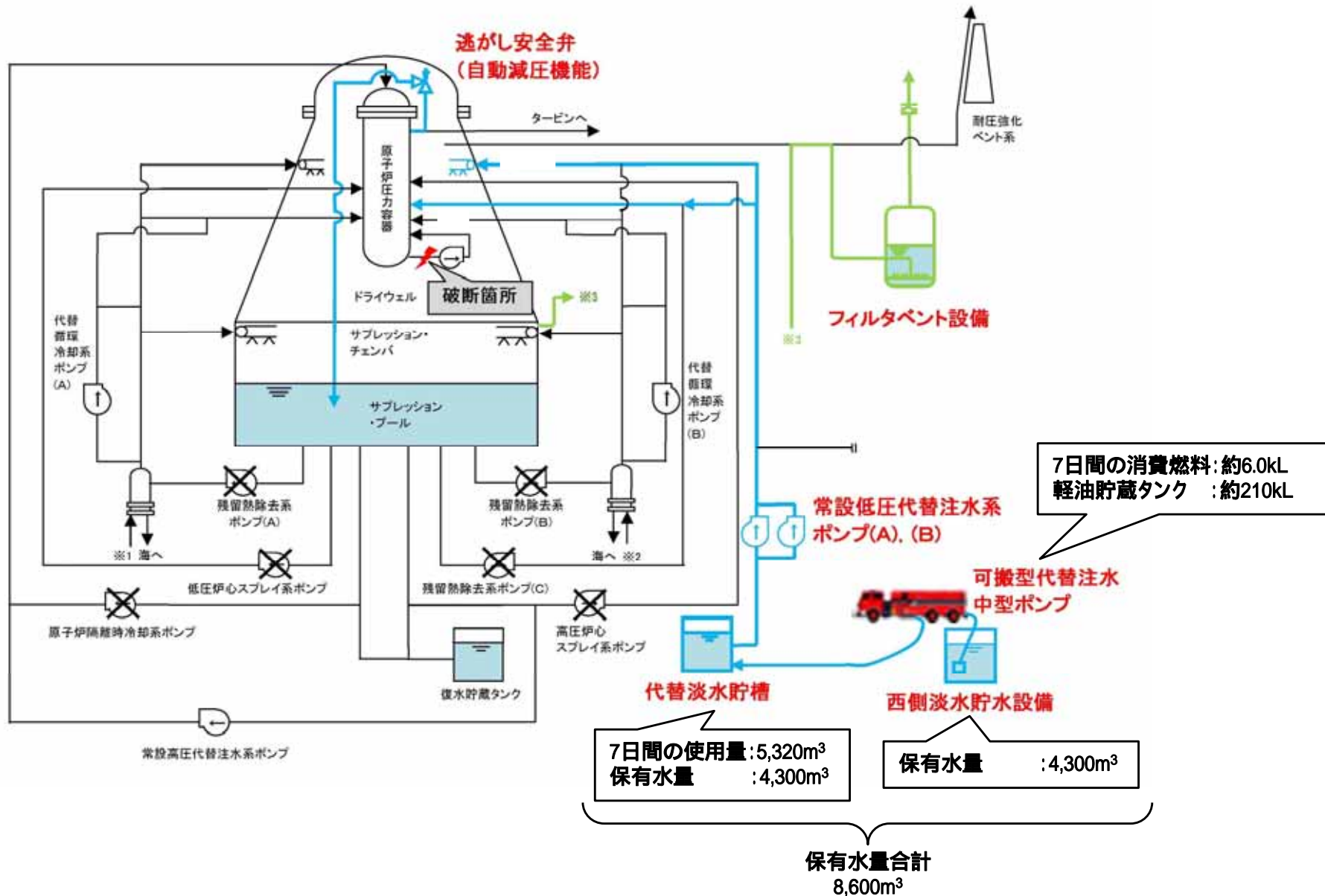
従来の対策における事象進展	新たな対策を考慮した事象進展	備考
<p>中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>中小破断LOCA, ECCS等喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>逃がし安全弁による原子炉減圧及び<b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による原子炉注水 (事象発生から約25分)</p> <p>↓</p> <p><b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>による格納容器スプレイ(事象発生から約16時間)</p> <p>↓</p> <p><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><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 <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(2 / 4)



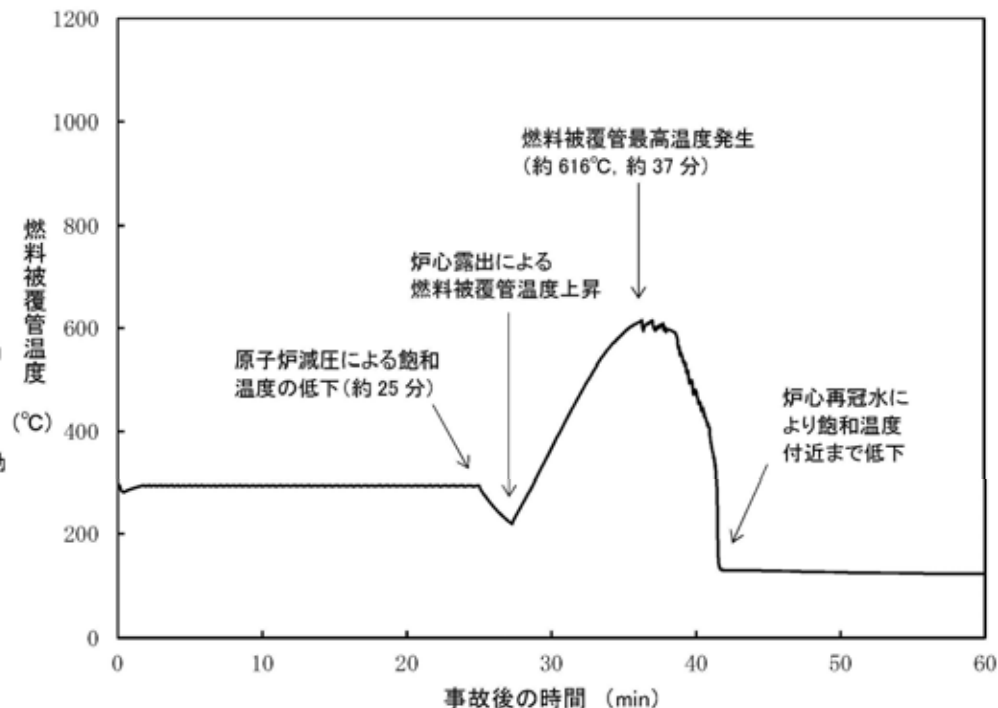
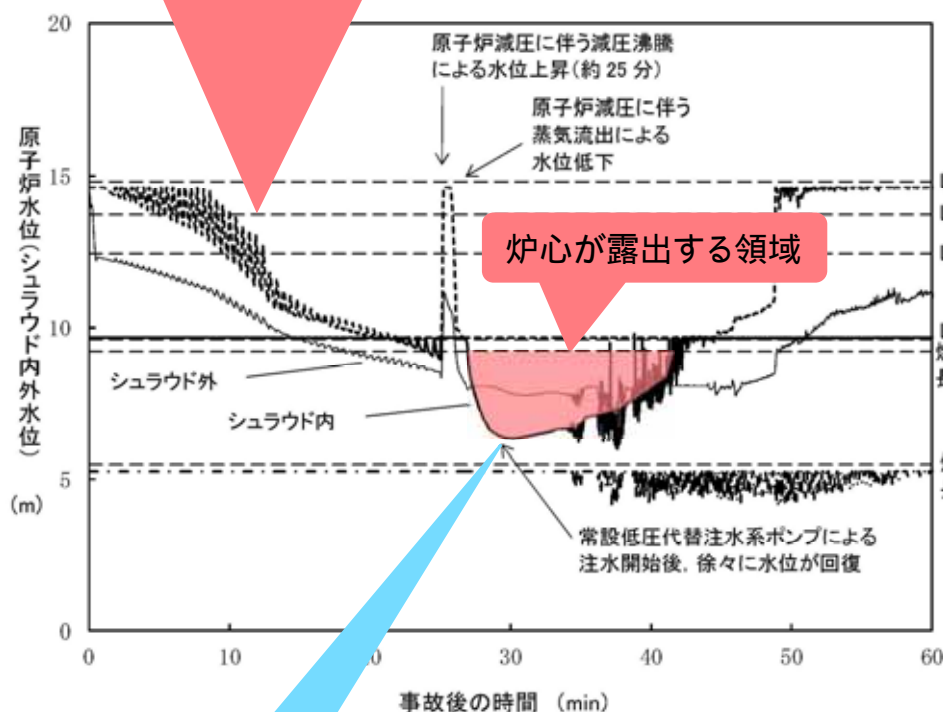
概略系統図



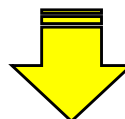
# 11. 有効性評価 LOCA時注水機能喪失(3 / 4)



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( )



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( )



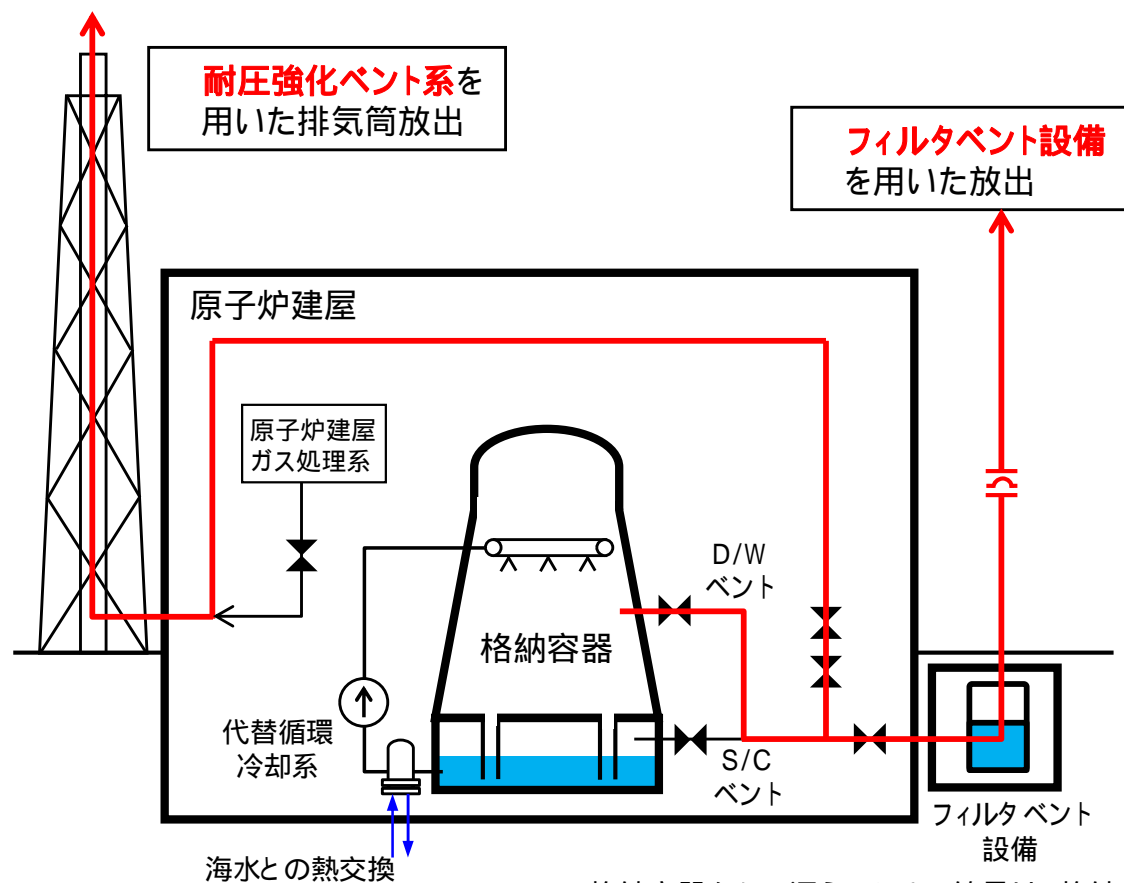
## 評価結果

燃料被覆管温度は約**616** (初期値:約309 )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: + )
耐圧強化ベント系	約0.62mSv (放出ルート: + )

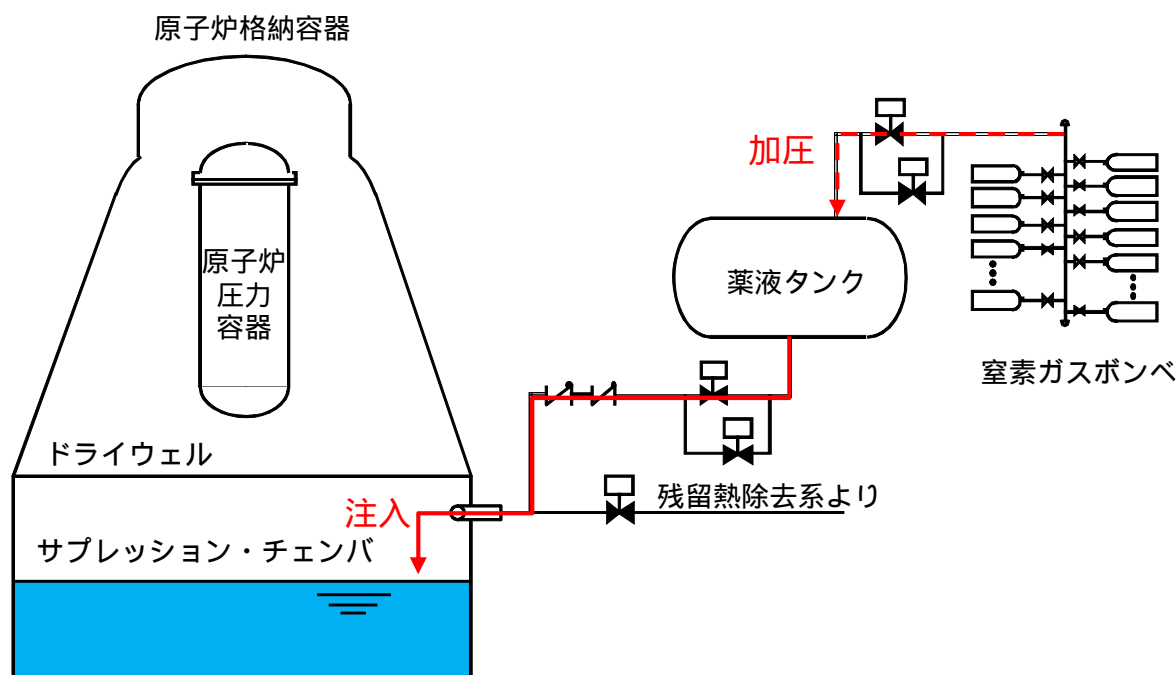
フィルタベント設備は放射性物質の除染機能をもつため、耐圧強化ベント系よりも優先的に使用

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いたため、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



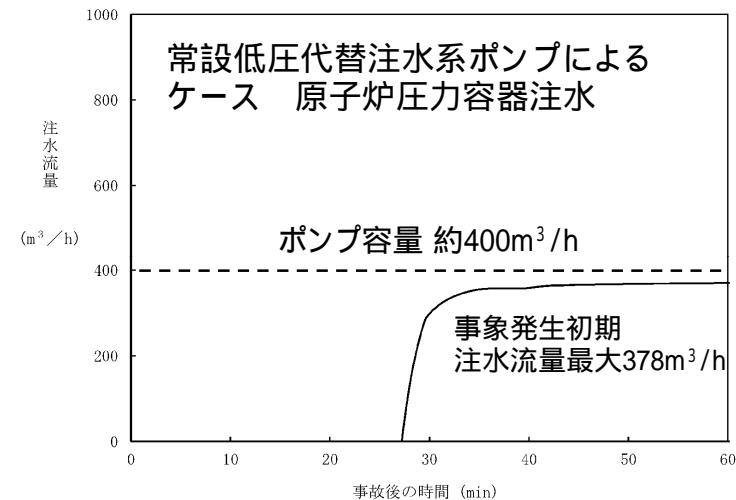
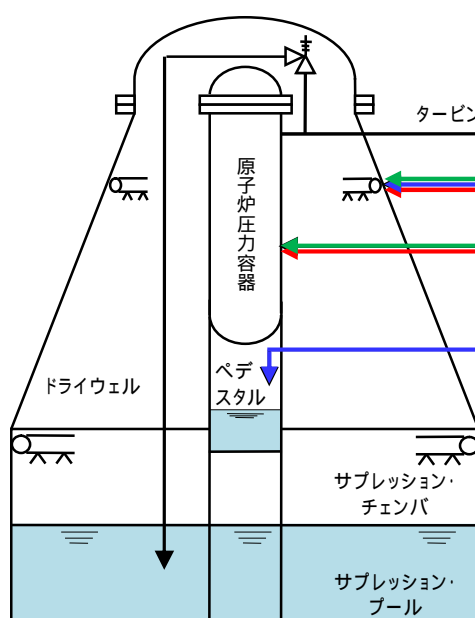
格納容器からの漏えい時やフィルタベント設備使用時における**放射性よう素の放出量を低減**

# 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

ケース	原子炉 圧力容器	原子炉 格納容器	ペデス タル	使用済 燃料プール	備考
	378m <sup>3</sup> /h	-	-	-	事象発生初期の注水段階の流量(最大378m <sup>3</sup> /h)
	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)
	-	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, ペデスタルの溶融炉心冷却(合計380m <sup>3</sup> /h)
	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容量:  
約400m<sup>3</sup>/h(約200m<sup>3</sup>/h×2台)

手順・有効性-111

常設低圧代替注水系  
ポンプ(A), (B)

代替淡水貯槽

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)

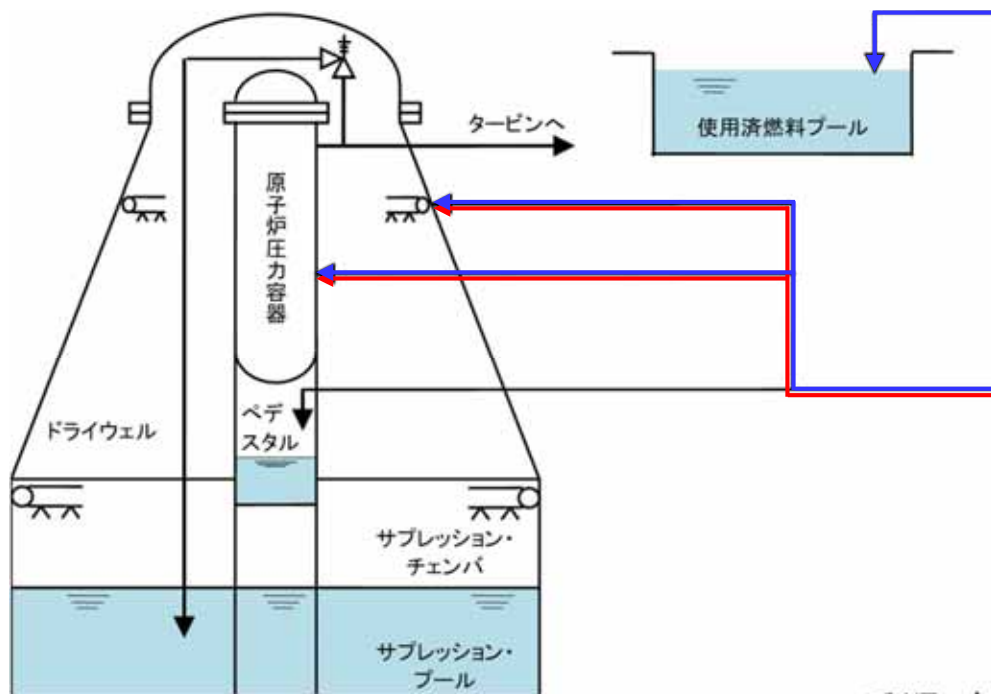
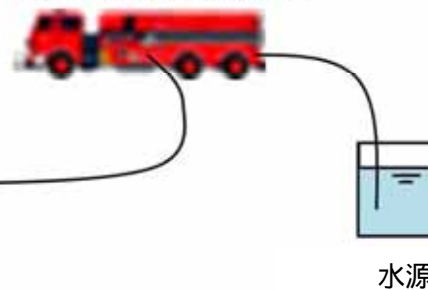
## 有効性評価における可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプを用いた同時注水ケース

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
	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)
	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

可搬型代替注水  
 中型ポンプ 又は 大型ポンプ





# 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。

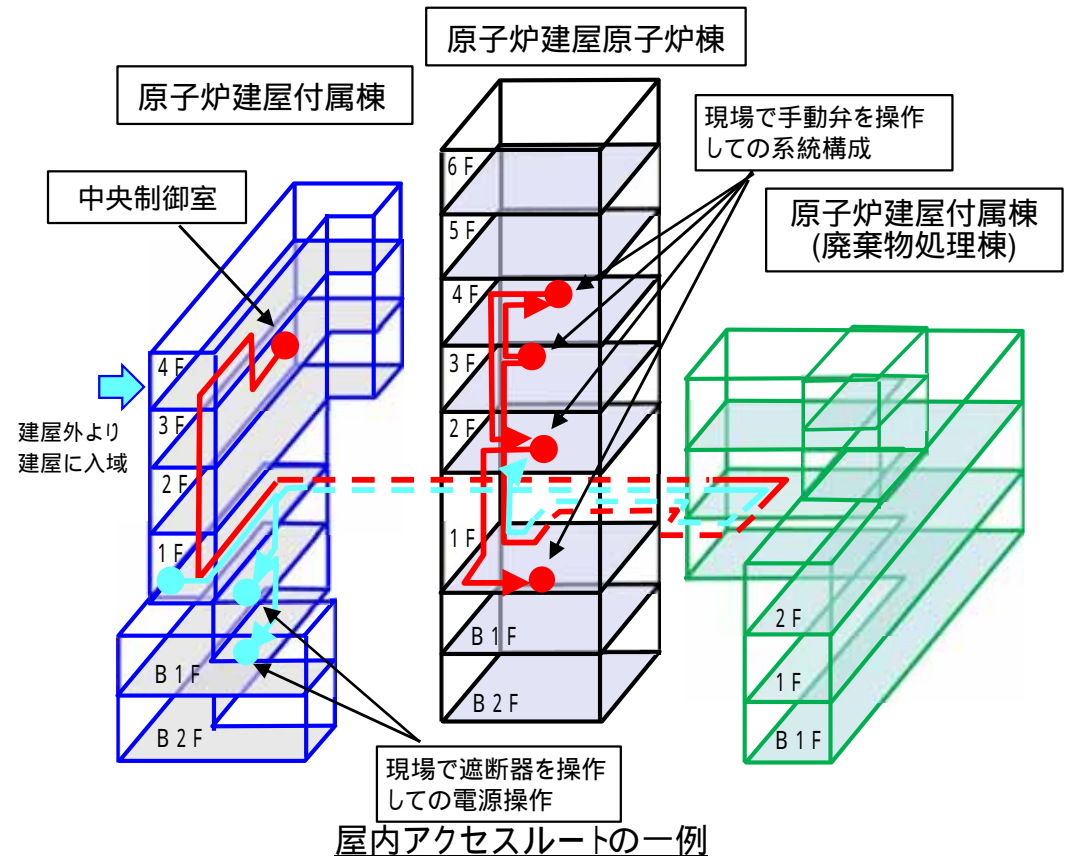
敷地遡上津波時等に使用する場合、敷地浸水が排水後、ホイールローダにより障害物を除去し、接続口にアクセスする。(高所接続口を優先的に使用するため事故対応上支障はない)

➤ 屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他の自然現象による影響又は人為事象による影響を考慮し、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に、各設備の操作場所までのアクセスルートを複数設定する。

- 屋内での各階層におけるアクセスルートを選定する場合、地震随伴火災のおそれがある油内包機器又は水素内包機器、地震随伴内部溢水を考慮しても移動可能なアクセスルートをあらかじめ設定する。
- 建屋屋上にアクセスする際は、地震津波以外の自然現象を考慮し、気象状況をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

**屋内アクセスルートの選定の考え方**

- 中央制御室から原子炉棟、附属棟(廃棄物処理棟)へ移動するルートは、原子炉建屋内に設定されるアクセスルートを優先して使用することを基本とする。
- 火災発生時に優先ルートのアクセス性が阻害された場合は、迂回路を使用する。
- 原子炉棟、附属棟(廃棄物処理棟)の各階層を移動するルートは、地震、火災等の被害により、アクセス性が阻害された場合は、影響の小さいルートを使用し操作場所までアクセスする。
- 地震随伴内部溢水については、アクセスルートの最大溢水水位を評価した上で影響を受ける可能性があることを想定し、必要な措置を講じる。



屋内アクセスルートの一例

- 屋内アクセスルートは、想定される影響を評価し、現場操作場所までのアクセスが可能であることを確認している。
  - 屋内アクセスルートについては、重大事故等時に必要となる屋内での現場操作場所までのアクセス性について、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を評価し、アクセス可能であることを確認
  - 外部起因事象として想定される津波のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。
  - 敷地遡上津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。
  - 地震津波以外の自然現象については、屋内アクセスルートの一部のルートは建屋屋上を通行することから、建屋屋上にアクセスする際は気象状況等をあらかじめ確認し必要な措置を講じる。

地震随伴火災の影響評価	地震による内部溢水の影響評価
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 屋内アクセスルート近傍の油内包又は水素内包機器について、地震により機器が転倒し、火災源とならないことを確認</li> <li>● また、アクセスルート近傍のケーブルトレイ及び電源盤は、「設置許可基準規則」第8条「火災による損傷の防止」における火災防護対策を適用し、火災発生時は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することから、消火は可能と考えられるが、速やかなアクセスが困難な場合は、迂回路を優先して使用する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 屋内アクセスルートがある建屋のフロアについて、地震により溢水源となるタンク等の損壊に伴い、各フロアにおける最大溢水水位で歩行可能な溢水高さであることを確認</li> </ul>

# 15 . アクセスルートの成立性について(3 / 4)

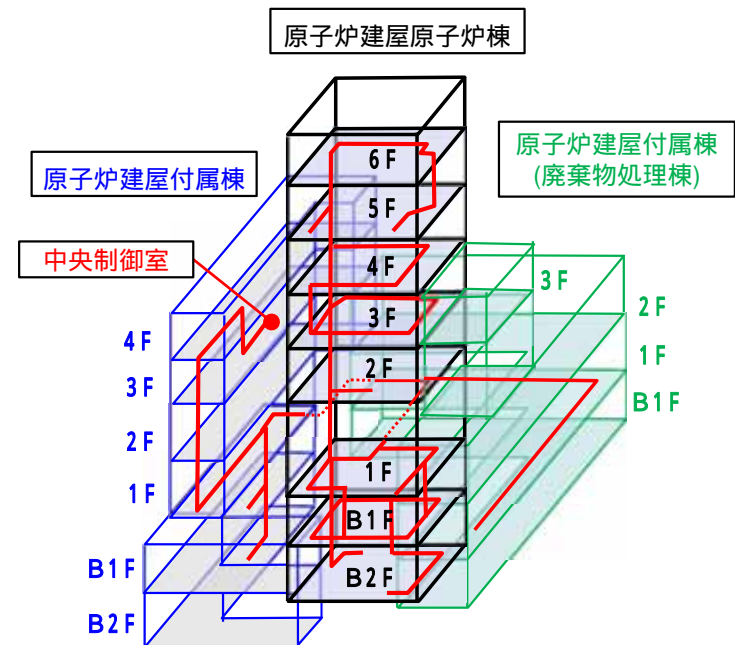
➤ 設定したアクセスルートを用いた重大事故等時における 対応操作に要する所要時間が、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認\*

- 有効性評価における重要事故シーケンスで評価している **屋内の現場作業について、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認**
- 経路上の溢水を考慮し、仮に移動時間を1.5倍とした場合であっても、有効性評価における事象発生からの作業開始想定時間及びそれ以前の作業の状況を確認した結果、**有効性評価想定時間内に作業が実施可能であることを確認した。**
- 重大事故等時において期待する手順についても、**地震随伴火災、地震随伴内部溢水を考慮しても屋内に設定したアクセスルートを通行できることを確認**

\*アクセスルートの状態に応じて要員が必要な防護装備を装備した条件での移動や作業性を考慮している。

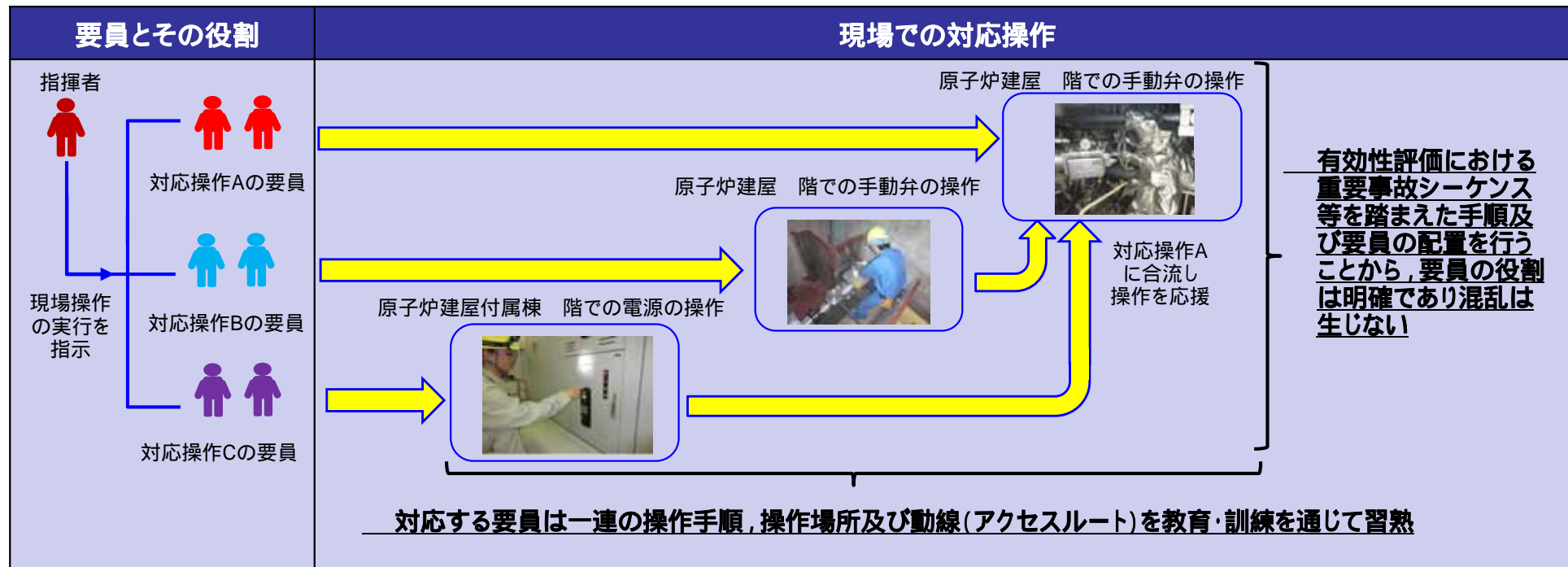
### 技術的能力における対応手段で期待する主な屋内現場操作

主な対応手段	現場操作
高圧代替注水系の現場操作による起動 <別紙1参照>	原子炉建屋
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 <別紙2参照>	原子炉建屋
残留熱除去系による原子炉の徐熱	原子炉建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の徐熱	原子炉建屋
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器の冷却	原子炉建屋
全交流動力電源喪失時の格納容器圧力逃がし装置による格納容器の減圧及び徐熱(現場操作) <別紙3参照>	廃棄物処理棟 格納容器圧力逃がし装置建屋
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水	原子炉建屋
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	原子炉建屋
代替交流・直流電源設備による給電	原子炉建屋付属棟



運転員及び災害対策要員が現場操作場所に向かう屋内アクセスルート

- 重大事故等時における対応操作は、有効性評価における重要事故シーケンスを踏まえ、あらかじめ定めた手順書に従い、設定したアクセスルートを用いて現場での対応操作を実施していくため、現場での動線が錯綜することはない。
  - 現場において操作を行う災害対策要員は、要員の役割、操作の場所、操作の順番等が明確であることから、要員の対応操作が重複することや操作指揮が錯綜する等の状況は発生しない。
  - 対応操作に係る手順書には、有効性評価の重大事故シーケンス等を踏まえた操作に係る判断基準を定め、優先順位を明確にして対応操作を行うことから、対応操作に混乱は生じない。
  - 操作現場に向かう災害対策要員及び中央制御室又は緊急時対策所で操作指揮を行う指揮者は、教育・訓練を通じて対応操作の習熟を深め、混乱を生じさせない。



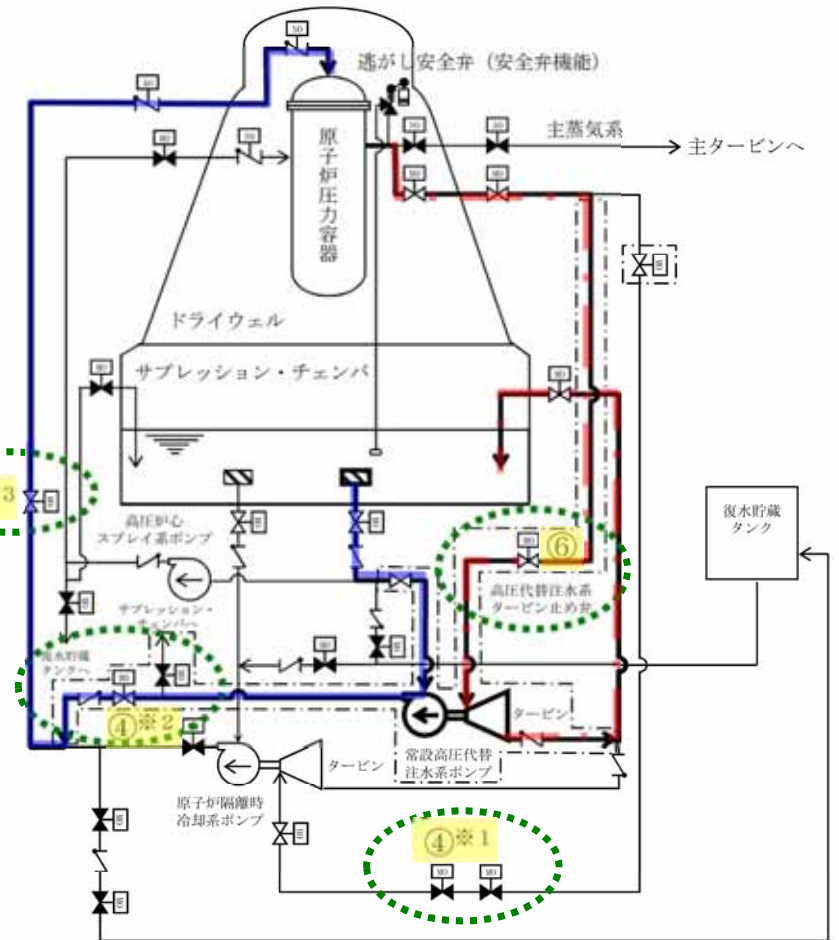
要員の役割と現場での対応操作のイメージ  
手順・有効性-117

# <別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(1/2)

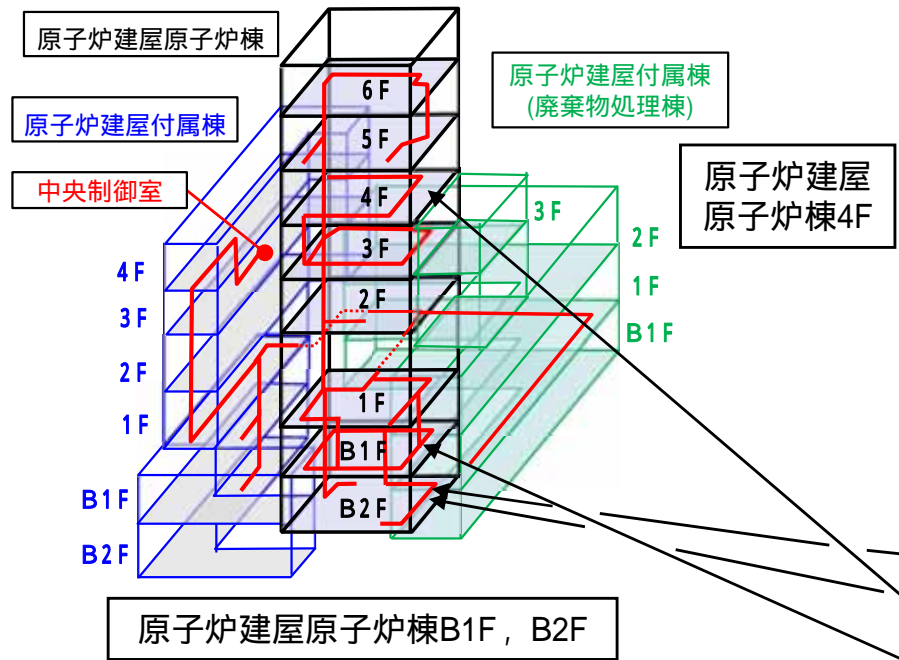
○給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

○現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉圧力容器へ注水

- ・ 1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認
- ・ 2 高圧代替注水系注入弁及び
- ・ 3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を全開操作
- ・ 高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作 注水開始



○ 操作・確認対象弁     
 — 注水の流れ     
 - - - 駆動用蒸気の流れ



運転員及び災害対策要員が現場操作場所に向かう屋内アクセスルート

操作手順	弁名称
1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
2	高圧代替注水系注入弁
3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例 : 操作手順番号を示す。 ~ , は操作指示とプラント状態確認等  
 1- : 同一操作手順番号内に複数の操作又は  
 手順・有効性-118 確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

# <別紙1> 現場手動操作による高圧代替注水系の起動(2 / 2)



○中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名,現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)4名にて作業を実施した場合,作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで約1時間(58分以内)で可能である。

手順の項目		実施箇所・必要要員数		経過時間(分)														備考
				5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	
				<u>現場手動操作による高圧代替注水系起動 58分</u>														
現場手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	準備															
			可搬搬型計測器接続(2個)及び計測															
			原子炉水位監視															
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	移動															
			原子炉隔離時冷却系関連系統構成															
			4	原子炉水位監視及び原子炉水位の制御														
運転員等 (当直運転員及び重大事故等対応要員) (現場)	2	移動																
		高圧代替注水系関連系統構成																

現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート





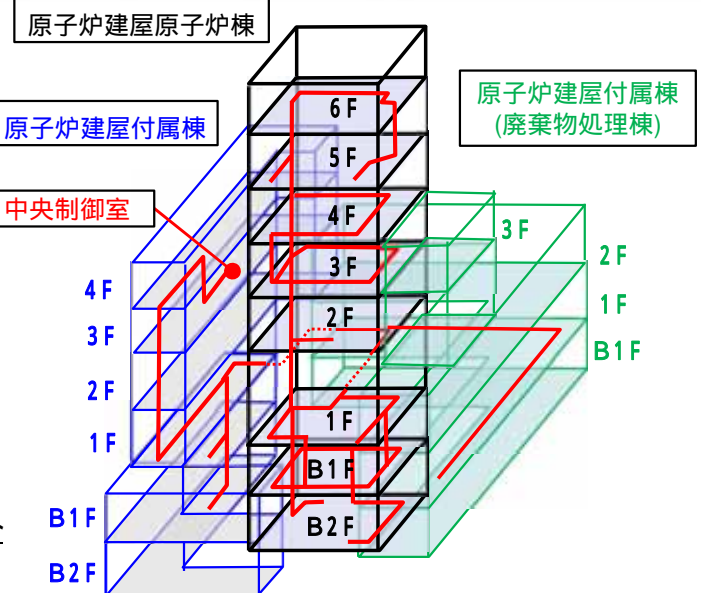
○逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復の操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放まで55分以内で可能である。

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	運転員等(当直運転員)(中央制御室) 1	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放</p> <p>準備</p> <p>可搬型計測器接続(1個)及び計測</p> <p>可搬型蓄電池、ケーブル接続</p> <p>減圧開始操作</p> <p>減圧確認</p> <p>55分</p>									

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による  
逃がし安全弁(自動減圧機能)開放タイムチャート

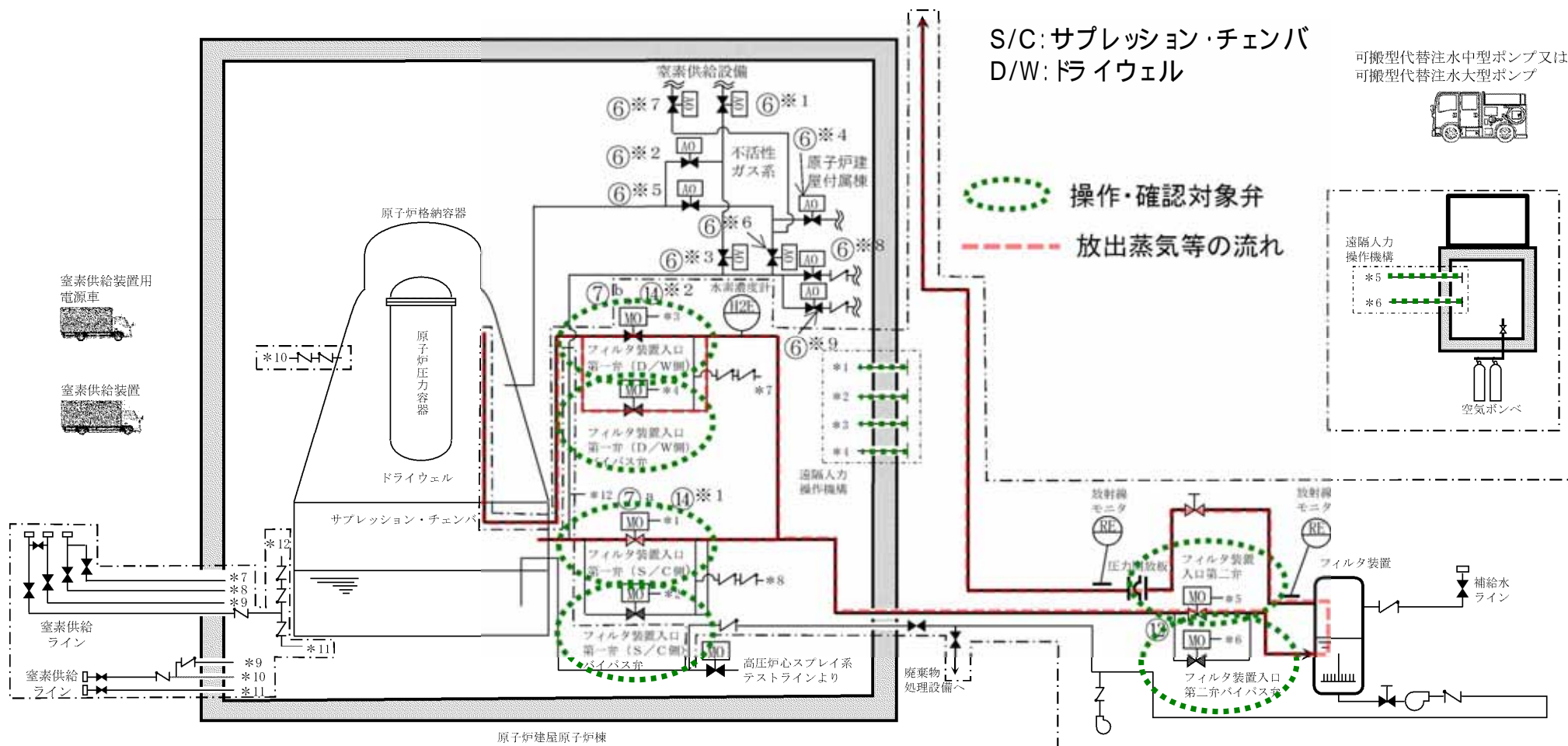
- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続
- ・逃がし安全弁(自動減圧機能)開放(中央制御室)

運転員及び災害対策要員が現場操作場所に向かう屋内アクセスルート  
手順・有効性-121





<別紙3> 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及び除熱(現場操作)(1/4) 

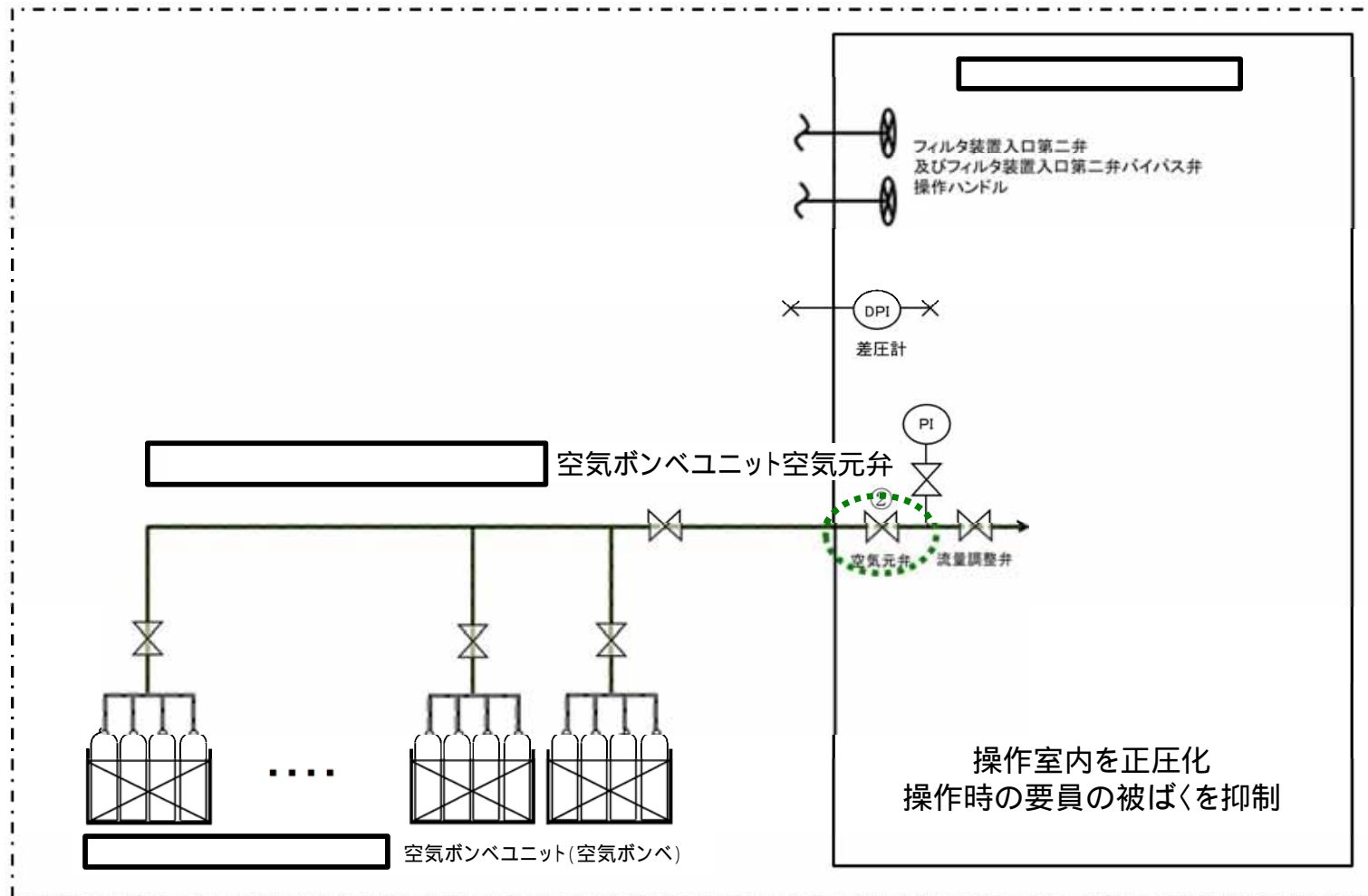
- 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し, 原子炉格納容器の過圧破損を防止する。  
全交流動力電源喪失等により中央制御室から弁操作ができない場合は, 現場操作を行う。
- 運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて, **フィルタ装置入口第一弁(S/C側)**を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。  
フィルタ装置入口第一弁(S/C側)が開できない場合は, **フィルタ装置入口第一弁(D/W側)**を遠隔人力操作機構で全開とする。
- 重大事故等対応要員は  にて, **フィルタ装置入口第二弁**を遠隔人力操作機構にて全開とし, **格納容器ベントを開始**する。 \*第二弁操作に先立ち, ブルームによる被ばく抑制のため  を正圧化する。(次頁参照)



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及び除熱(現場操作)概要図

○重大事故等対応要員は [ ] にて, [ ]  
 空気ポンベユニット空気元弁を全開とし, **正圧化を開始**する。

 操作・確認対象弁  
 正圧化用空気の流れ



[ ] の正圧化 概要図

### 【現場操作による格納容器ベント】

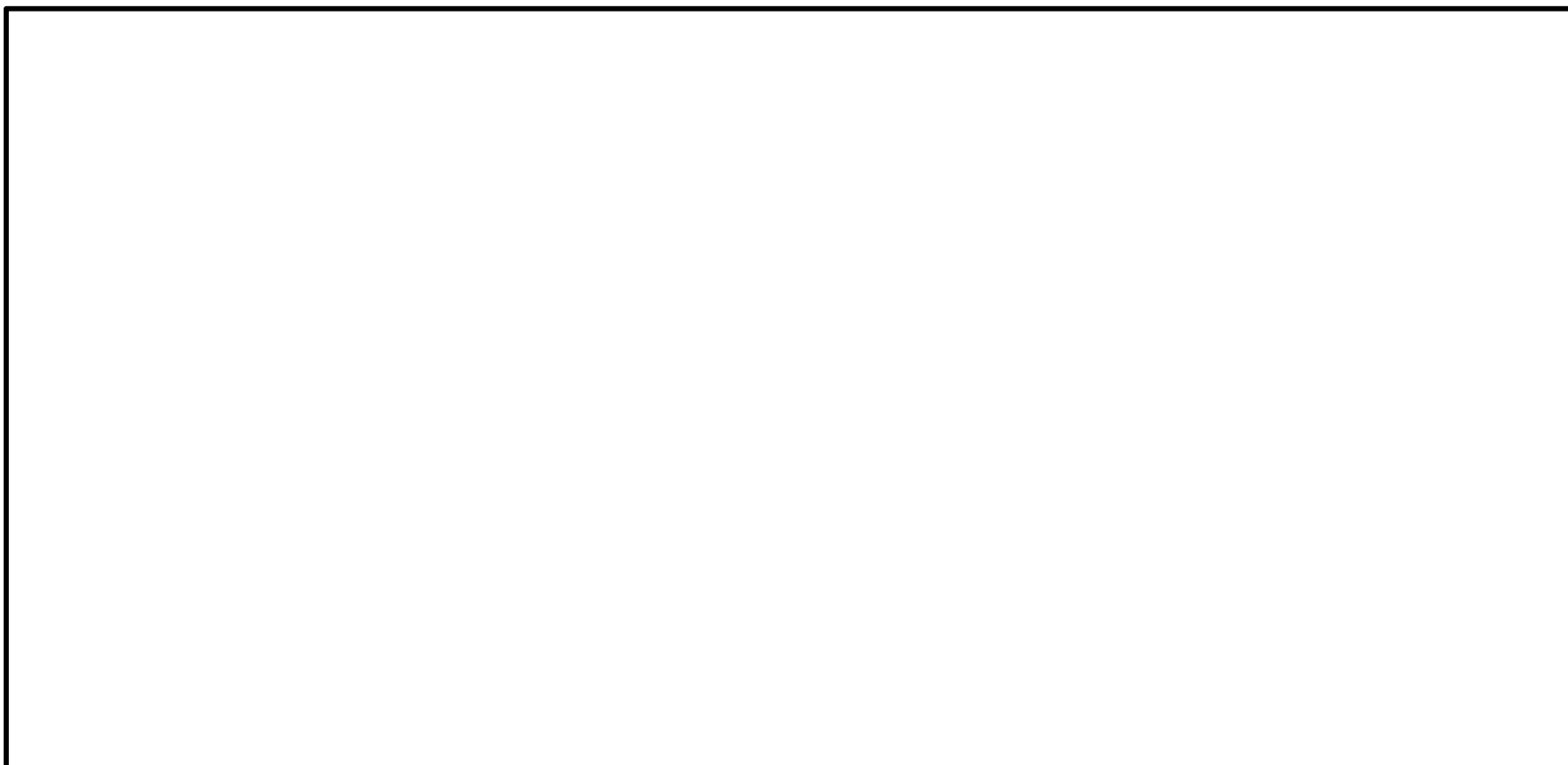
- サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 5.0mに到達した場合、格納容器ベントの手順着手を判断する。フィルタ装置入口第一弁操作を現場にて実施した場合、130分以内で可能である。また、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位 + 6.5mに到達後、フィルタ装置入口第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。(総要員数:運転員等3名,重大事故等対応要員3名,総所要時間:160分以内)



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及び除熱(現場操作)タイムチャート

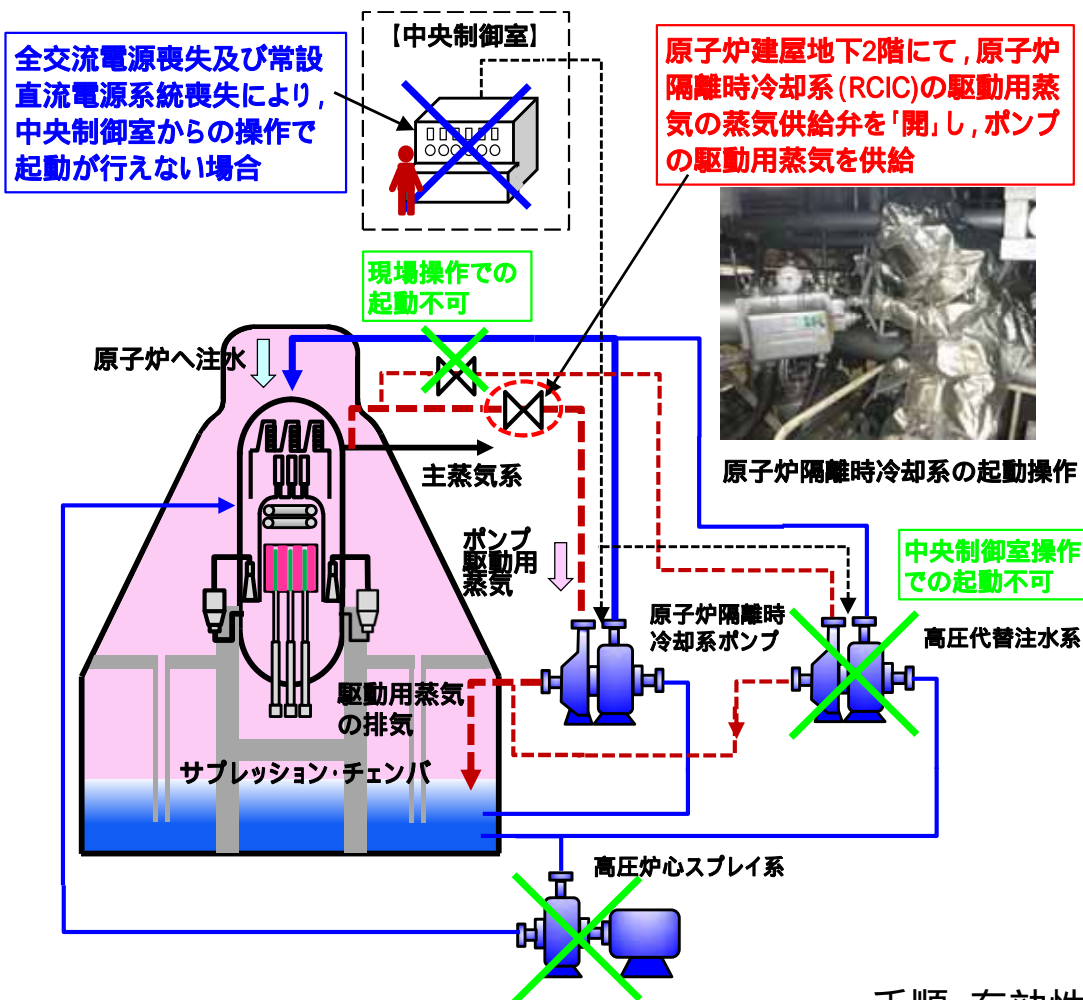
【現場操作による [ ] の正圧化】

- 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に [ ] を [ ]  
空気ポンベユニットにより加圧し、 [ ] の居住性を確保する。
- 上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから [ ]  
[ ] 空気ポンベユニットによる [ ] の正圧化準備完了まで [ ] で可  
能である。
- [ ] の正圧化基準到達から正圧化開始操作まで [ ] で可能である。



## 16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(1 / 4)

- **全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失**により、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合
- このような場合には、**現場での手動操作によりRCICを起動し、原子炉への注水を行う。**

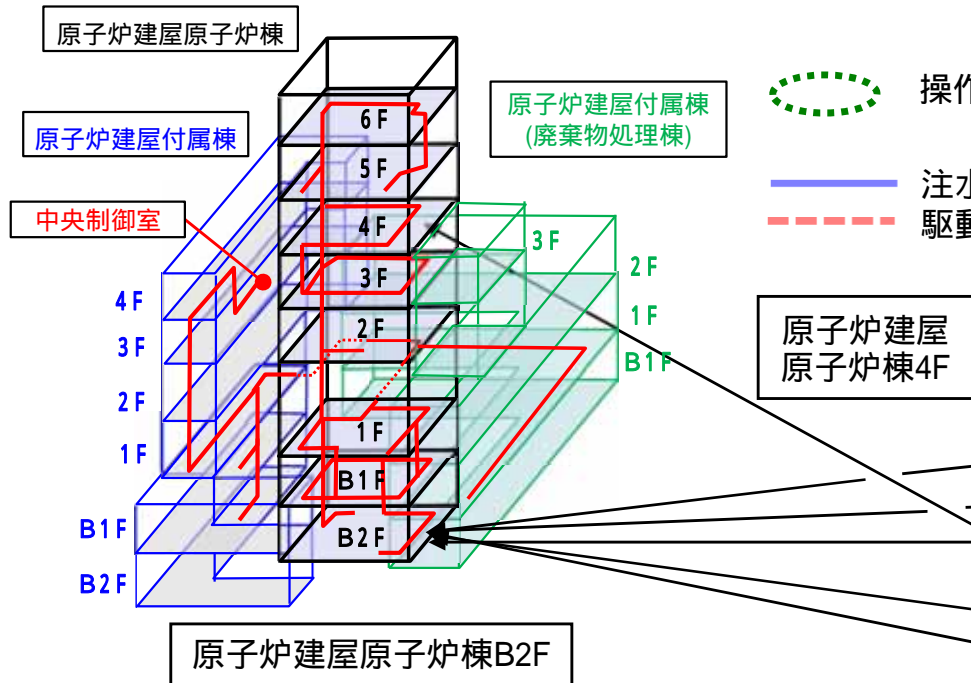
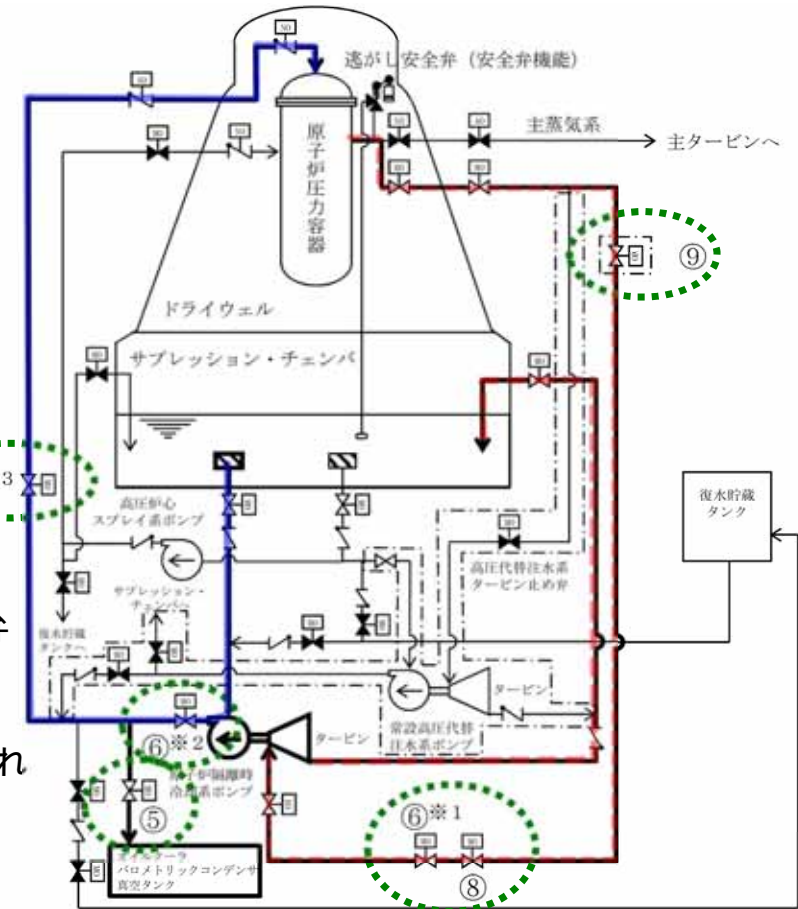


- 原子炉建屋内で原子炉隔離時冷却系を起動する際は、操作する要員は**防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)**を確実に装着
- **照明及び通信連絡設備を整備**し、操作を確実にける環境の確保及び指示が確実に伝達される体制を整備
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の室温は、通常運転時と同程度と評価され、**同室への入室は可能**
- 原子炉隔離時冷却系ポンプ室への入室はポンプ起動時のみで、その後**速やかに退室する手順**
- 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持するように**原子炉水位計及び可搬型計測器により監視**
- 直流電源喪失時においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ潤滑油の冷却水通水を確保することで、**ポンプの継続的な運転が可能**
- 崩壊熱の減少に伴い原子炉圧力が低下し、RCICタービン駆動蒸気圧が低下し運転継続が困難になる前に、ディーゼル駆動の**可搬型代替注水中型ポンプ等により注水を継続可能**

# 16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(2/4)

○現場での人力による弁の操作によりRCICを起動し、サブレーション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水を実施

- 原子炉隔離時冷却系真空タンク点検口の開放操作及び  
原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作 **冷却水の確保**
  - 1 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認
  - 2 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び
  - 3 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作
  - 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を徐々に開操作することにより  
RCICを起動 **注水開始**
  - 原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を現場手動操作 **原子炉水位調整\***
- \*中央制御室又は現場にて可搬型計測器の接続等により原子炉水位を計測



操作手順	弁名称
	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
	原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁

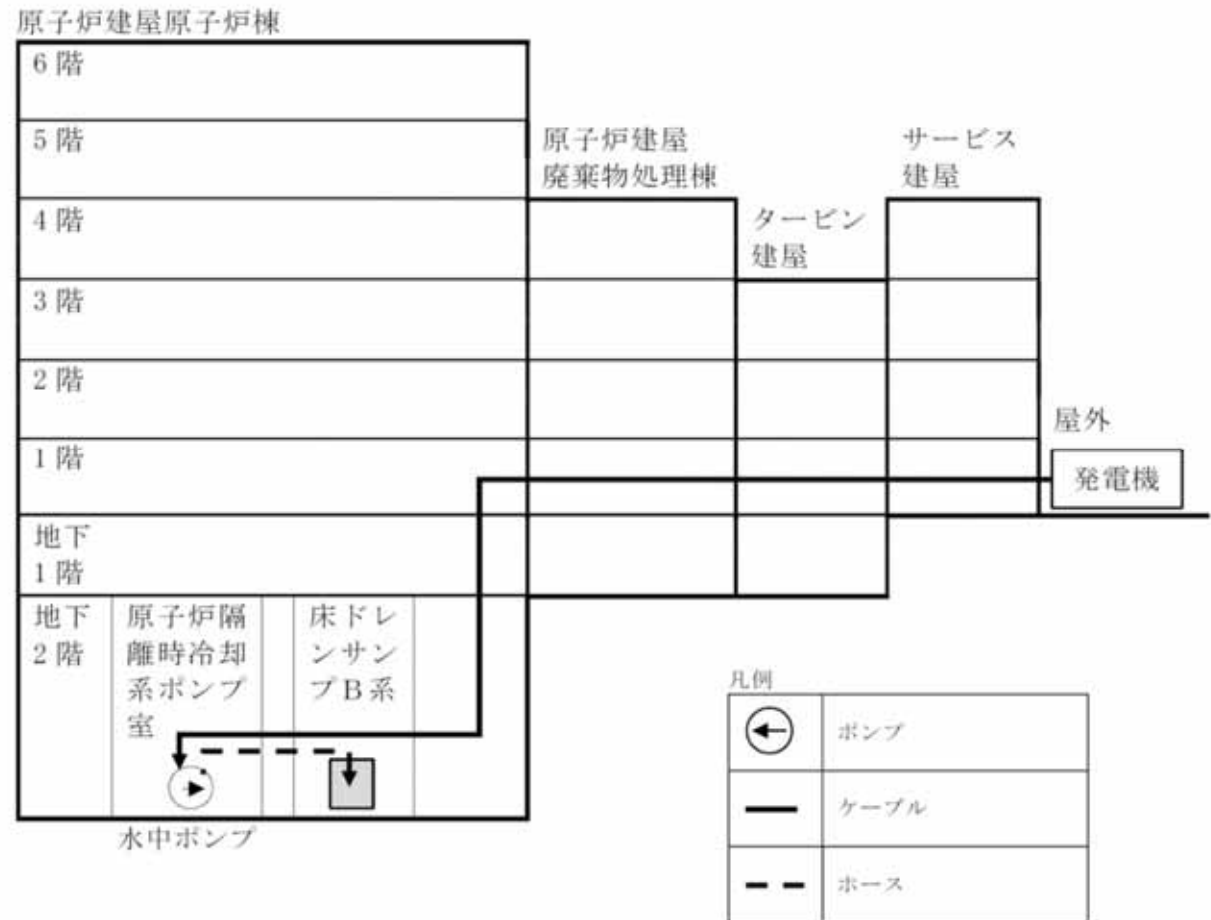
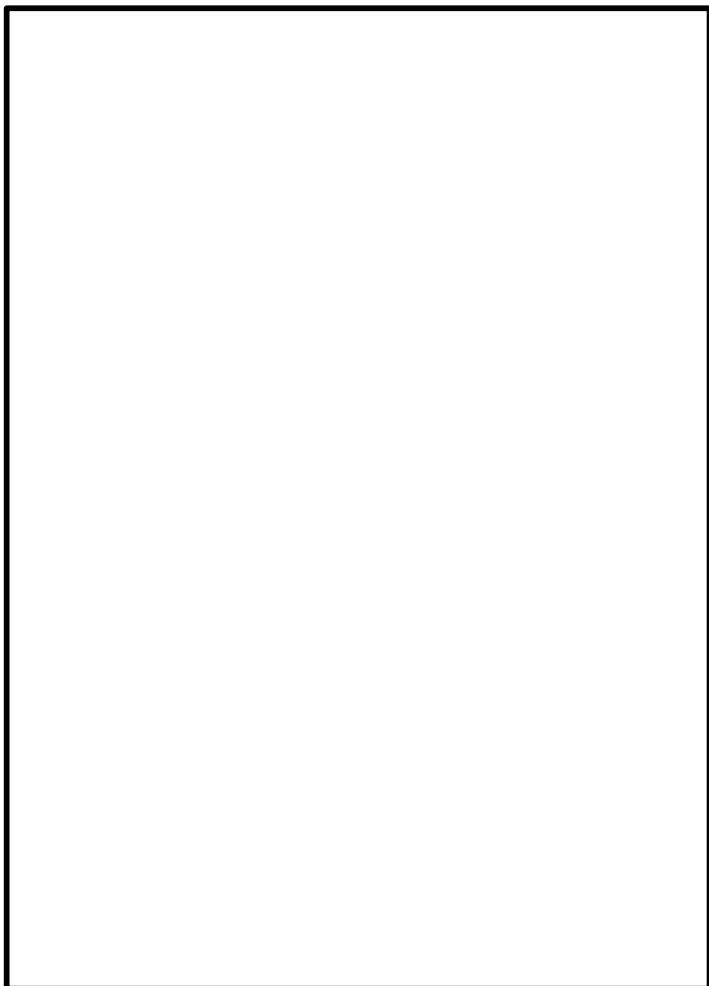
運転員及び災害対策要員が  
現場操作場所に向かう屋内アクセスルート

記載例 : 操作手順番号を示す。 ~ , は操作指示とプラント状態確認等  
1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は  
手順・有効性 - 127 確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

# 16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(3 / 4)



- 現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、**原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留する。**
- 重大事故等対応要員は、**発電機、電源ケーブル、水中ポンプ及びホースを設置し、RCICの冷却水の排水を床ドレンサンプに送水する。**



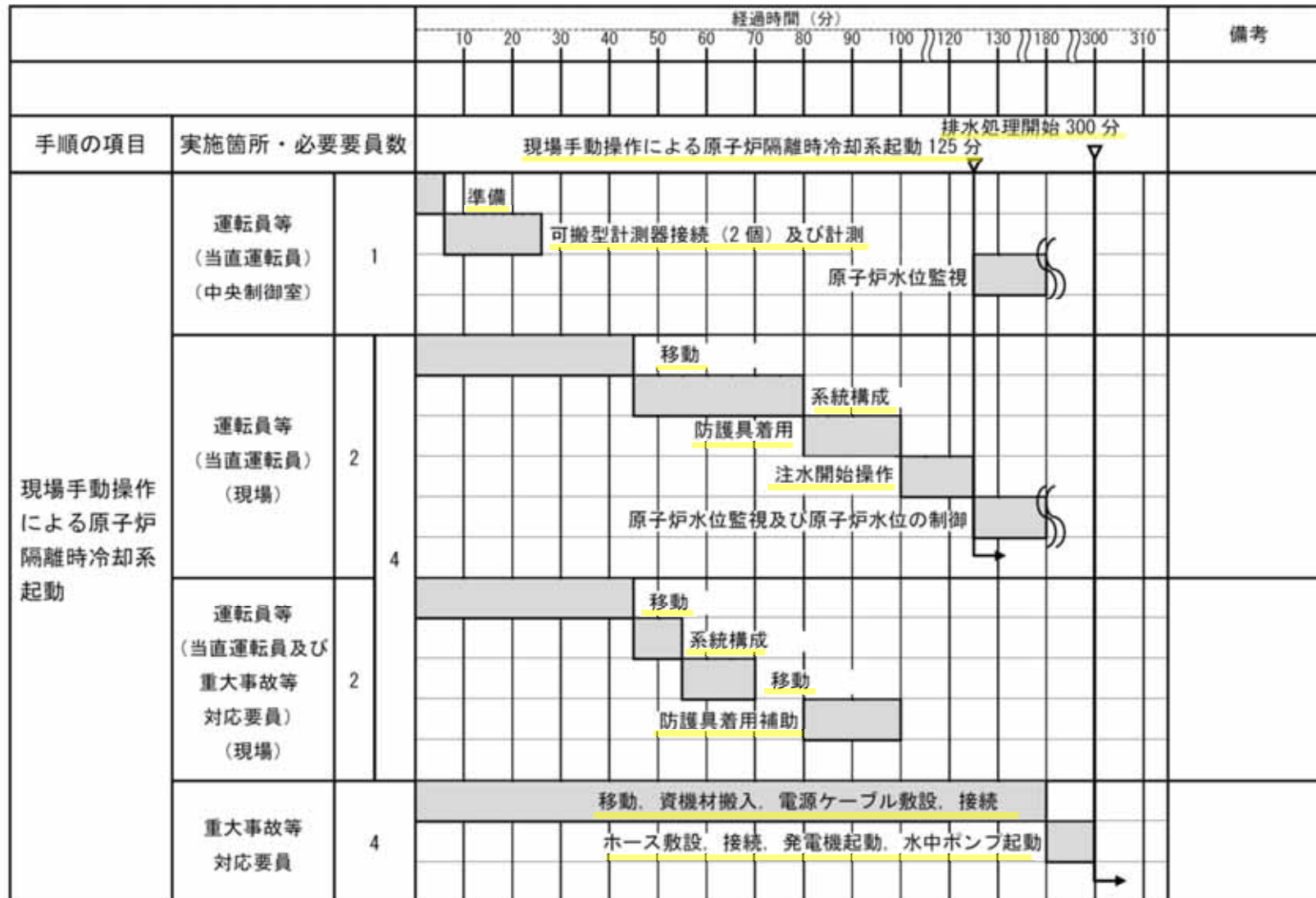
現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(排水処理) 概要図



# 16. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動(4 / 4)



○本操作は、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)8名にて作業を実施した場合、**作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで125分以内、重大事故等対応要員による潤滑油冷却器冷却水の排水処理開始まで300分以内で可能である。**



現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動 タイムチャート

## 1. 重大事故等発生時の発電所構内の道路の被害状況把握

➤ 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートとなる発電所構内の道路の被害状況を把握する。

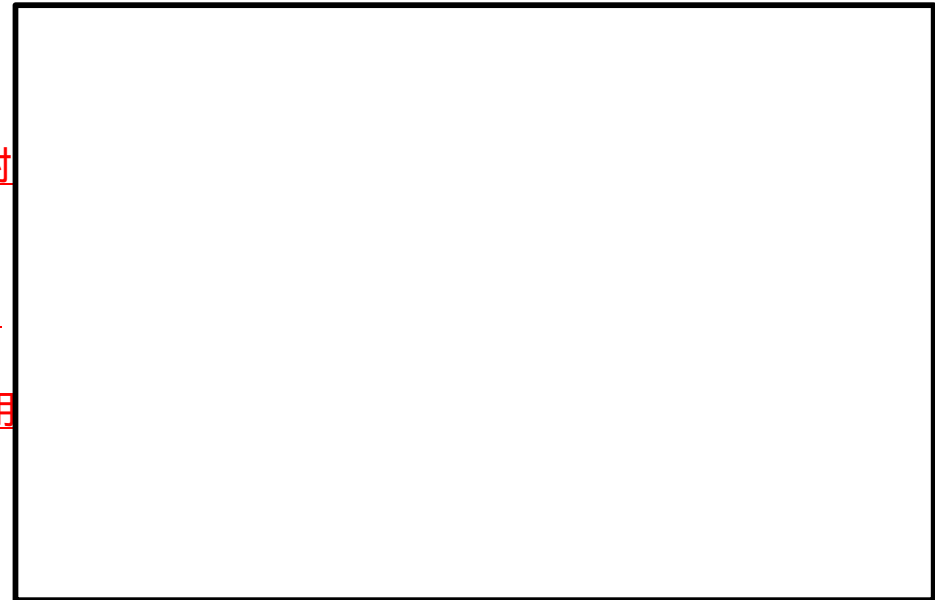
- 重大事故等発生時においては、災害対策要員は、事務本館等での執務若しくは発電所構内に設けた待機場所に待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所又は中央制御室に参集する。
- 参集する経路上において、確認可能な範囲でアクセスルート及び常設重大事故等対処設備等の施設・設備の被害状況を把握する。
- 発電所構内の各所に設置した津波・構内監視カメラが活用可能であれば、状況確認に活用する。

津波・構内監視カメラは原子炉建屋屋上 (E.L.約64m) 及び防潮堤上部 (E.L.18m) に中央制御室より遠隔操作が可能で広範な可動域を有する設置していることから、発電所構内の殆どの箇所を視野に収める。

- 把握した被害状況を元に、災害対策本部は必要な重大事故等対策に用いる可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートを選定し、可搬型重大事故等対処設備を展開する。

### 要員が参集途上で被害状況を現認する施設・設備の例

- ・アクセスルート(参集する経路上の視認できる範囲で確認)
- ・南側・西側保管場所(可搬型重大事故等対処設備含む)
- ・常設代替高圧電源装置置場
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備接続口  
(高所接続口, 原子炉建屋西側接続口) 等



緊急時対策所までの参集ルート

津波・構内監視カメラ	
外観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	Sクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台数	原子炉建屋屋上3台, 防潮堤上部4台

# 17. 重大事故等対策における可搬型設備等使用時の動線の確認並びに アクセスルートの頑健性及び冗長性 (2 / 3)



## 2. 自然災害, 外部事象等への耐性を持つアクセスルートの確保

➤ アクセスルートは自然災害, 外部事象等を考慮し, **重大事故等発生時においても対応操作が確実に  
行えるよう耐性を持ったルートを確保**する。

- 可搬型重大事故等対処設備(可搬型設備)は, 地震, 津波その他の自然現象等の影響を考慮し, **複数箇所に分散して保管**
- 可搬型設備が展開するアクセスルートは, 地震, 津波その他の自然現象等の影響を考慮し, **保管場所から接続場所等までのアクセスルートを複数 設定**

1. 複数設定するアクセスルートは以下の , 2つの条件を満足するルート  
基準津波の影響を受けないルート  
基準地震動 $S_s$ による被害の影響を受けないルート, 重機による復旧が可能なルート又は人力によるホース・ケーブルが敷設可能なルート
2. 上記1. のアクセスルートのうち, 基準地震動 $S_s$ の影響を受けないアクセスルートのうち少なくとも1ルート設定する。
3. 上記2. のアクセスルートのうち, 敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート設定

- 津波の影響については, 基準津波の影響を受けないよう, **防潮堤内にアクセスルートを設置**
- 敷地に遡上する津波の影響を受けない**高所に, 基準地震動 $S_s$ の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保**し, 可搬型設備の保管場所及び緊急時対策所等から接続場所までの移動・運搬が可能
- アクセスルートは, **基準地震動 $S_s$ により影響を受けない, 若しくは重機等で障害物の撤去や道路段差の解消等の復旧をすることにより確保可能**(別紙参照)
- 事象進展に応じた**可搬型設備の運用の動線をシミュレートし錯綜しないことを確認**。また今後の**実働訓練を通じて実運用上も問題ないことを確認**する。

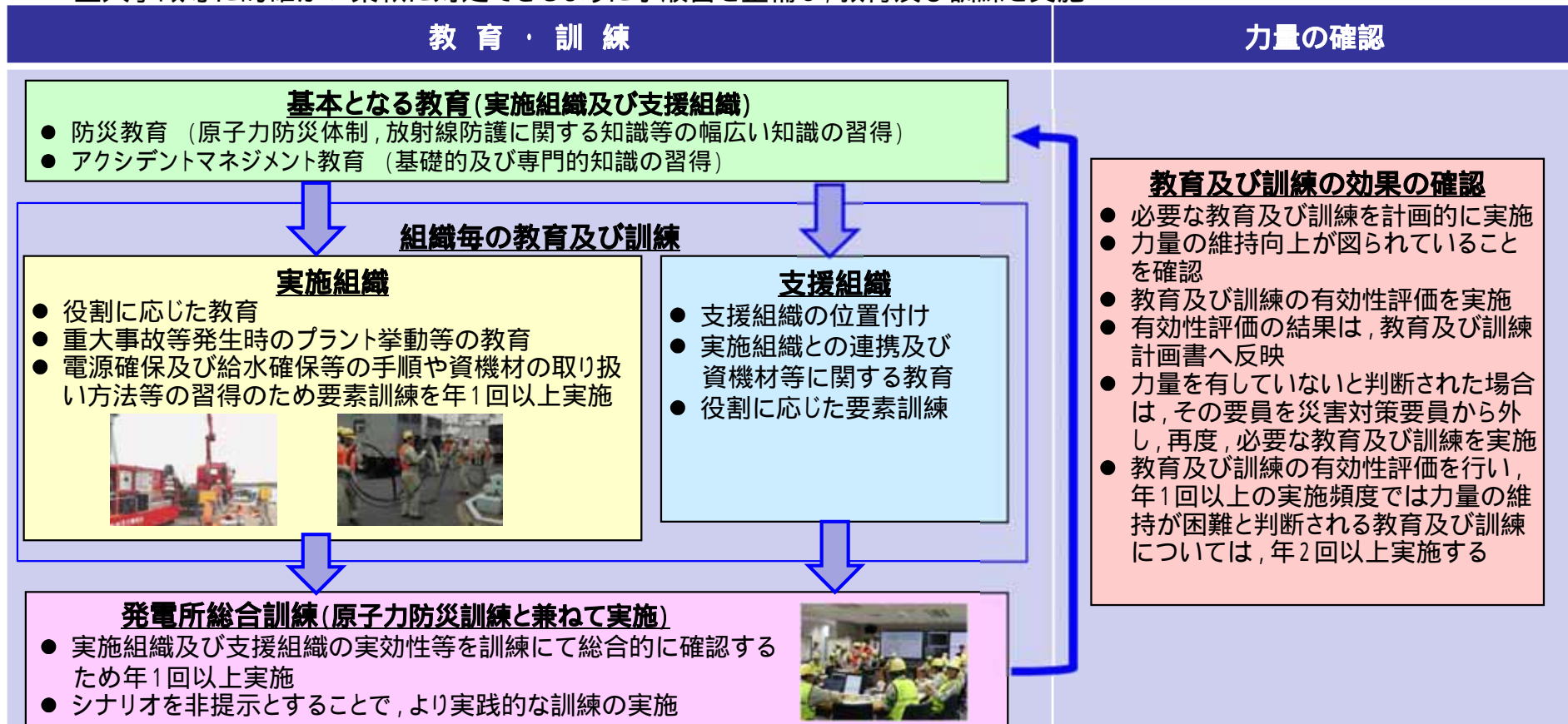


発電所構内のアクセスルート図



### 3. 災害対策要員の教育・訓練を通じた力量の確保

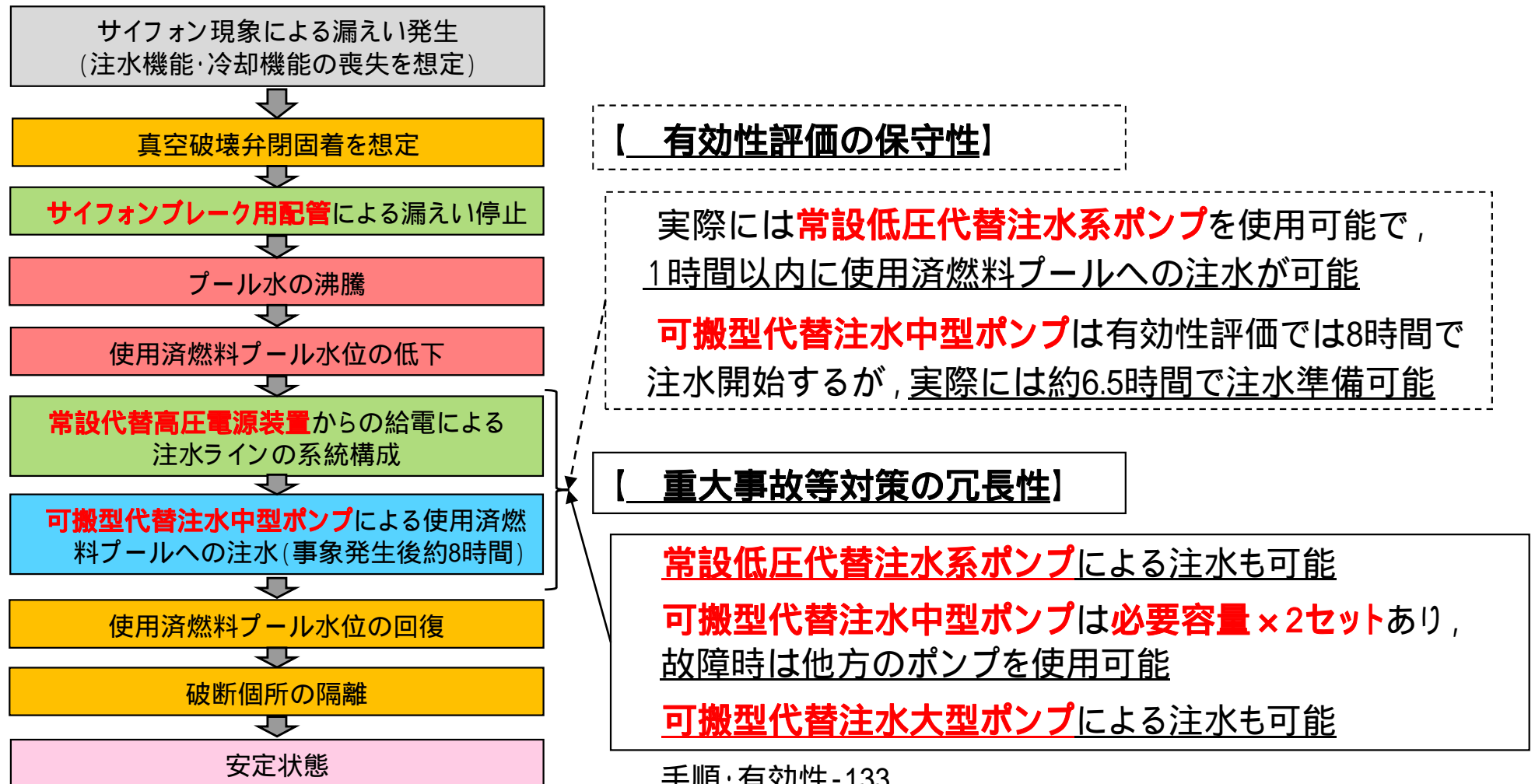
- ▶ 災害対策要員は、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために、必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。
- ▶ アクセスルートの確認、使用するルートの選定、路面の復旧操作、可搬型設備の展開・運用等の対応についても、関連する教育及び実働での訓練を通じて、力量を確保していく。
  - 机上教育にてアクシデントマネジメントの概要を教育する。重大事故の現象に対する幅広い知識を付与
  - 災害対策本部の体制に基づく各班(実施組織及び支援組織)の役割に応じて、重大事故等時の原子炉施設の挙動等の教育を実施する。また、これらの教育を踏まえ、対応操作を習熟することを目的に訓練を実施
  - 必要な教育及び訓練は計画的に実施し、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認
  - 重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備し、教育及び訓練を実施



○使用済燃料プール水の漏えいの有効性評価では、配管の破断によりプール水の漏えいが発生、さらに冷却機能が喪失し、プール水が沸騰して水位の低下が継続することを想定している。

○この有効性評価の主な保守性( )と重大事故等対策の冗長性( )は以下のとおり。

有効性評価では、事象発生後8時間で注水するが、実際には1時間以内に注水が可能  
有効性評価で用いた注水用ポンプ以外にも、複数の代替の注水手段を講じ、冗長性を確保



**【 有効性評価の保守性】**

実際には**常設低圧代替注水系ポンプ**を使用可能で、1時間以内に使用済燃料プールへの注水が可能  
**可搬型代替注水中型ポンプ**は有効性評価では8時間で注水開始するが、実際には約6.5時間で注水準備可能

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										
常設代替高圧電源装置による受電	[1人] A	-	-	4分										
常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水操作	[1人] A	-	-	15分										
可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールスプレイ準備操作(可搬型スプレイノズルの設置等)	-	-	8人 a~h	200分										
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							
注水流量の調整(可搬型代替注水中型ポンプ)	-	-	[2人] a, b											
その他(注水機能回復, 燃料給油, 等)	-	2人 B, C	参集2人											
必要要員合計	1人	2人	8人+ 参集2人											

実際には常設低圧代替注水系ポンプにより1時間以内に注水可能

評価上は8時間で注水開始の想定としているが、実際には約6.5時間で注水準備可能

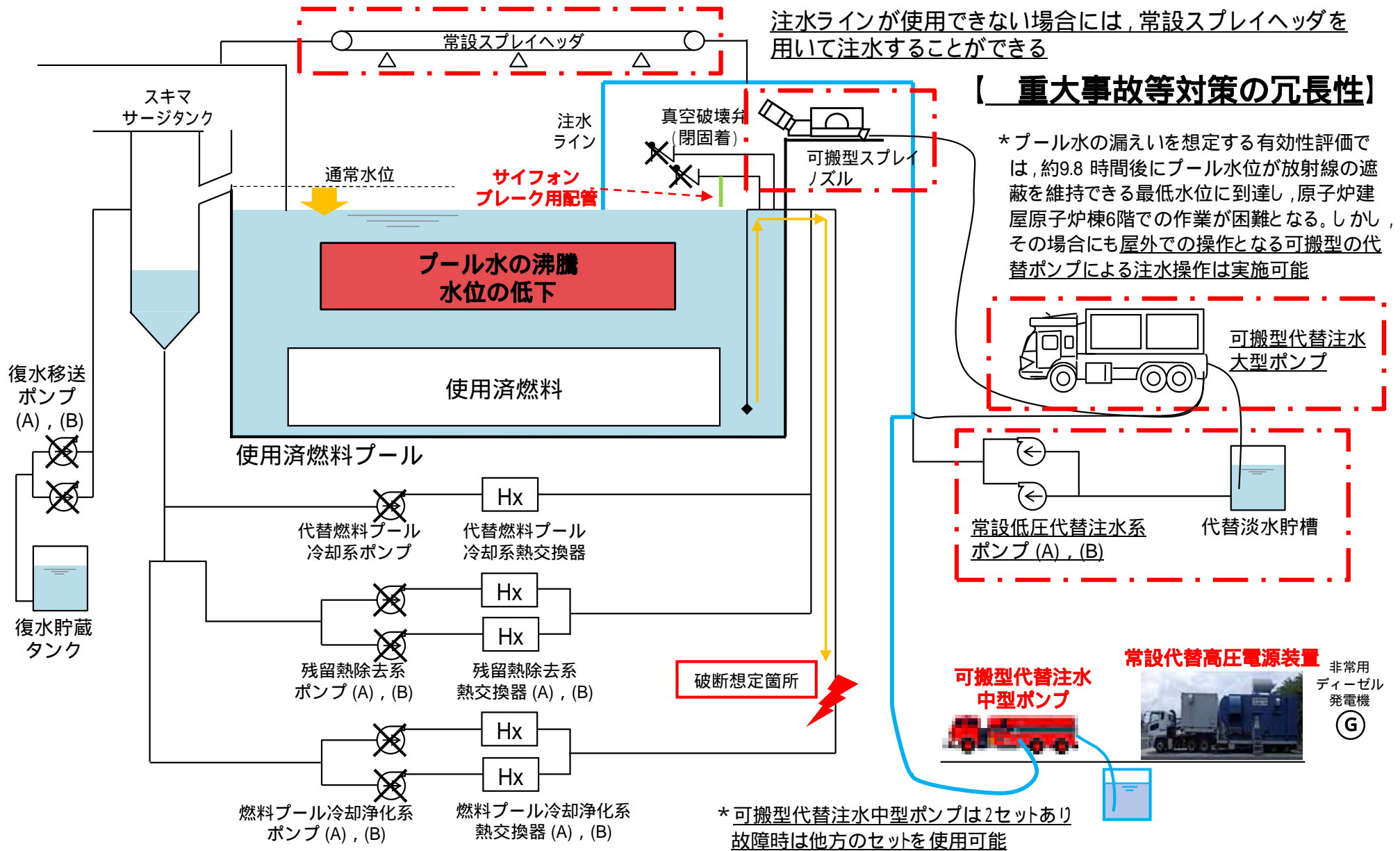
有効性評価上は8時間で注水開始

適宜流量調整

適宜実施

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

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**



実際には「評価上考慮しない設備」としている [ ] 枠内の重大事故等対処設備を用いて事象の収束が可能

# 東海第二発電所

## 電源設備への対応について(改訂版)

2023年3月29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。



1. 電源設備に関する基本方針 .....	3
2. 電源設備の概要 .....	5
3. 電源設備の主要な変更 .....	7
① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保) .....	8
② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保) .....	11
③ 直流電源設備の増強 .....	14
④ 耐震性の向上(外部電源受電設備の強化) .....	15
⑤ 耐震性の向上(電線路間水平距離の確保) .....	16
4. まとめ・結論 .....	17

補足説明資料 電源設備への対応について

# 1. 電源設備に関する基本方針

## <福島第一原子力発電所の事故の推移と教訓(電源確保に関して)>

- ① 地震による送電系統損傷により外部電源からの受電が喪失したが、発電所内の非常用ディーゼル発電機が設計どおりに作動し、事故当初は所内の交流電源\*1、直流電源\*2とも供給可能だった。
- ② その後の想定を超える津波襲来により、非常用ディーゼル発電機の海水ポンプ\*3の浸水等によりディーゼル発電機が機能喪失して交流電源が喪失、さらに、建屋への津波浸水により蓄電池や配電盤も冠水し機能喪失して直流電源も喪失、シビアアクシデント(炉心損傷・放射性物質放出等)に至った。
- ③ 地震津波の被害、配電盤損傷等により、電源の回復にも時間を要し、被害拡大の抑制が遅れた。

- \*1 交流電源 : 主にポンプモータの駆動等に用いる電源
- \*2 直流電源 : 主にプラントの状態監視・制御に用いる電源
- \*3 海水ポンプ: 非常用ディーゼル発電機を冷却するためのポンプ



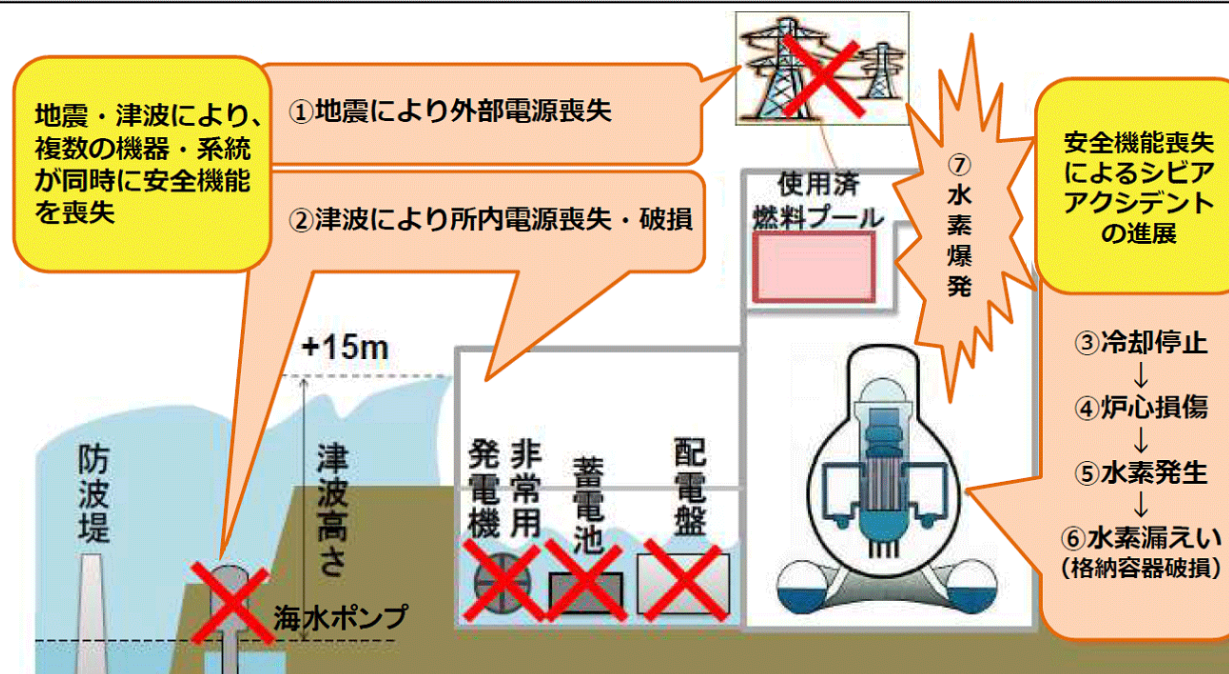
### 電源確保に関する事故の教訓

事故の大きな要因は、

必要な電源が確保されなかったこと。

- ◆外部事象による共通原因故障に係る脆弱性を克服する観点から電源の多様性が図られていなかったこと。
- ◆交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇し、全注水機能及び監視機能を喪失したこと。
- ◆外部電源の回復に要する時間の目標が明確でなかったこと。
- ◆配電盤等の設備が冠水等の厳しい環境に耐えられるものになっていなかったこと。

- 福島第一原発事故では地震や津波により、複数の機器・系統が同時に安全機能を喪失
- さらに、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった



# 1. 電源設備に関する基本方針



## ＜福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた電源設備に係る主な基本方針＞

### 電源確保に関する事故の教訓

◆電源の**多様性**が図られていなかった。

非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合を想定し、**常設代替高圧電源装置**、**可搬型代替低圧電源車等**を設置することにより、**電源を多様化する。**

◆**交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇した。**

代替交流電源の復旧まで電源(直流)の供給を行えるよう、**蓄電池の容量を増加する。**

◆外部電源の回復に要する**時間**の目標が明確でなかった。

外部事象(地震・津波等)等による**7日間の外部電源喪失を仮定**しても、非常用ディーゼル発電機等の運転を続けるための燃料を確保する。[要求の明確化]

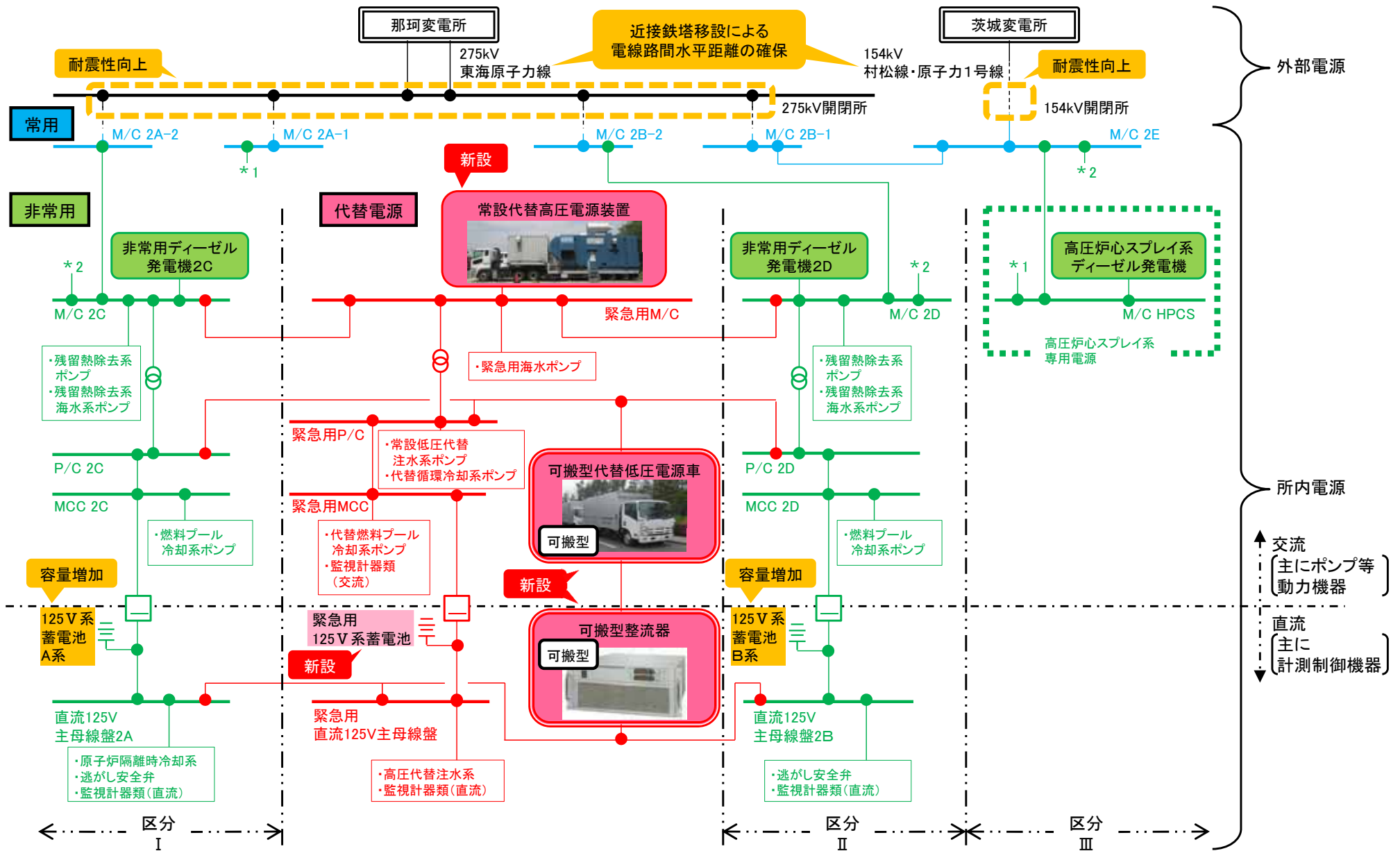
◆冠水等の厳しい**環境**に耐えられるものになっていなかった。

津波による浸水等の溢水対策については、第7回「内部溢水」にて説明済。

外部電源を受電する**開閉所設備は、耐震性の高い機器とする。**

近接している鉄塔を倒壊範囲外へ移設し、**電線路間の水平距離を確保する。**

# 2. 電源設備の概要



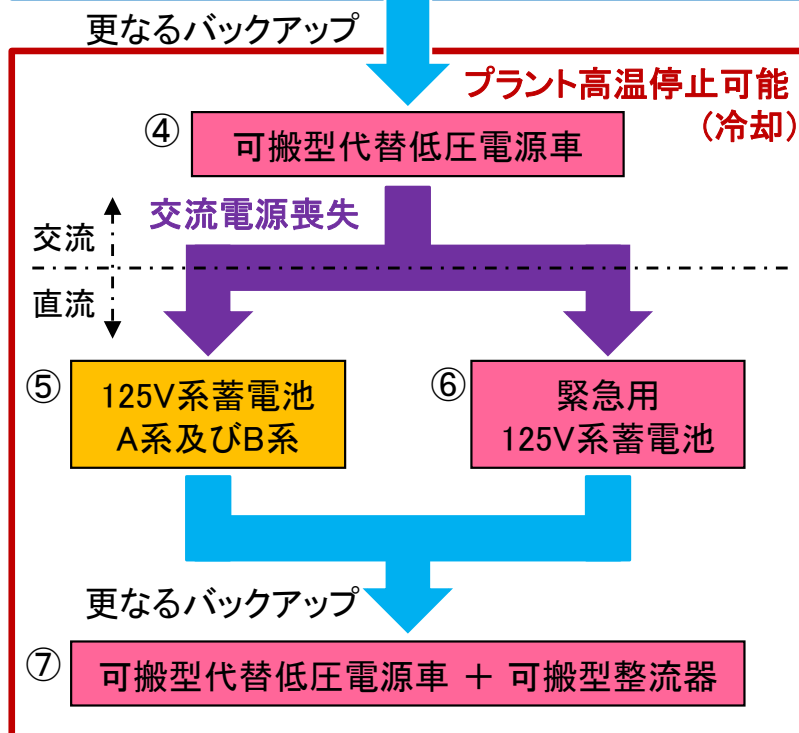
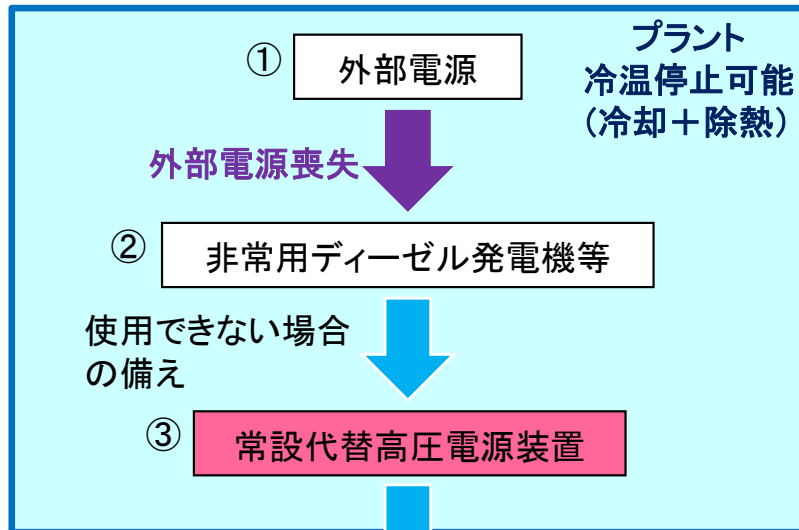
※M/C(マルチクワット開閉装置), P/C(パワーセンタ), MCC(モータコントロールセンタ)とは、発電機や外部電源等の電力を設備へ供給する配電盤のこと。

黄色 : 既設強化  
 桃色 : 新規設置

## 2. 電源設備の概要



給電対象負荷一覧



機能	系統	冷温停止(冷却+除熱)			高温停止(冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ※1	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	○ (2系列)	○ (2系列)	○ (1系列)	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	○	—	※3	※3
除熱 ※1	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	—	※4	—	—
SFP ※2 冷却 ※1	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	—	※3	※3
補機冷却 ※1	緊急用海水系	○	○	○	—	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

注: ○は電源設備から該当する系統を動作させる電力を供給可能なことを示す。

※1: 起動・制御に関するものを含む。 ※2: SFPIは、使用済燃料プール(Spent Fuel Pool)の略

※3: 可搬型注水設備(ポンプ車等)により、炉心冷却等を実施 ※4: 他負荷を使用しない場合は運転可能

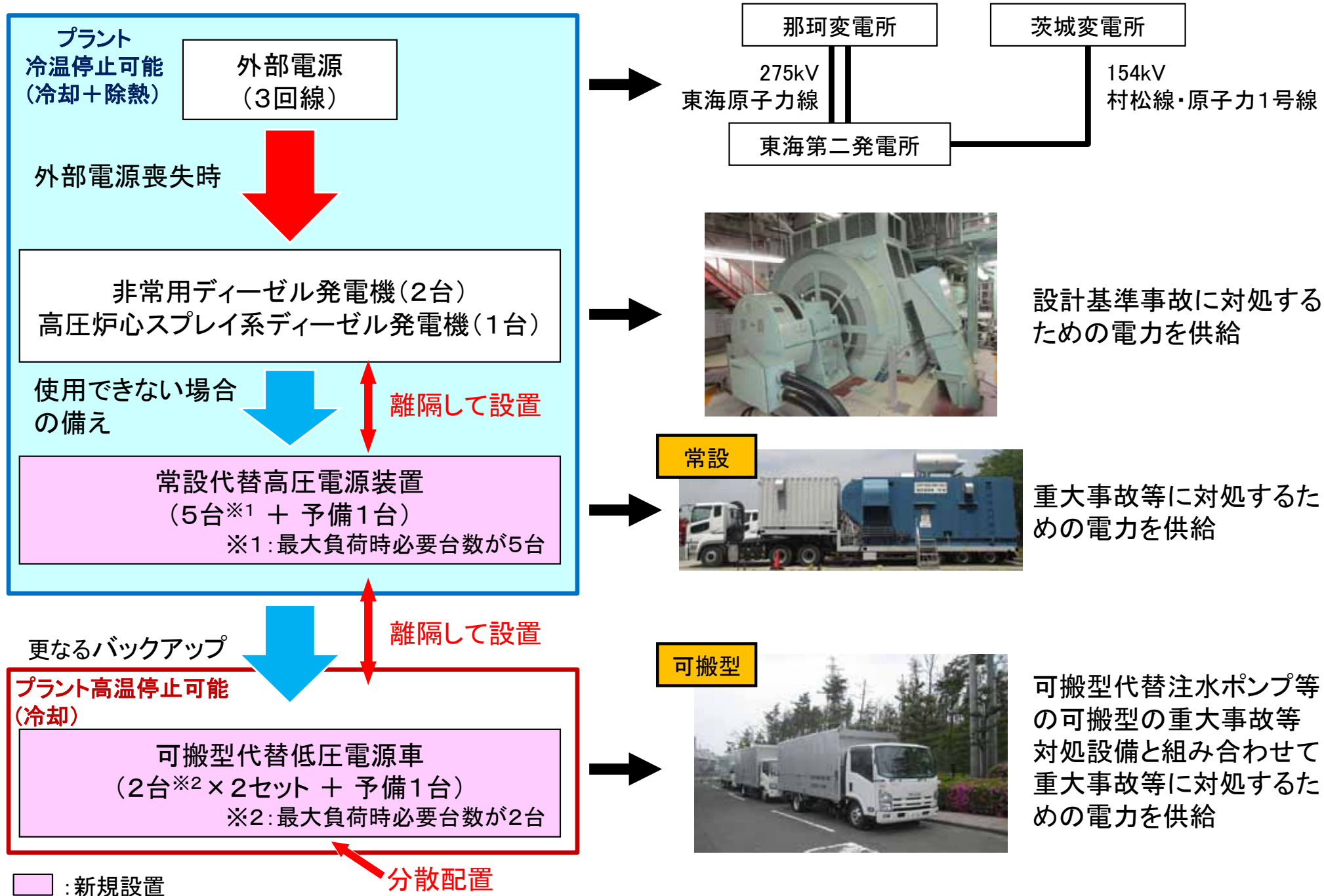
■ : 既設強化 ■ : 新規設置

### 3. 電源設備の主要な変更



安全性向上の考え方	項目	従来の方策	新規制対応	備考
電源の多様化	代替電源(交流)の確保	重大事故等対応用の代替電源なし。	① 常設代替交流電源設備として <b>常設代替高圧電源装置</b> を設置。可搬型代替交流電源設備として <b>可搬型代替低圧電源車</b> を配備	新規
	代替電源(直流)の確保	重大事故等対応用の代替電源なし。	② 負荷切り離しを行わず24時間にわたり、電源(直流)の供給を行うことが可能な <b>緊急用125V系蓄電池</b> を設置。また、24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備として <b>可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器</b> を配備	新規
交流電源復帰までの直流電源の確保	直流電源設備の増強	125V系蓄電池A系及びB系が、8時間電源(直流)を供給	③ <b>125V系蓄電池A系及びB系は</b> 、負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電源の供給を行うことを可能とするため、 <b>容量を増加</b> 。(24時間後には交流電源の復旧が期待できるため、安全性が向上)	強化
耐環境性の向上	耐震性の向上	外部電源を受電する開閉所設備は、気中開閉所	④ 外部電源を受電する開閉所設備を、 <b>耐震性の高いガス絶縁開閉装置</b> とする。	強化
		鉄塔基礎は安定した場所に設置	⑤ 電線路の近接箇所である275kV東海原子力線No2鉄塔－154kV原子力1号線 No5 鉄塔間について、 <b>154kV原子力1号線 No5鉄塔を倒壊範囲外へ移設</b> し、電線路間の水平距離を確保する。	強化

### 3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)



### 3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)

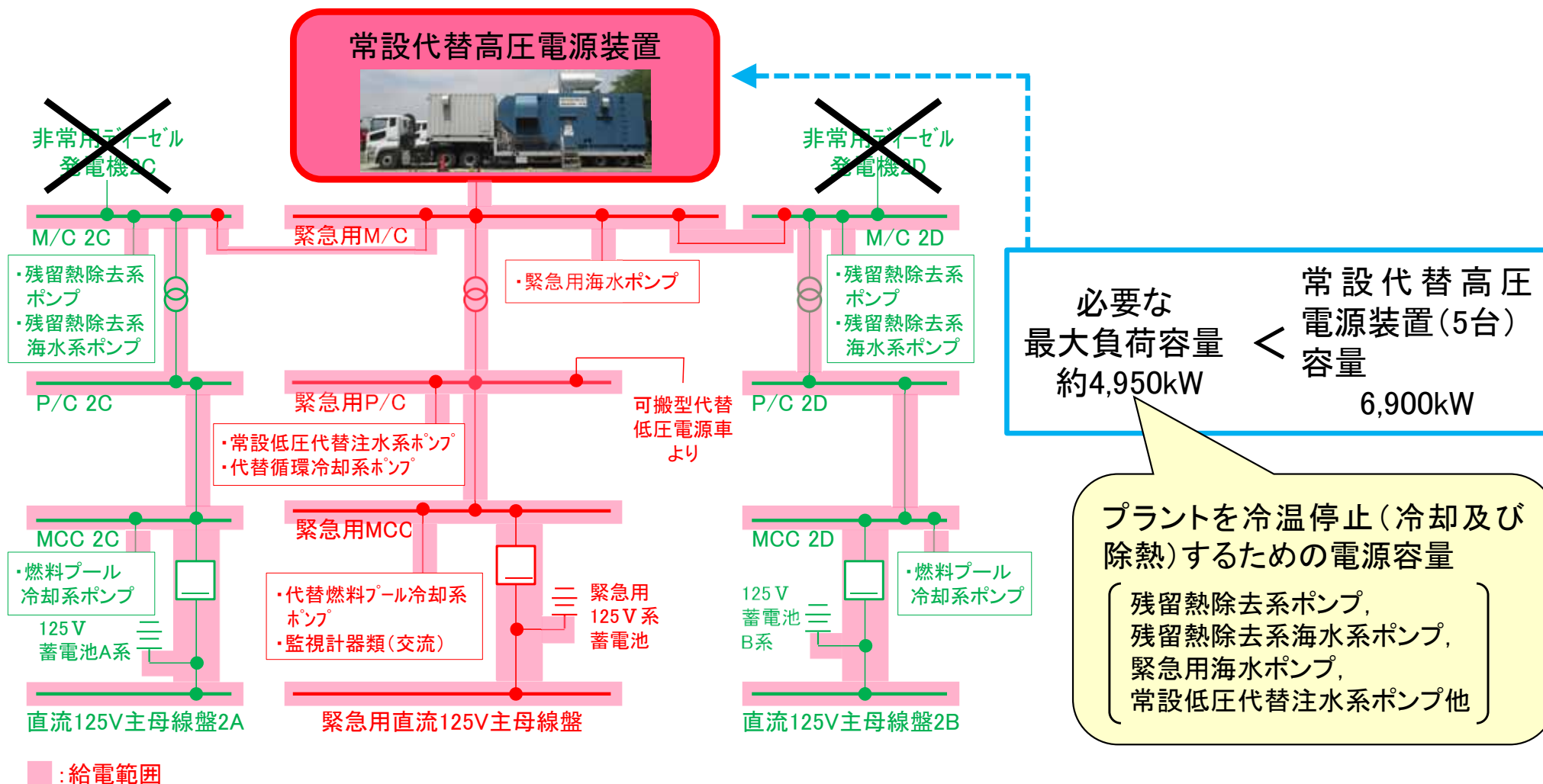


多重化されている  
非常用ディーゼル発電機が  
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…**常設代替高圧電源装置**
- ・ 可搬型代替交流電源設備…可搬型代替低圧電源車





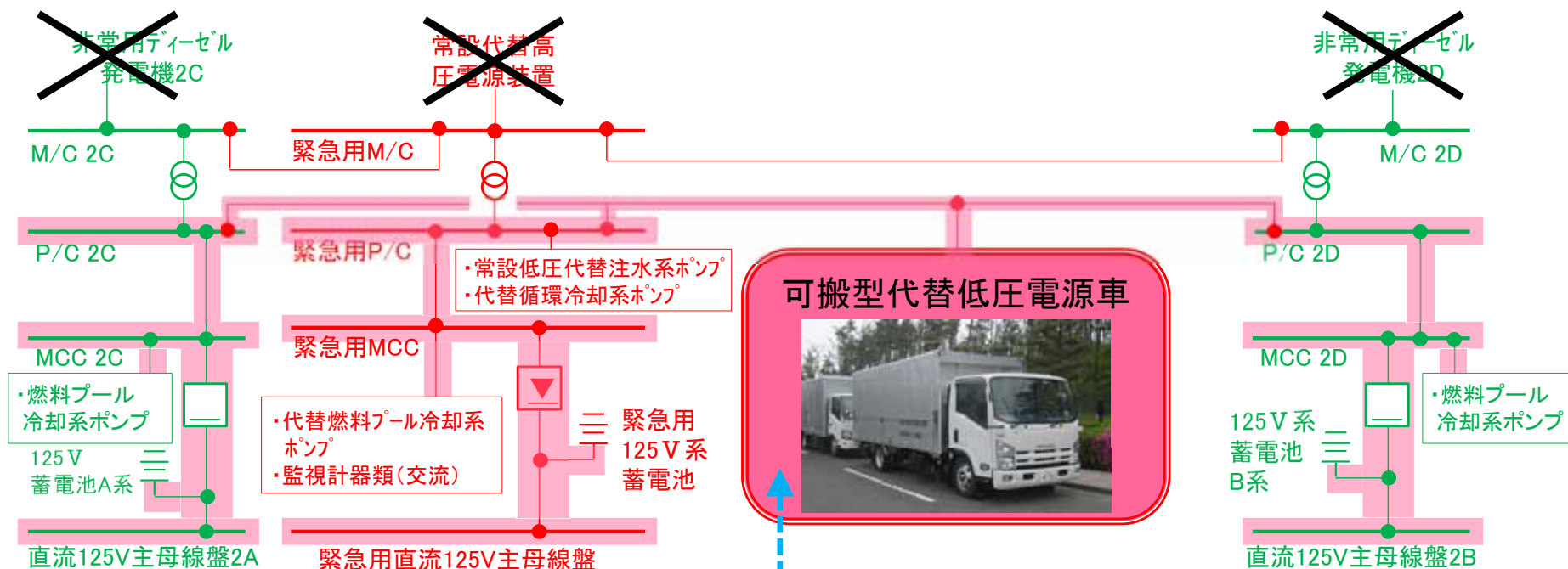
### 3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)

多重化されている  
非常用ディーゼル発電機が  
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替交流電源設備…**可搬型代替低圧電源車**



必要な最大負荷容量 < 可搬型代替低圧電源車(2台)容量  
約680kW < 800kW

原子炉への低圧注水、使用済燃料プールの冷却及び直流負荷のための電源容量  
〔常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール冷却系ポンプ、125V充電器盤、監視計器類他〕

可搬型代替低圧電源車は、以下の負荷が含まれていないため、常設代替高圧電源装置と比べて容量が小さい。

- ・ 除熱機能に関する負荷(除熱はフィルタベント設備にて対応)

### 3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

交流電源喪失

外部電源及び非常用ディーゼル発電機から  
交流電源供給不可

125V系蓄電池  
A系及びB系

緊急用  
125V系蓄電池

125V系蓄電池A系及びB系は、  
負荷切り離しを行わずに8時間、  
その後、必要な負荷以外を切  
り離して残り16時間の**合計24  
時間にわたり電源(直流)の供  
給が可能**

**24時間**にわたり、重大事故等  
の対応に必要な電源(直流)  
の供給が可能。

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器




+




**24時間**にわたり、重大事故等  
の対応に必要な電源(直流)の  
供給が可能。

常設

可搬型

 : 既設強化

 : 新規設置

### 3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

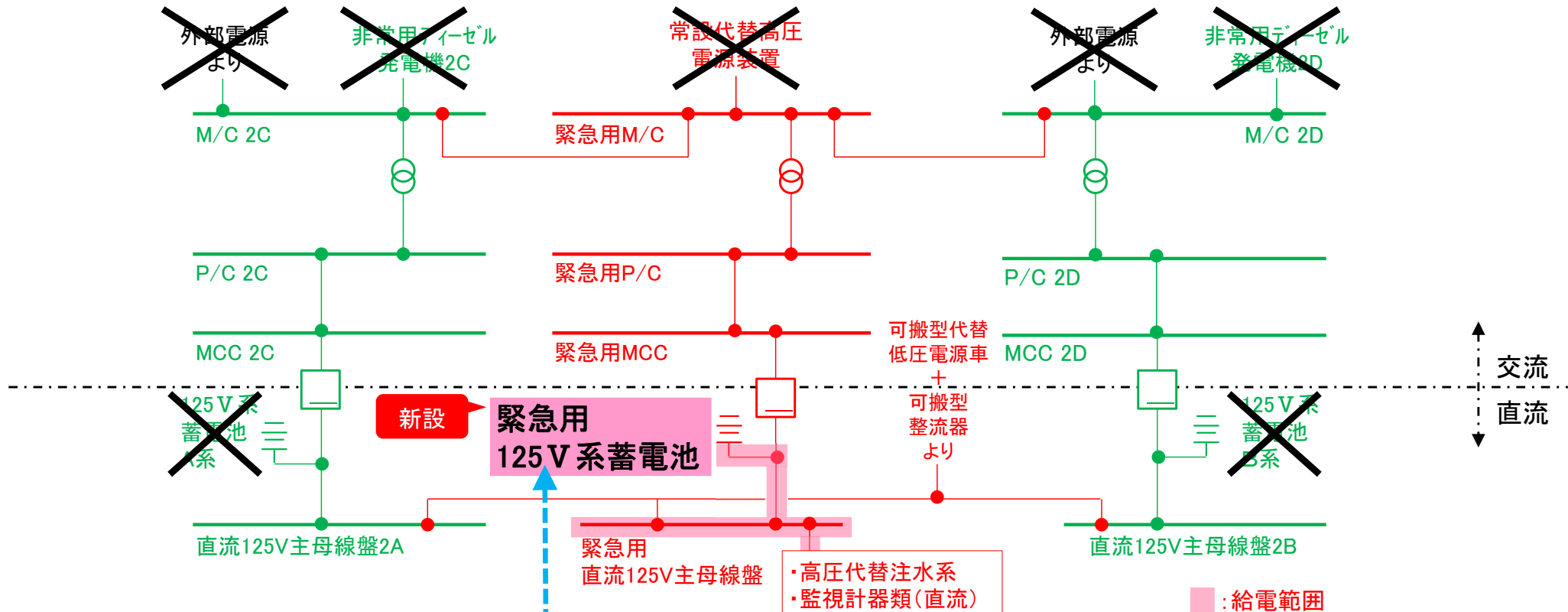


交流電源喪失



代替直流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替直流電源設備… **緊急用125V系蓄電池**
- ・ 可搬型代替直流電源設備  
…可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器



重大事故等時に使用する代替注水及び監視計器(直流)のための電源容量(高圧代替注水系, 監視計器類 他)

必要な最大負荷容量 < 緊急用125V系蓄電池容量  
約5,530Ah < 6,000Ah

### 3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

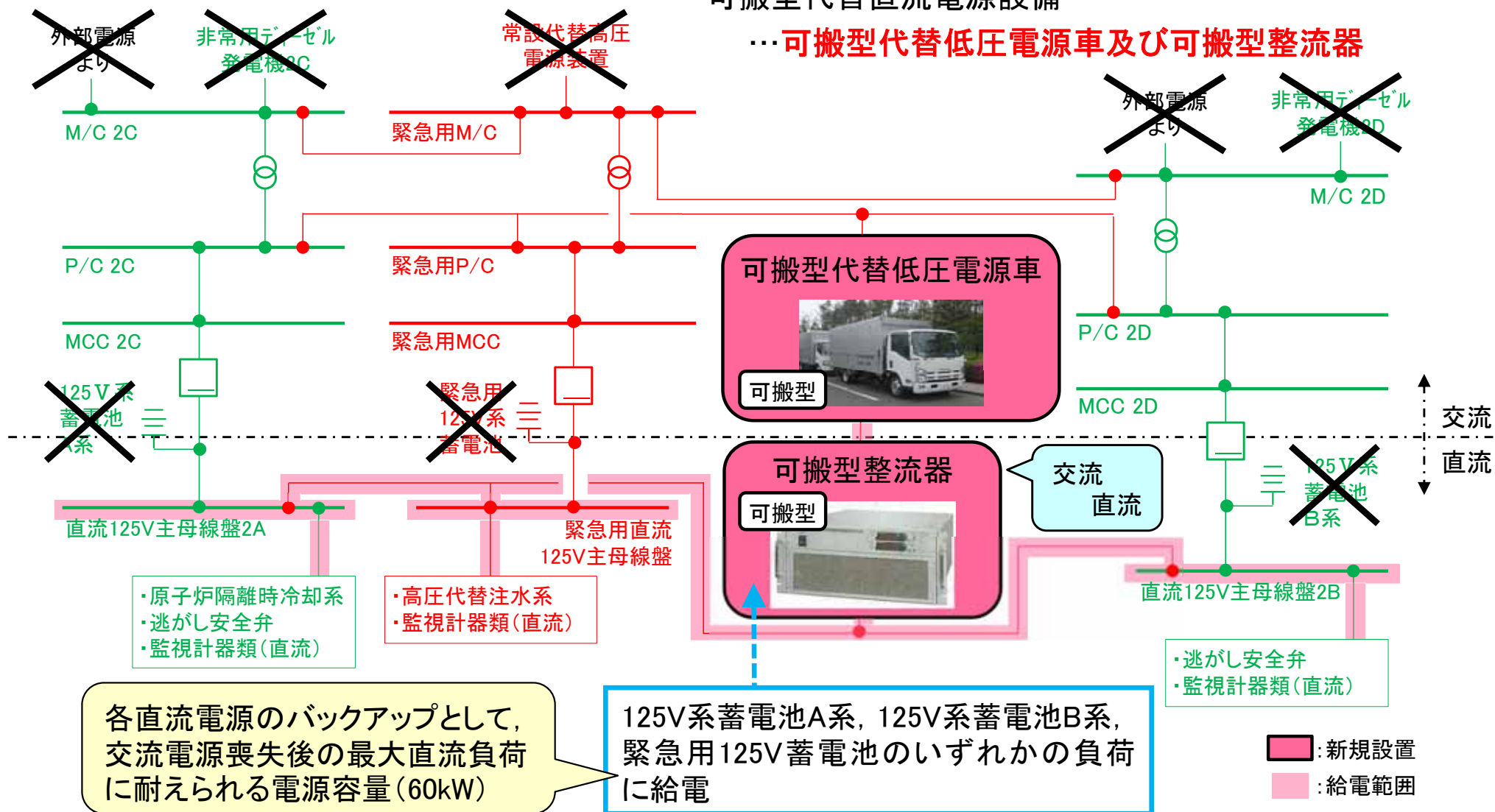
交流電源喪失



代替直流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替直流電源設備… 緊急用125V系蓄電池
- ・ 可搬型代替直流電源設備

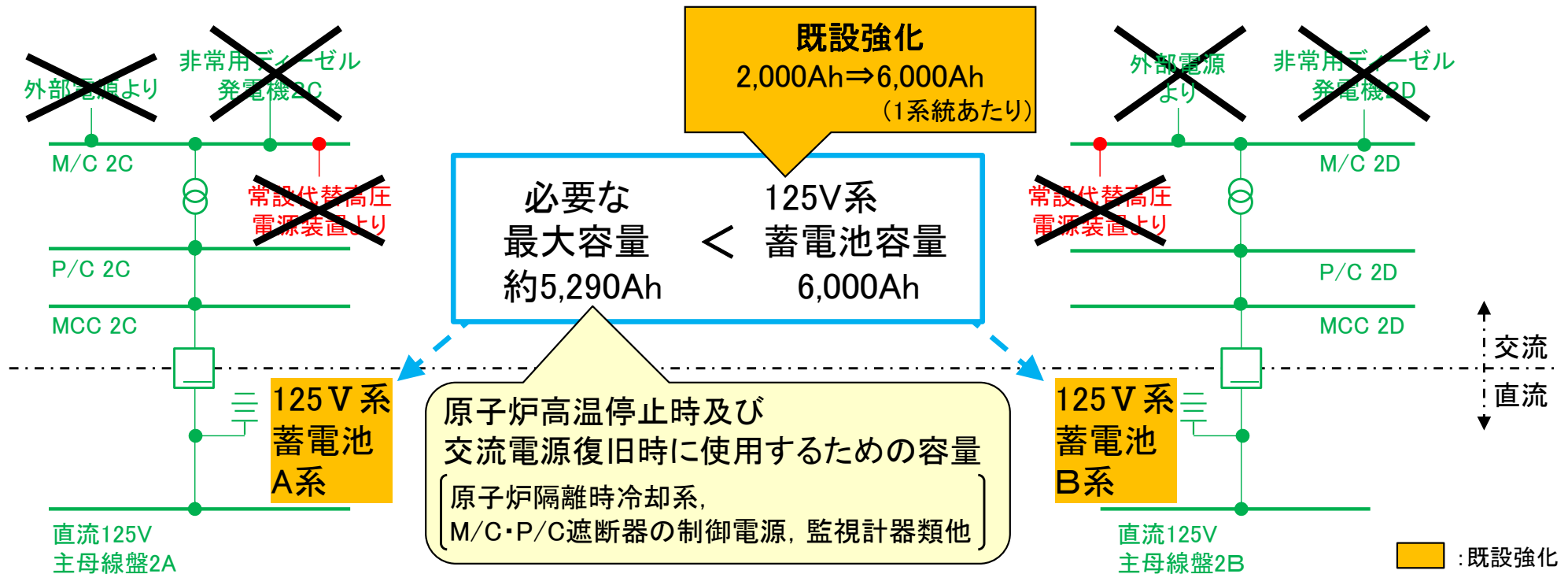
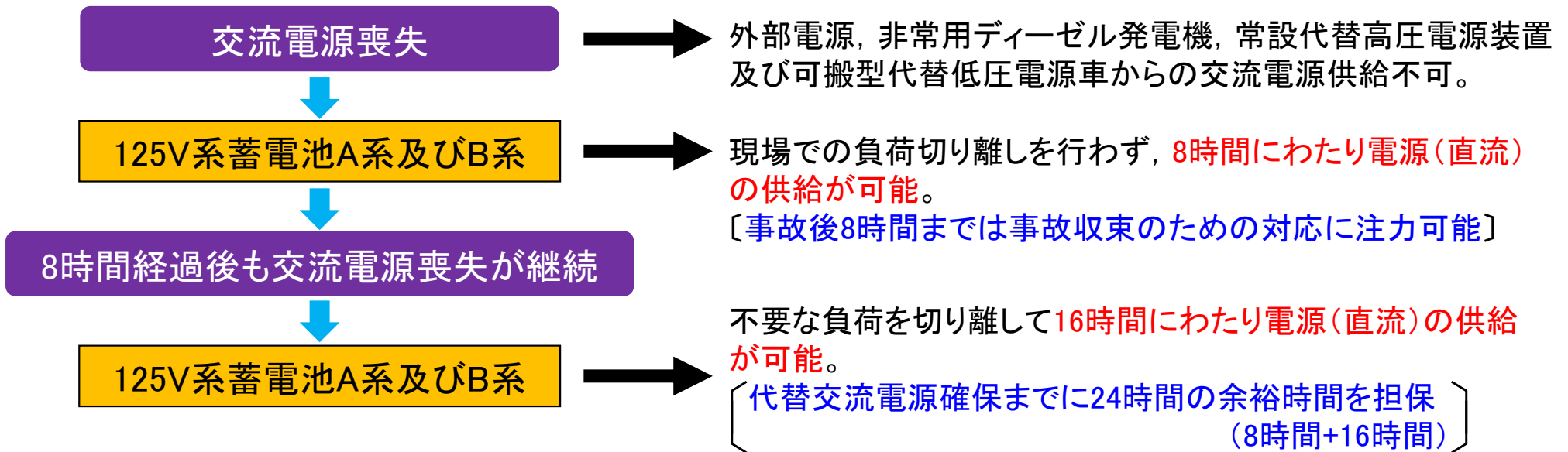
…可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器



各直流電源のバックアップとして、交流電源喪失後の最大直流負荷に耐えられる電源容量(60kW)

125V系蓄電池A系, 125V系蓄電池B系, 緊急用125V蓄電池のいずれかの負荷に給電

### 3. ③ 直流電源設備の増強



### 3. ④ 耐震性の向上(外部電源受電設備の強化)

外部電源を受電する開閉所設備を  
気中開閉所機器から**ガス絶縁開閉装置**  
とする。



- ガス絶縁開閉装置は、構造上、  
気中開閉所機器よりも重心が  
低い**ため耐震性が高い**。
- **コンパクトな配置が可能であり、  
メンテナンス性も良い**。



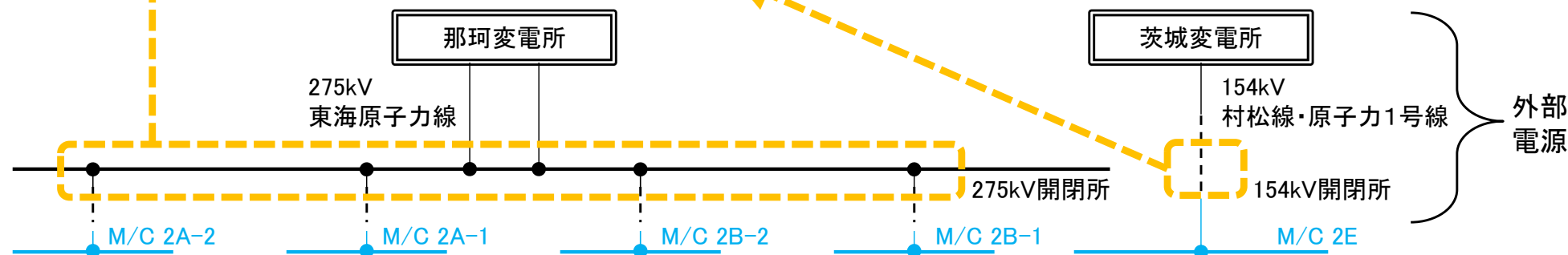
気中開閉所



気中開閉所



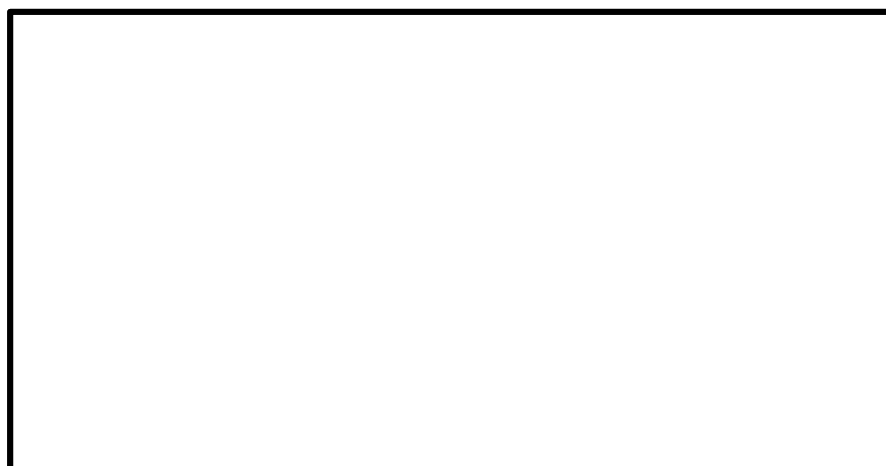
ガス絶縁開閉装置(イメージ)



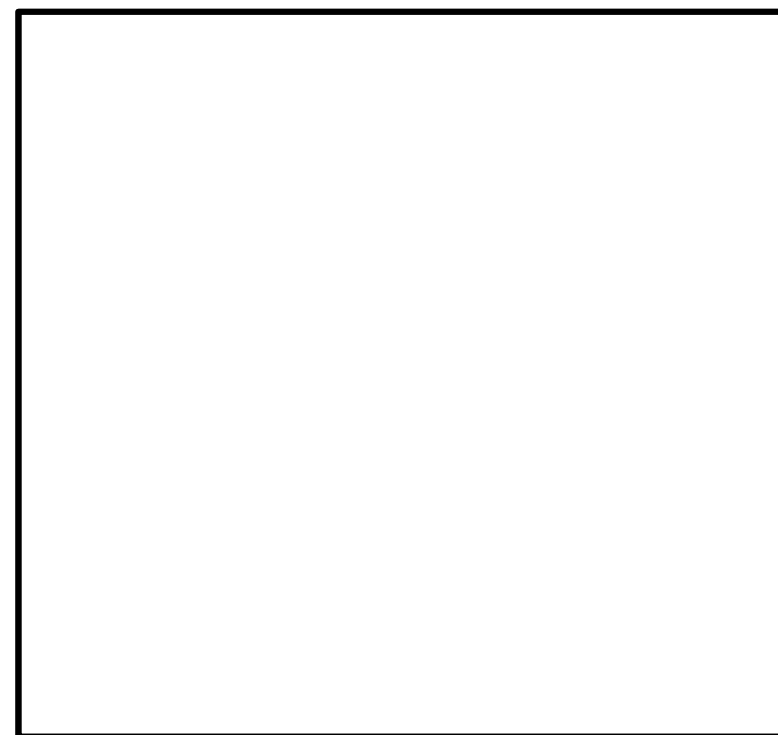
### 3. ⑤ 耐震性の向上(電線路間水平距離の確保)

電線路の近接箇所である275kV東海原子力線 No2鉄塔－154kV原子力1号線 No5 鉄塔間について、154kV原子力1号線 No5鉄塔を275kV東海原子力線 No2鉄塔の倒壊範囲外へ移設(移設場所は2018年3月末頃までに決定予定)

仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない電線路間の水平距離を確保する。



第1図 外部電源送電線ルート



第2図 発電所敷地周辺の鉄塔配置

- ◆常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車等の新設により電源が多様化され，外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合においても，プラントの停止・冷却に関わる安全確保が可能。
- ◆蓄電池容量を増加することにより，代替交流電源確保までの十分な時間を確保し，安全性を向上。
- ◆外部電源を受電する開閉所設備を耐震性の高いガス絶縁開閉装置とすること及び近接している鉄塔を倒壊範囲外へ移設し，電線路間の水平距離を確保することにより，外部電源の信頼性が向上。



## 補足説明資料 電源設備への対応について

## 補足説明資料 目次

1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上) .....	20
2. 電源設備の共通要因等への対応について .....	32
3. 原子力発電所の施設の保全に関する実施方針と代替電源設備の扱い .....	49
4. 可搬型代替低圧電源車及び電源ケーブル接続口の扱い .....	53
5. 交流電源及び直流電源喪失時の対応 .....	54
6. 代替電源設備の負荷容量及び燃料確保について .....	62
7. 常設代替高圧電源装置の竜巻飛来物の影響とセキュリティ上の対応について .....	73
8. 外部電源系統の地震による影響評価及び耐震性向上の対策 .....	75

# 1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)(1/2)



安全性向上の考え方	項目	従来の方策	新規制対応	備考
—	電力系統への連系	・275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。	同 左	別紙1
—	電線路の独立	・275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に、154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に接続する。	同 左	
—	電線路の物理的分離	・東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。	同 左	
—	非常用電源設備の設置	・非常用電源設備として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を含む)及び蓄電池は非常用(非常用)を設ける設計とする。	同 左	別紙2
—	異常の検知及び拡大の防止	・発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を限定できる設計とする。	同 左	別紙3
<u>外部電源の確保</u>	電力の供給停止の防止	・外部電源を受電する開閉所設備は気中開閉所である。	・外部電源を受電する開閉所設備を耐震性の高いガス絶縁開閉装置とする。	(強化)*

\* 本文「3. ④ 耐震性の向上(外部電源受電設備の強化)」参照

# 1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)(2/2)

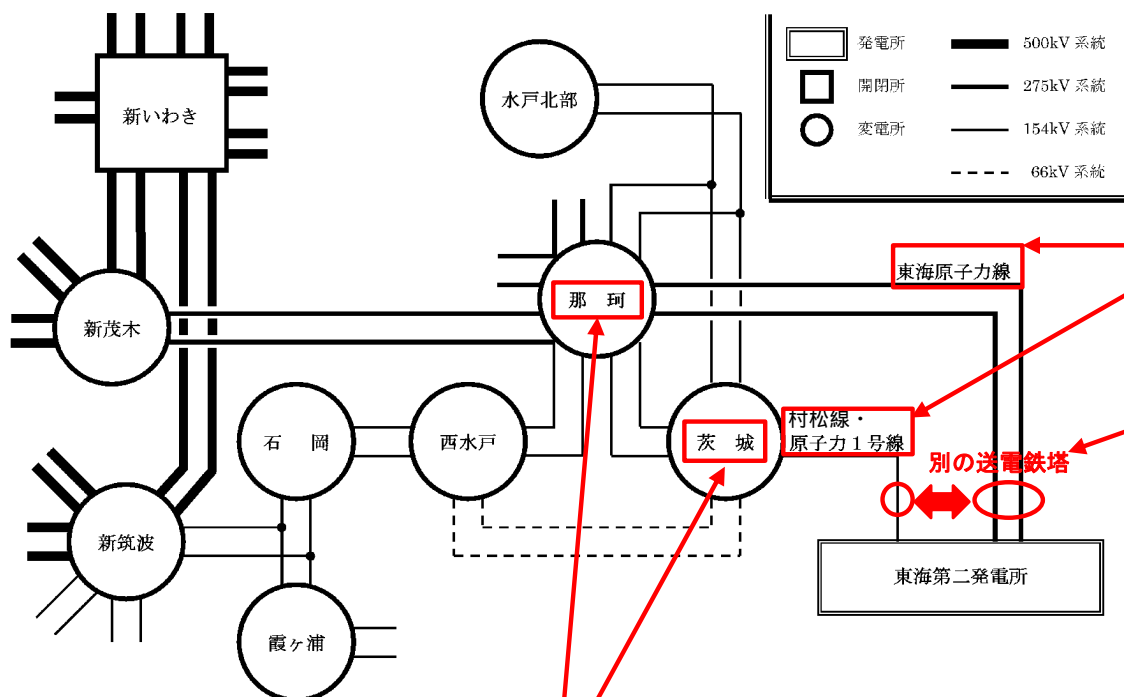


安全性向上の考え方	項目	従来の方策	新規制対応	備考
—	非常用電源設備の設置	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用母線に接続し、7日間の連続運転に必要な容量以上を有する軽油タンクを設置する。</li> </ul>	同左	別紙4
		<ul style="list-style-type: none"> <li>蓄電池は非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性及び独立性を確保し、共通要因により機能が喪失しない設計とする。</li> </ul>	同左	別紙5
SA用電源の確保	重大事故等対処設備の設置	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備なし。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置を設置。</li> <li>可搬型代替交流電源設備として可搬型代替低圧電源車を配備。</li> <li>負荷切り離しを行わず24時間にわたり、電源の供給を行うことが可能な緊急用125V系蓄電池を設置</li> <li>代替所内電気設備として緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ及び緊急用モータコントロールセンタ等を設置</li> </ul>	別紙6(新規)
			<ul style="list-style-type: none"> <li>125V系蓄電池A系及びB系は、負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電源の供給を行うことを可能とするため容量を増加。(現状は8時間の設計。24時間後には交流電源の復旧が期待できるため、安全性が向上)</li> <li>24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備として可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器を配備する。</li> </ul>	別紙7(新規)

# <別紙1> 規制要求と対応 <保安電源設備(第33条)>



- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成であることを確認している。

275kV送電線の送電容量:約1138MW(1回線当たり)及び154kV送電線の送電容量:約269MWは、非常用ディーゼル発電機容量:5200kW以上。

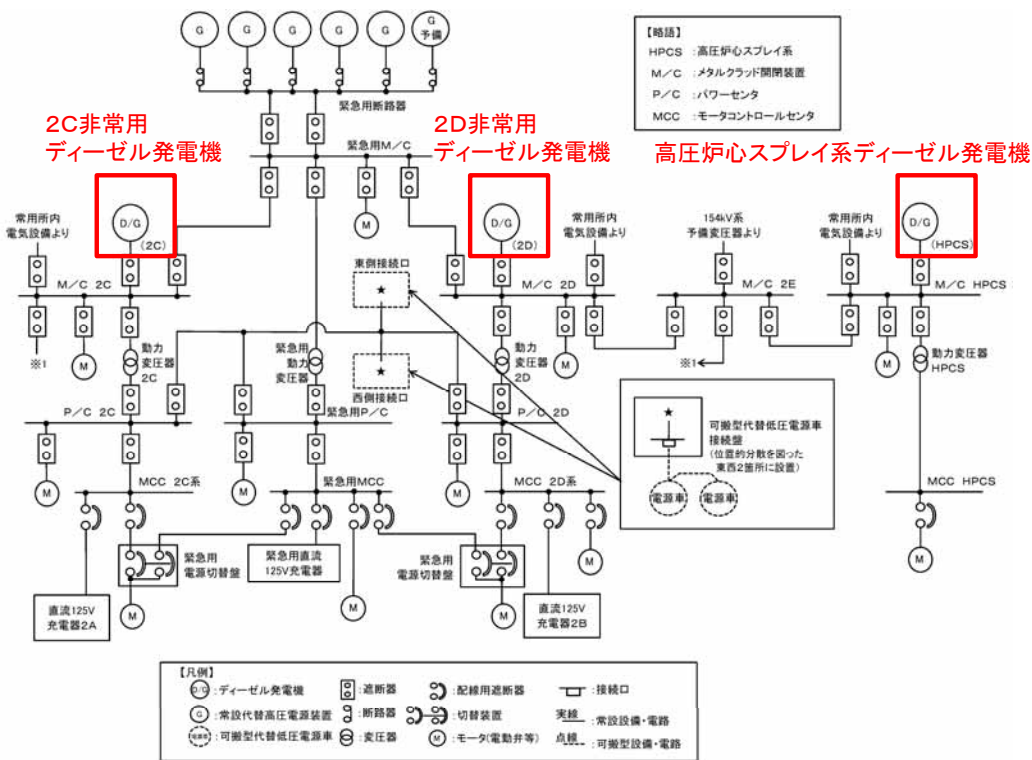
275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。  
154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

# <別紙2> 規制要求と対応 <保安電源設備(第33条)>

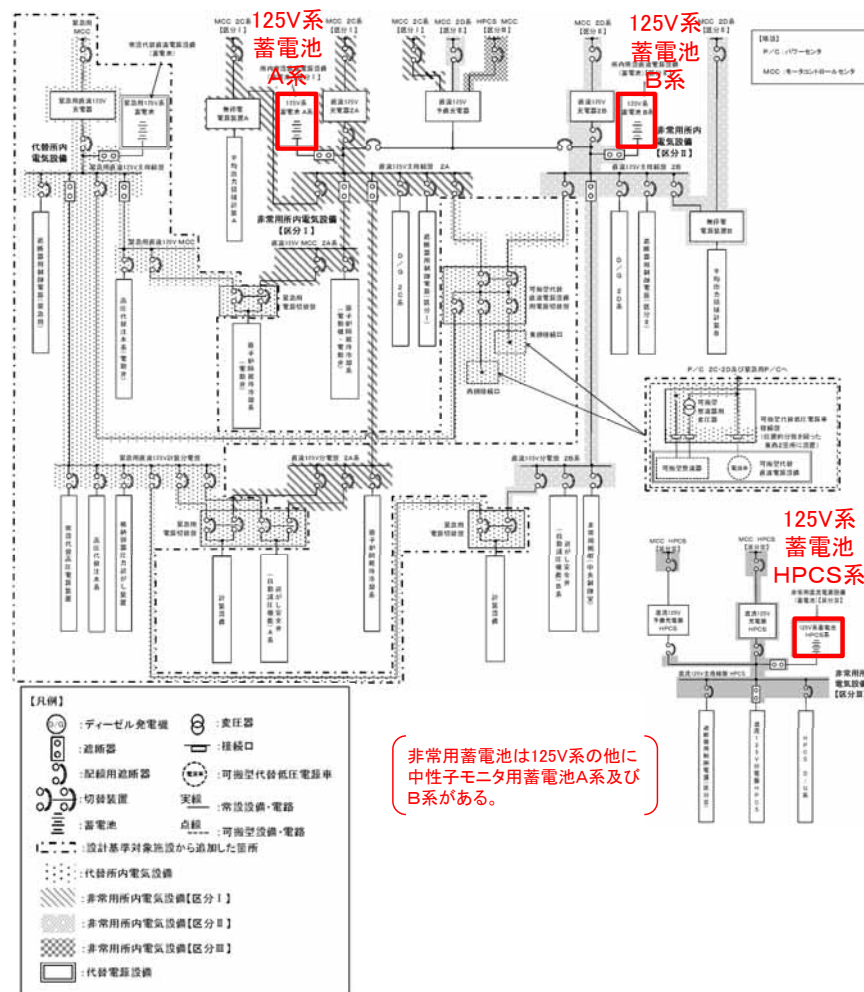


2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備(安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。

非常用電源設備として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を含む。)及び蓄電池(非常用)を設ける設計とする。



単線結線図(交流)

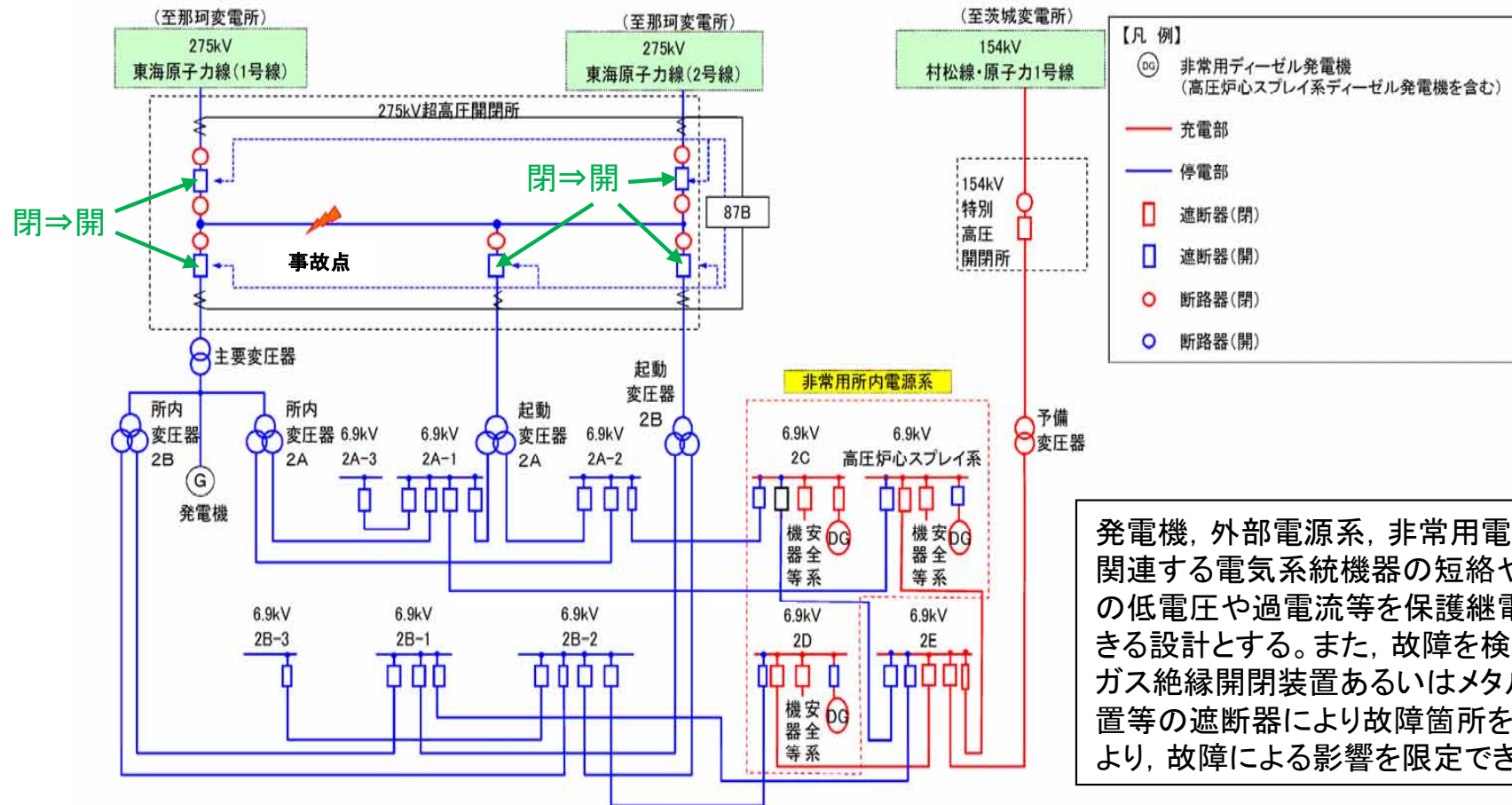


単線結線図(直流)

# <別紙3> 規制要求と対応 <保安電源設備(第33条)>



3 保安電源設備(安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

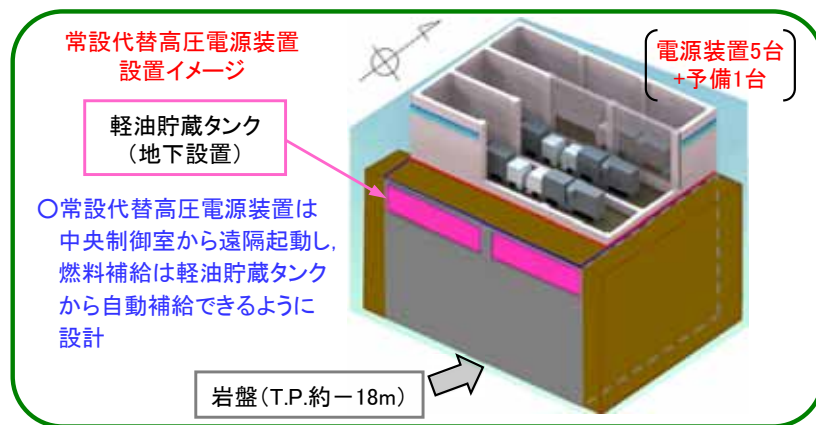


母線保護装置の例

発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を限定できる設計とする。

275kV母線事故を検知して、遮断器(主要変圧器用、起動変圧器用及び送電線用)を「開」とすることにより、故障箇所である275kV母線を隔離する。

○常設電源設備(非常用ディーゼル発電機等及び常設代替高圧電源装置)用の燃料貯蔵設備として、7日間の電源供給を可能とする軽油貯蔵タンク(400kL)を2基設置



軽油貯蔵タンク配置図

○軽油貯蔵タンクの容量は、燃料消費量が最大となるケースである外部電源喪失が発生した場合を想定しても、7日間電源供給が可能な量を上回る容量を設定

外部電源喪失

非常用ディーゼル発電機等により  
非常用母線を受電

非常用ディーゼル発電機等が7日間運転可能な燃料  
(53,184 L/日 × 7日 ≒ 372.3kL)

+

+

常設代替高圧電源装置により  
緊急用母線を受電  
(重大事故への備え)

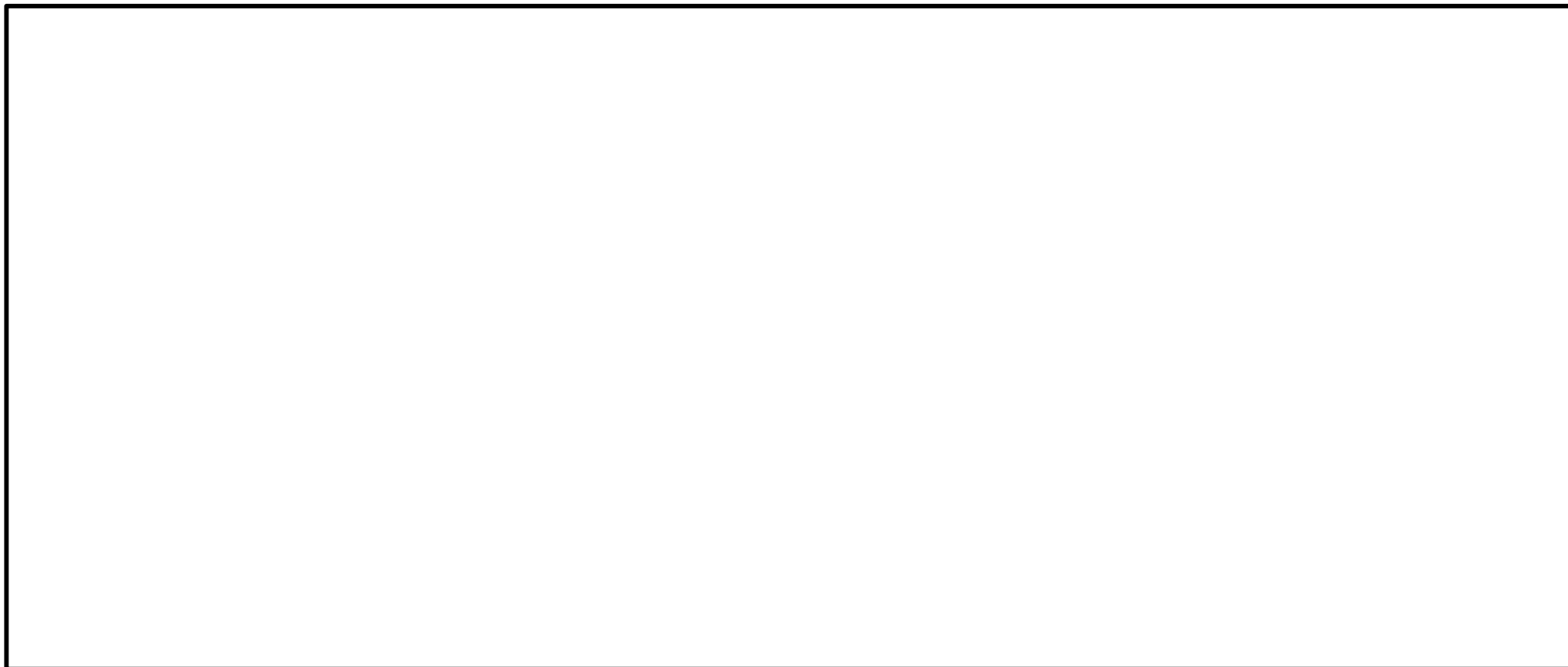
常設代替高圧電源装置が1日運転可能な燃料  
(20,160 L/日 × 1日 ≒ 20.2kL)

$$372.3\text{kL} + 20.2\text{kL} = 392.5\text{kL} * < 400\text{kL}$$

\* 何れかの電源のみで7日間運転を続ける場合は、このケースよりも燃料消費量が少なくなる。



7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。



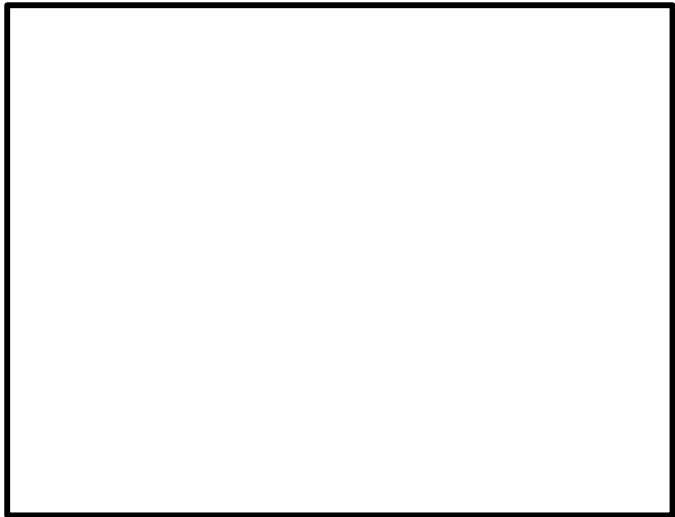
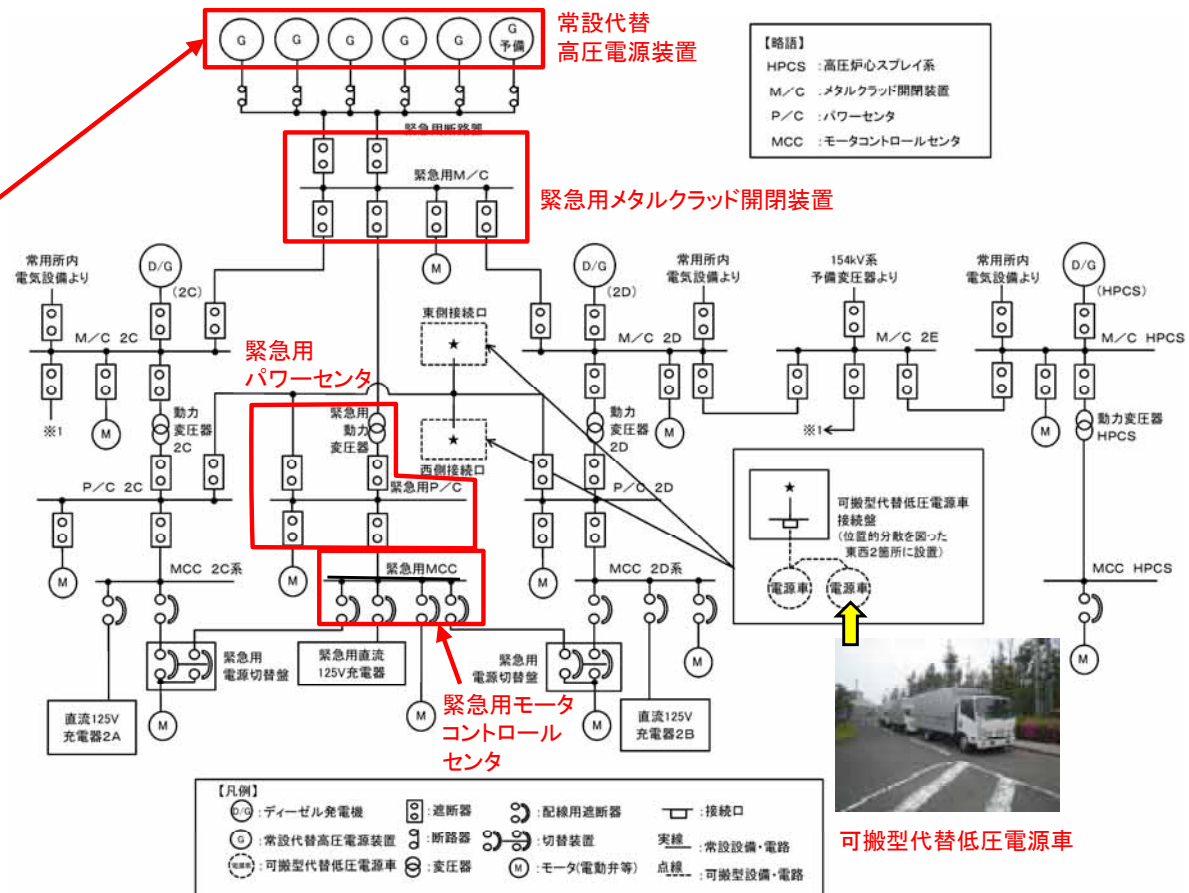
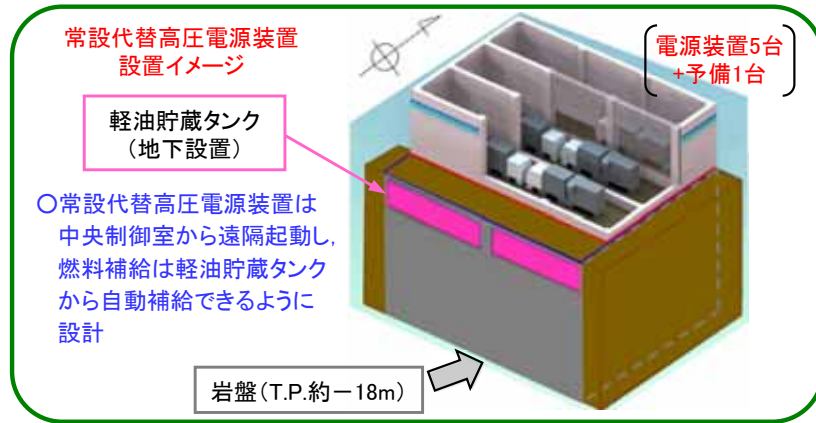
非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む)及び蓄電池(非常用)の配置図

- ・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を含む。)及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線(高圧炉心スプレイ系用母線を含む。)に接続する。
- ・蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

# <別紙6> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



1 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。



常設代替高圧電源装置 配置イメージ



可搬型代替低圧電源車

- ・可搬型代替電源設備として可搬型代替低圧電源車を配備
- ・常設代替電源設備として常設代替高圧電源装置及び緊急用125V系蓄電池を設置
- ・代替所内電気設備として緊急用メタルクラッド開閉装置(緊急用M/C)、緊急用パワーセンタ(緊急用P/C)及び緊急用モータコントロールセンタ(緊急用MCC)等を設置

# <別紙6> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



常設代替高圧電源装置 負荷一覧表

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 108
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 A	約 14
	・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷	約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 86
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷	約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ	約 584
	その他必要な負荷	約 3
⑦	非常用ガス再循環系排風機	約 55
	非常用ガス処理系排風機	約 8
	その他必要な負荷	約 95
	停止負荷	約 -52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 183
⑨	蓄電池室排気ファン	約 8
	その他必要な負荷	約 154
⑩	緊急用海水ポンプ (使用済燃料プール冷却用として起動)	約 510
	その他必要な負荷	約 4
	(緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計)	(約 982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 4,510 (約 4,948)

可搬型代替低圧電源車 最大負荷一覧表

## (1) 非常用所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 22
	・非常用照明	約 134
	・120V AC計装用電源 2 A ・その他負荷	約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 22
	・非常用照明 ・その他負荷	約 52
③	・中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	・中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	(中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	(約 172)
④	・蓄電池室排気ファン	約 8
	・蓄電池室空気調和機ファン	約 11
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 575 (約 675)

## (2) 代替所内電気設備に給電する場合

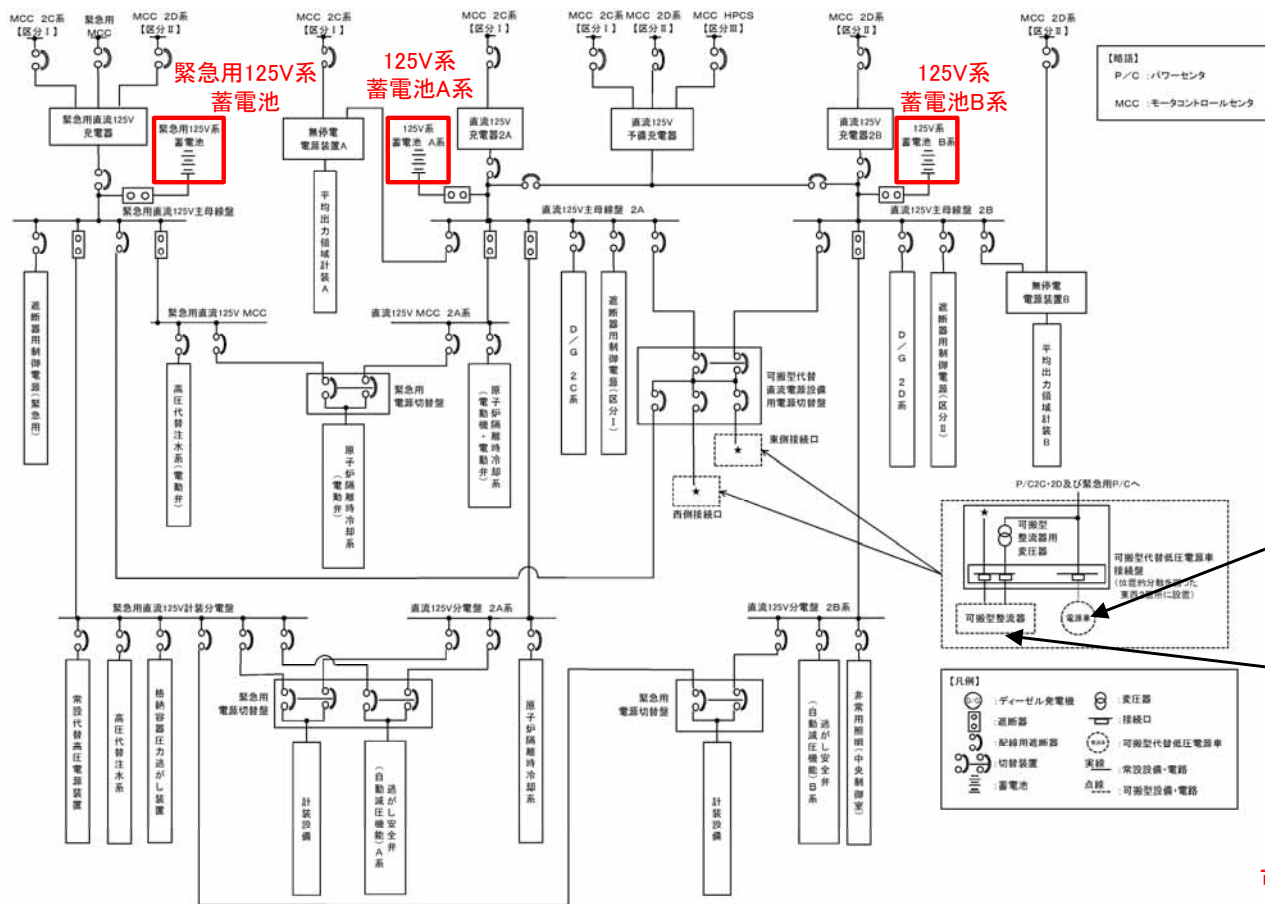
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ (起動時)	約 190 (485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
④	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器	約 95
	・その他必要な負荷	
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約 625 (約 675)

緊急用125V系蓄電池 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0~1 分	1~1440 分
6.9kV 緊急用M/Cトリップ・投入		
480V 緊急用P/Cトリップ・投入		
SA制御盤, SA監視盤, SA変換器盤		
高圧代替注水制御盤		
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤		
計測装置		
逃がし安全弁(自動減圧機能) A系		
安全パラメータ表示システム(S P D S)		
緊急用125V系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置		
緊急用無停電電源装置制御電源		
高圧代替注水系注入弁		
高圧代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計 (A)	約 1,844	約 181

※蓄電池の容量(Ah)は、負荷電流(A)に各種係数を用いて算出

# <別紙7> 規制要求と対応 <電源設備(第57条)>



可搬型代替低圧電源車



可搬型整流器(イメージ)

- ・125V系蓄電池A系及びB系は負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電源の供給を行うことが可能。緊急用125V系蓄電池は負荷切り離しを行わず24時間にわたり、電源の供給を行うことが可能。
- ・24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備として可搬型代替低圧電源車と可搬型整流器を配備する。

### 125V系蓄電池A系 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1 分	1~60 分	60~540 分 <sup>※1</sup>	540~ 1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2C D/G初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口弁				
その他の負荷				
合計 (A)	1,750	255	238	134

- ※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。
- ※2 2C D/G初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、2C D/G初期励磁電流  はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

### 125V系蓄電池B系 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1 分	1~60 分	60~540 分 <sup>※1</sup>	540~ 1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2D D/G初期励磁				
その他の負荷				
合計 (A)	1,200	237	220	139

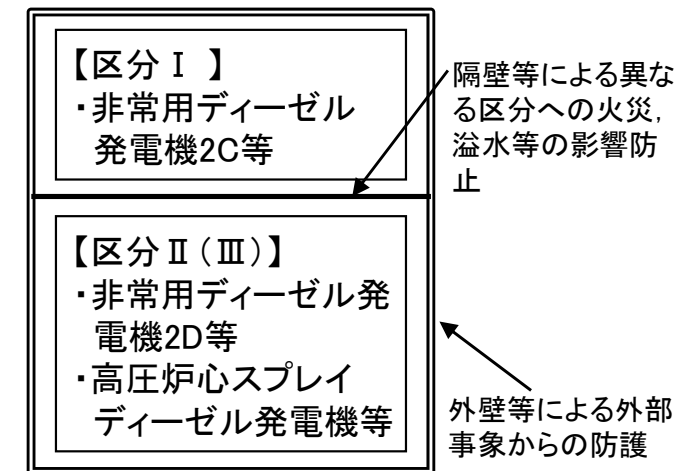
- ※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。
- ※2 2D D/G初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、2D D/G初期励磁電流  はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※蓄電池の容量(Ah)は、負荷電流(A)に各種係数を用いて算出。

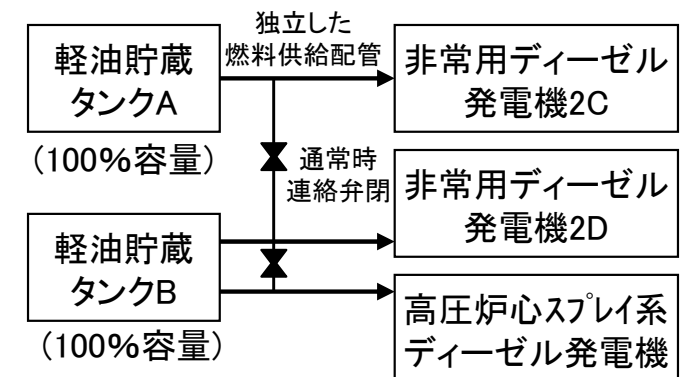
## 2. 電源設備の共通要因等への対応について (1/3)

### 2.1 電源設備の多重性又は多様性及び独立性の確保及びその信頼性について

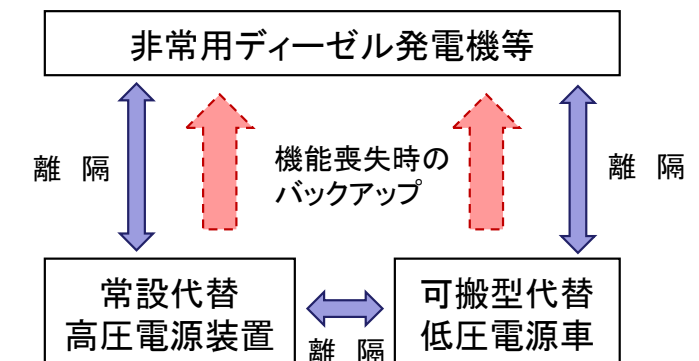
(1) 非常用ディーゼル発電機等の非常用電源設備は、安全区分に応じて**区分Ⅰと区分Ⅱ(Ⅲ)に区画された電気室等に隔離して設置し、地震、津波、火災、溢水等の外乱に対しても必要な機能を維持するよう、耐震、耐津波、火災防護、内部溢水等の各対策等により、すべての非常用電源が同時に機能喪失しないようにしている。**  
 <別紙1,2参照>



(2) 燃料貯蔵設備については、**必要容量を有するタンクを2つ設置し、それぞれのタンクから独立した配管で異なる安全区分のディーゼル発電機等に燃料を供給する。**これらの連絡配管は通常時は**手動弁により隔離しており、万一、片系で漏えい等が生じた場合でも他系に影響しない。**  
 <別紙3参照>



(3) 外部電源喪失に加えて、非常用ディーゼル発電機等の設計基準事故対処設備の電源も喪失し、**全交流動力電源喪失に至った場合の代替電源設備として、常設代替高圧電源装置や可搬型代替低圧電源車を設置、配備する。**  
 <別紙4参照>



(4) 代替電源設備は、**地震、津波、溢水、火災を考慮した設置場所に設置又は保管する。**また、その他の外部事象による**共通要因によって、非常用ディーゼル発電機等と同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る。**  
 <別紙5参照>

### 2.2 非常用電源設備の電源盤等に対する共通要因の影響確認と対策

- 非常用電源設備である非常用ディーゼル発電機や電源盤等は、下表のとおり、その機能を失う**共通要因**となり得る**地震、津波等の外部事象による悪影響を受けても、機能を維持できることを確認している**。また、**建屋内部で発生した火災や溢水で片方の系統の機能が喪失しても、他系統の機能を維持できる**。
- 上記の対策により、非常用電源設備の機能は確保できるが、更に、これらの想定を超える事象等ですべての電源機能が喪失する事態も考慮し、**重大事故等対処設備として多様性及び独立性を有する代替電源設備を非常用電源設備に対して位置的分散を図り設置することで、電源確保の信頼性を高めている**。〈別紙5,6,7参照〉

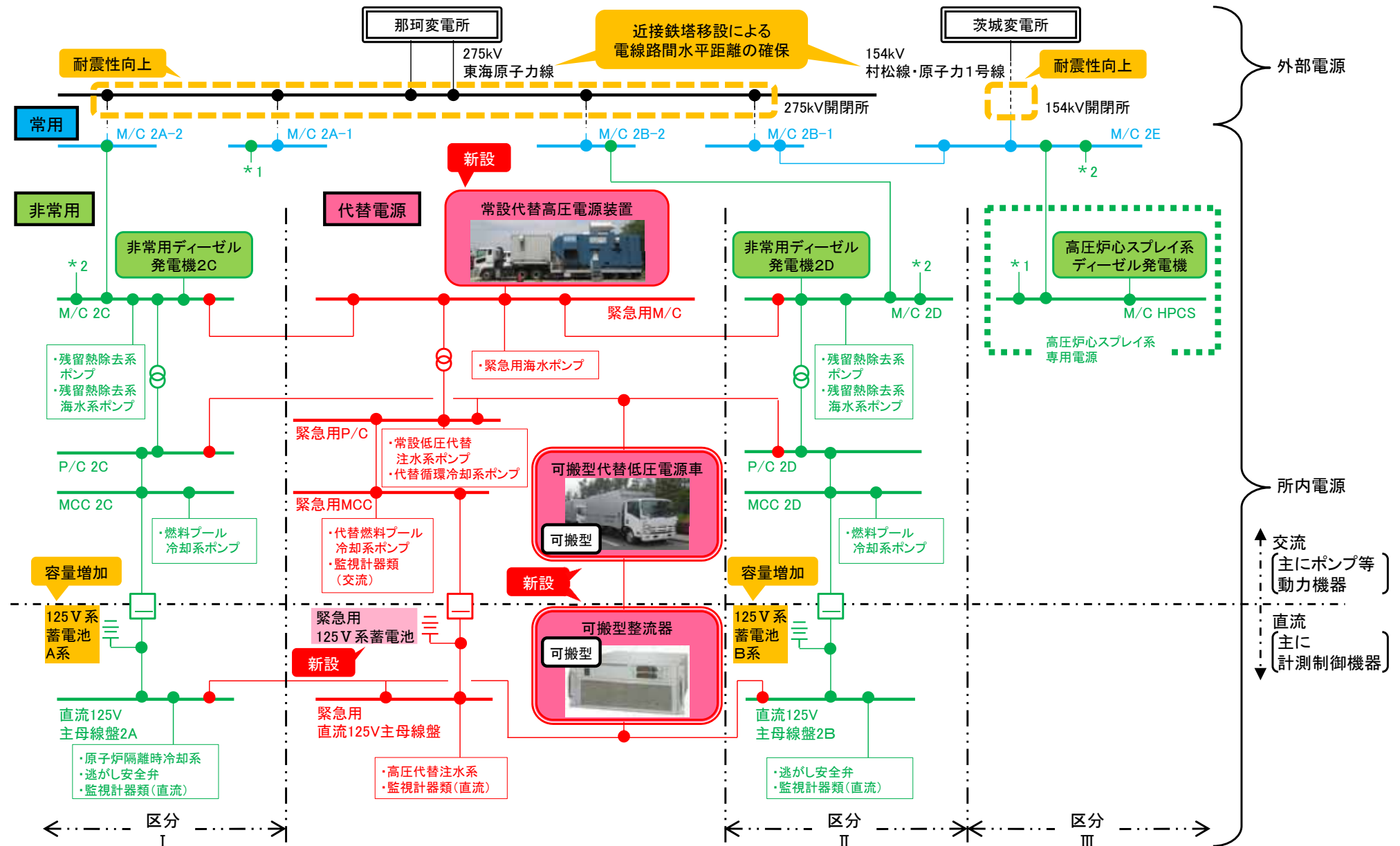
主な共通要因	非常用ディーゼル発電機や電源盤等の機能への各事象の影響確認	結果
①外部からの影響		
・地震による外力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動Ssの地震力により、各所に設置された電源盤等の設備に加わる加速度と設備の応答を評価し、また加振試験等を実施して地震後の設備の機能維持を確認することで、各設備が十分な耐震性を有し、地震によっても必要な機能を維持できることを確認している。</li> <li>・当該設備の周囲には、地震により損傷して当該設備に波及的な悪影響を及ぼす可能性がある耐震性が低い設備がないことを確認している。</li> </ul> <p style="text-align: right;">※「地震対策(耐震設計方針)について」参照</p>	良
・津波による浸水、波圧及び漂流物	<ul style="list-style-type: none"> <li>①基準津波*1に対しては、防潮堤等により原子炉建屋等を設置した発電所敷地に津波が浸水しないことを確認している。</li> <li>②防潮堤を超えて敷地に遡上する津波*2に対しては、発電所敷地に津波が浸水するが、原子炉建屋付近の浸水深さは約1mに留まり、更に漂流物等を考慮しても、外壁・水密扉等*3により建屋内部への浸水を防止し、必要な機能を維持できることを確認している。</li> </ul> <p>*1 基準津波による防潮堤前面の最高水位：T.P.+17.1m、防潮堤高さ：T.P.+20m(海側)及びT.P.+18m(陸側)</p> <p>*2 防潮堤前面の最高水位：T.P.+24m(無限鉛直壁を想定)。このような津波が発生する可能性は極めて低いが、津波リスクに対する発電所の安全性を高める観点から設定し、対処していく。</p> <p>*3 建屋外壁の水密扉の運用として、扉の開放時は人が立ち会い、大津波警報発令時等は直ちに扉を閉止することで、建屋外壁の水密性を確実にする。</p> <p style="text-align: right;">※「津波対策(耐津波設計)について」参照</p>	良



## 2. 電源設備の共通要因等への対応について (3/3)



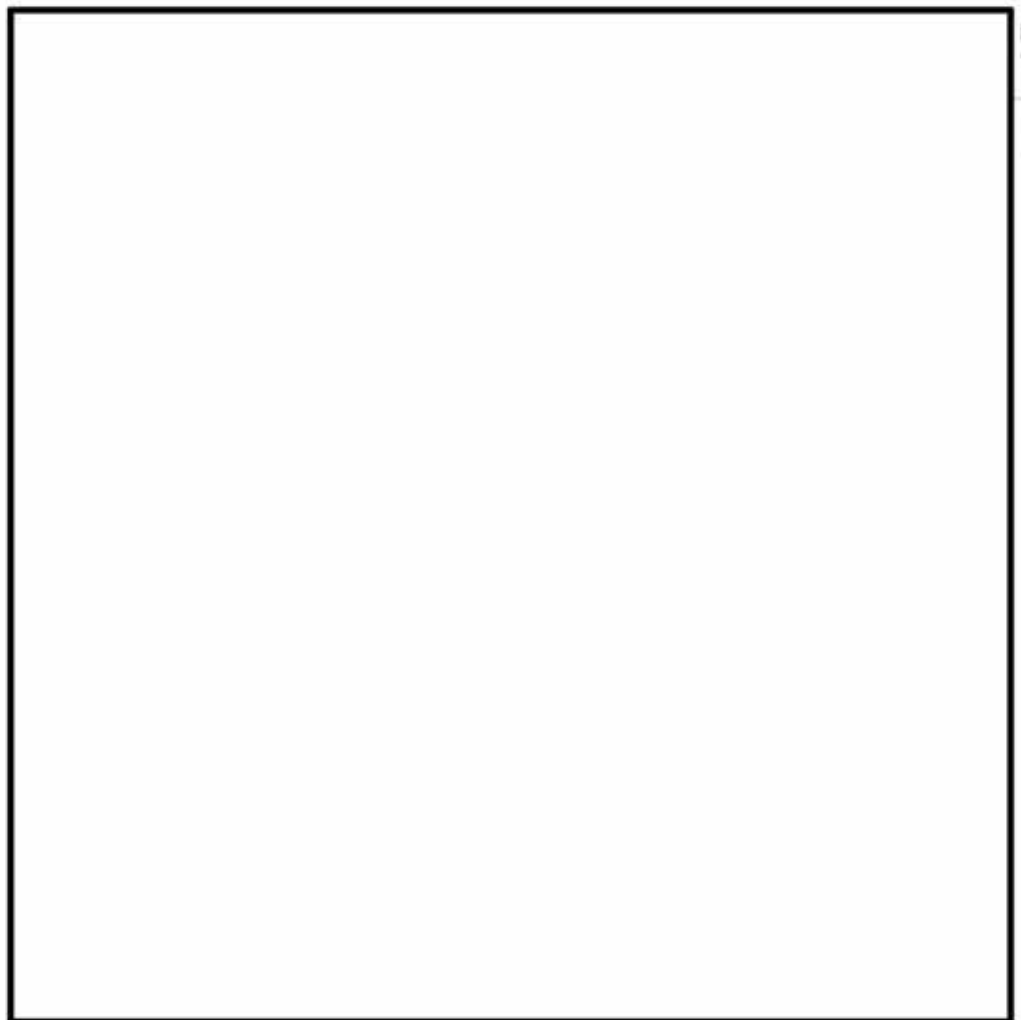
主な共通要因	非常用ディーゼル発電機や電源盤等の機能への各事象の影響確認	結果
①外部からの影響(続き)		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻による風圧及び飛来物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所内は竜巻による飛来物発生防止対策の運用を行った上で、設計竜巻*<sup>4</sup>による風圧及び設計飛来物*<sup>5</sup>による荷重に対しても、原子炉建屋等の外壁、開口部等が耐性を有するよう設置することで、各設備は竜巻から防護され、必要な機能を維持できることを確認している。</li> </ul> <p style="text-align: center;">*4 最大風速100m/s    *5 長さ約4m, 重さ135kgの角型鋼管等</p> <p style="text-align: center;">※「外部事象対策について(自然事象(地震・津波を除く)及び人為事象への対応)」参照</p>	良
<ul style="list-style-type: none"> <li>・その他の外部事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所外部からの、森林火災、落雷、火山(降灰)等の自然現象に対しても、防火帯の確保、避雷設備の設置、原子炉建屋の外壁やフィルタ装置の運用等により、各設備は外部事象から防護され、必要な機能を維持できることを確認している。</li> <li>・発電所外部からの、近隣施設の火災・爆発、電磁的障害等の人為事象に対しても、発生源からの離隔距離の確保、原子炉建屋の外壁による防護、サージ・ノイズ対策設備等により、各設備は外部事象から防護され、必要な機能を維持できることを確認している。</li> </ul> <p style="text-align: center;">※「外部事象対策について(自然事象(地震・津波を除く)及び人為事象への対応)」参照</p>	良
②内部の影響		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・内部火災</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所内部での火災の発生防止を図ると共に、各電源設備の系統を区分・区画し、耐火隔壁や火災感知設備、自動消火設備等を設け、早期の感知・消火、影響軽減を図ることで、火災によっても多重化された系統が同時に機能喪失しないことを確認している。</li> </ul> <p style="text-align: center;">※「内部火災への対応について」参照</p>	良
<ul style="list-style-type: none"> <li>・内部溢水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所内部での溢水発生防止を図ると共に、各電源設備の系統を区分・区画し、水密扉や堰の設置、床ドレンファンネルの閉止運用等により、溢水の流れをコントロールすることで、溢水*<sup>6</sup>によっても多重化された系統が同時に機能喪失しないことを確認している。</li> </ul> <p style="text-align: center;">*6 火災発生時の消火活動に伴う消火水の溢水も考慮している。</p> <p style="text-align: center;">※「内部溢水への対応について」参照</p>	良



※M/C(マルチクワット開閉装置), P/C(パワーセンタ), MCC(モータコントロールセンタ)とは、発電機や外部電源等の電力を設備へ供給する配電盤のこと。

黄色 : 既設強化  
 赤色 : 新規設置

- 非常用電源設備は、安全区分に応じて区分Ⅰと区分Ⅱ(Ⅲ)に区画された電気室等に設置している。
- 非常用電源設備の配置に関して、同じ機能を有する設備は、運転性、保守性に配慮し、近傍に配置しているが、地震、津波、火災、溢水等の外乱に対しても必要な機能を維持するよう、耐震性の確保、耐津波性(外壁、水密扉)、火災防護対策(隔壁、火災感知・消火設備等)、内部溢水対策(隔壁、水密扉)等により、すべての非常用電源が同時に機能喪失しないように設計している。



非常用ディーゼル発電機等の  
火災防護対策における区画

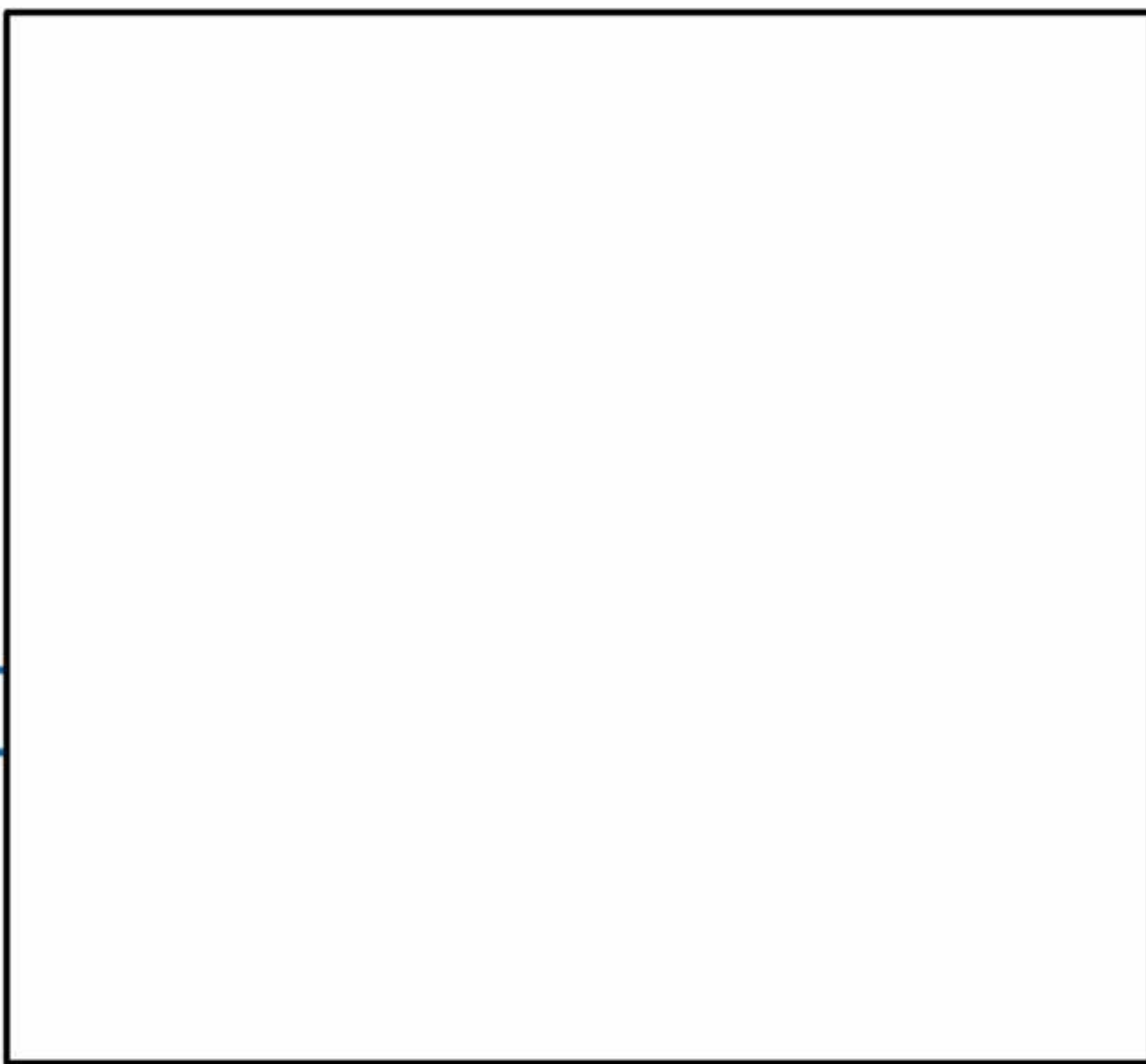
原子炉建屋付属棟 EL-2.00m

区分Ⅰ
  区分Ⅱ (Ⅱ)

防護対象設備の凡例	
赤字	: 区分Ⅰ
青字	: 区分Ⅱ
緑字	: 区分Ⅲ
黒字	: 区分Ⅳ
<span style="display: inline-block; width: 20px; border-bottom: 2px solid red; margin-right: 5px;"></span>	: 火災区域の境界
<span style="display: inline-block; width: 20px; border-bottom: 2px dashed red; margin-right: 5px;"></span>	: 3時間耐火壁追設計画
<span style="display: inline-block; width: 20px; border-bottom: 2px solid blue; margin-right: 5px;"></span>	: 火災区画の境界
<span style="display: inline-block; width: 20px; border-bottom: 2px dash-dot blue; margin-right: 5px;"></span>	: 機器等分離用の耐火隔壁 (1時間耐火隔壁)



非常用高圧母線 2 D



非常用高圧母線電源盤の  
火災防護対策における区画 (1/2)

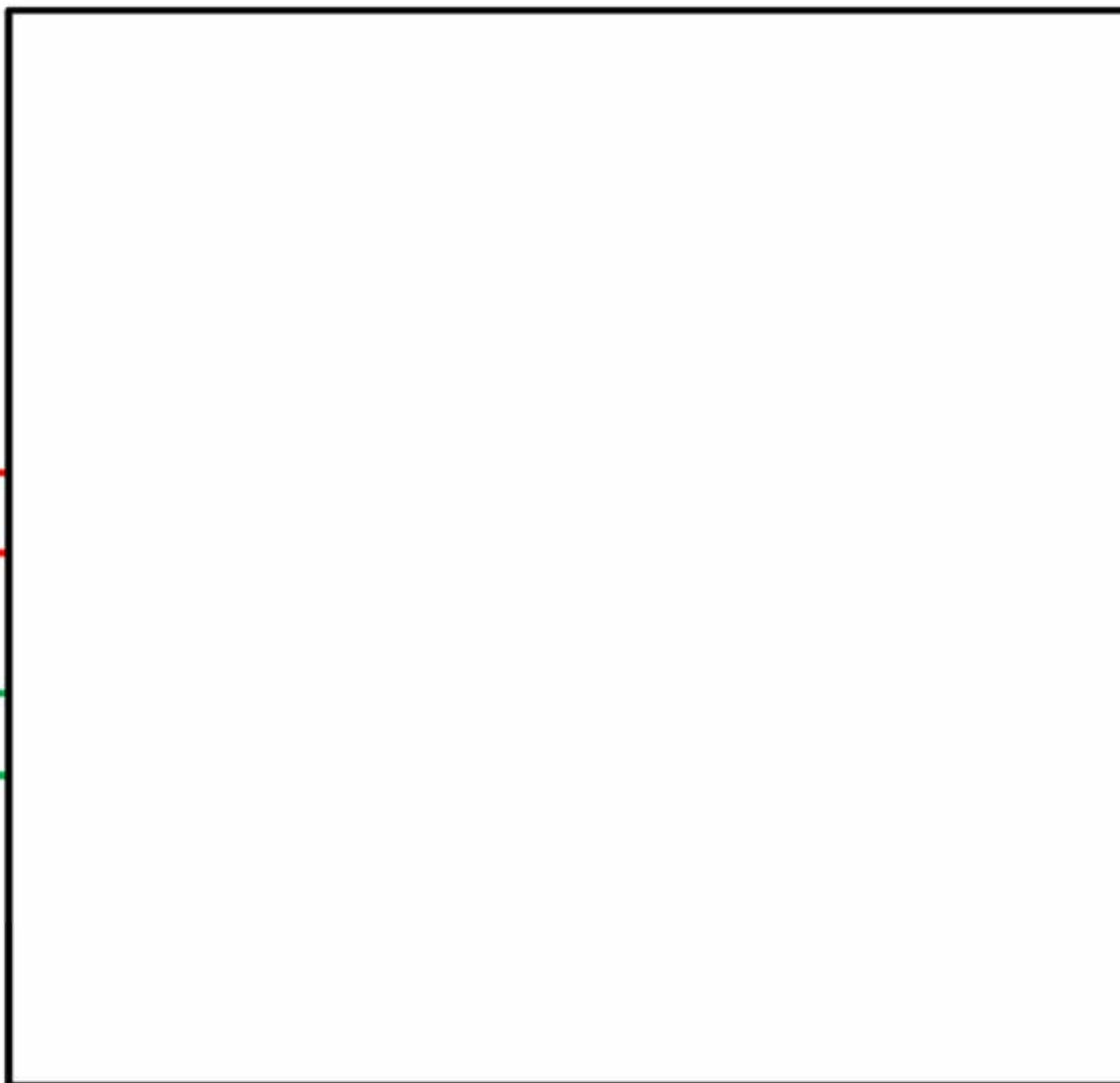
原子炉建屋付属棟 EL. 2.00m

区分Ⅰ
  区分Ⅱ (Ⅱ)

防護対象設備の凡例	
赤字	区分Ⅰ
青字	区分Ⅱ
緑字	区分Ⅱ
黒字	区分Ⅳ
<span style="color: red;">——</span>	: 火災区域の境界
<span style="color: red;">- - - -</span>	: 3時間耐火壁追設計画
<span style="color: blue;">——</span>	: 火災区画の境界
<span style="color: blue;">- . - .</span>	: 機器等分離用の耐火隔壁 (1時間耐火隔壁)

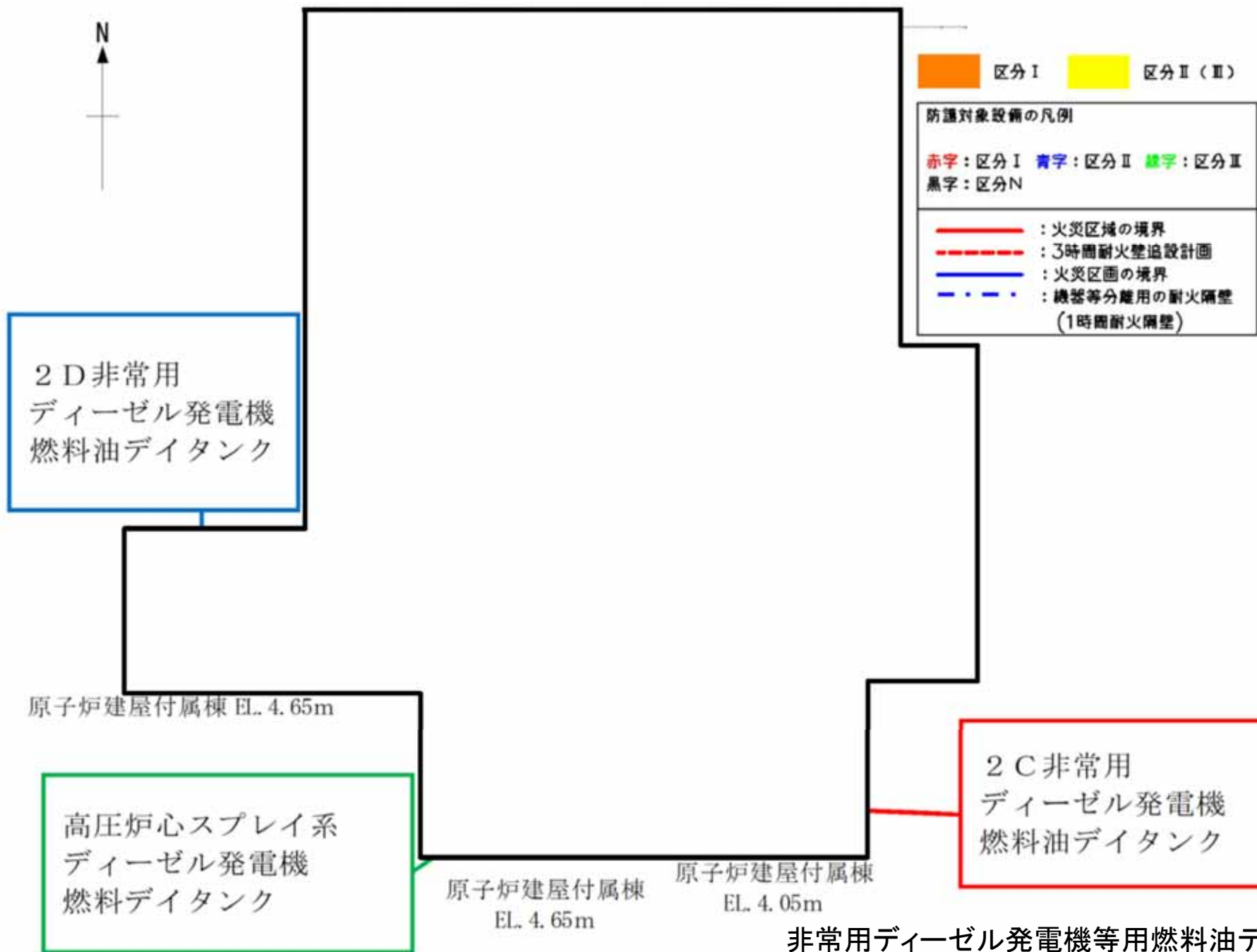
非常用高压母線 2 C

非常用高压母線 H P C S



原子炉建屋付属棟 EL. -4.00m

非常用高压母線電源盤の  
火災防護対策における区画 (2/2)



非常用ディーゼル発電機等用燃料油デイトンクの  
火災防護対策における区画

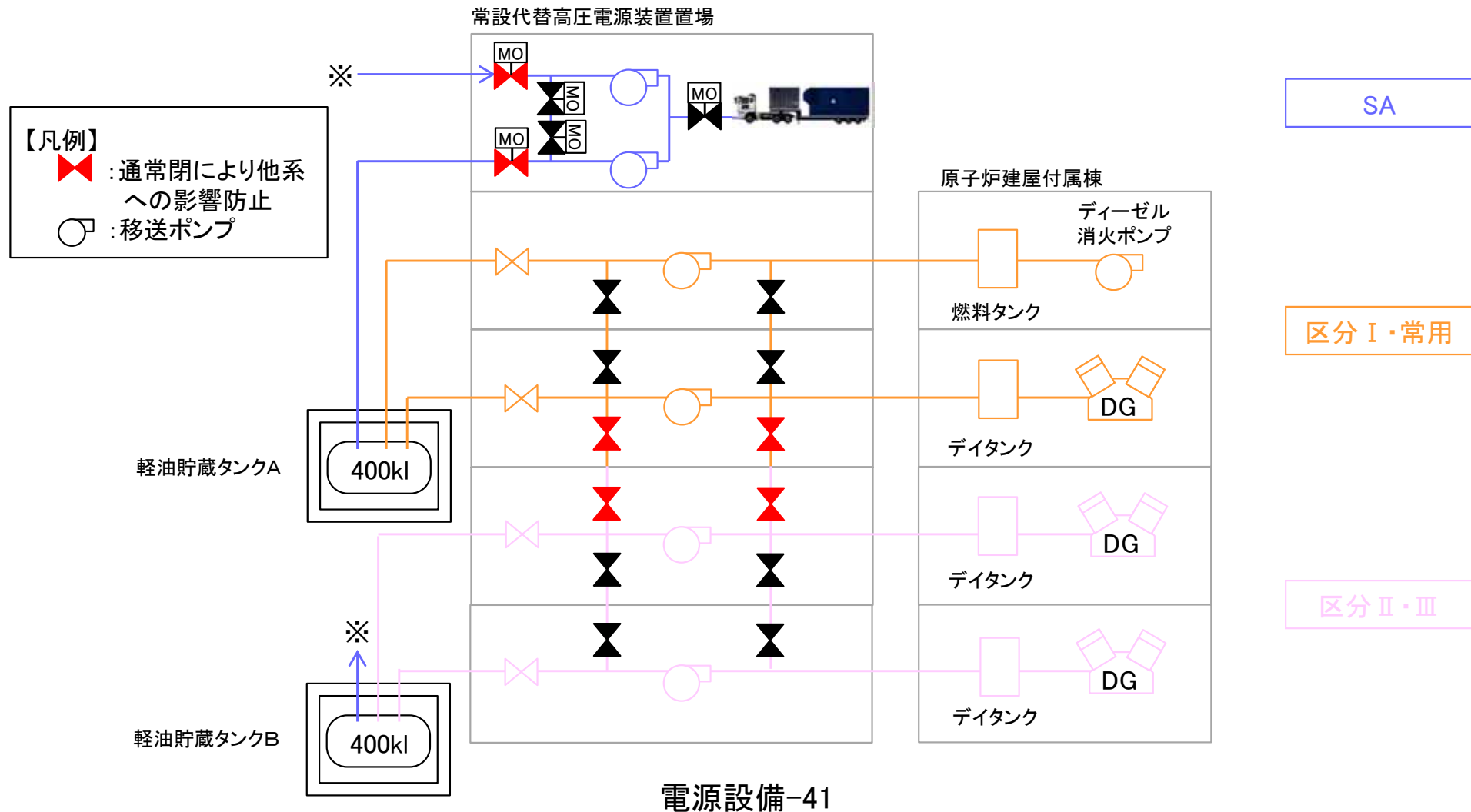


非常用ディーゼル発電機等用軽油貯蔵タンクの  
火災防護対策における区画

# <別紙3> ディーゼル発電機の燃料供給システムの構成

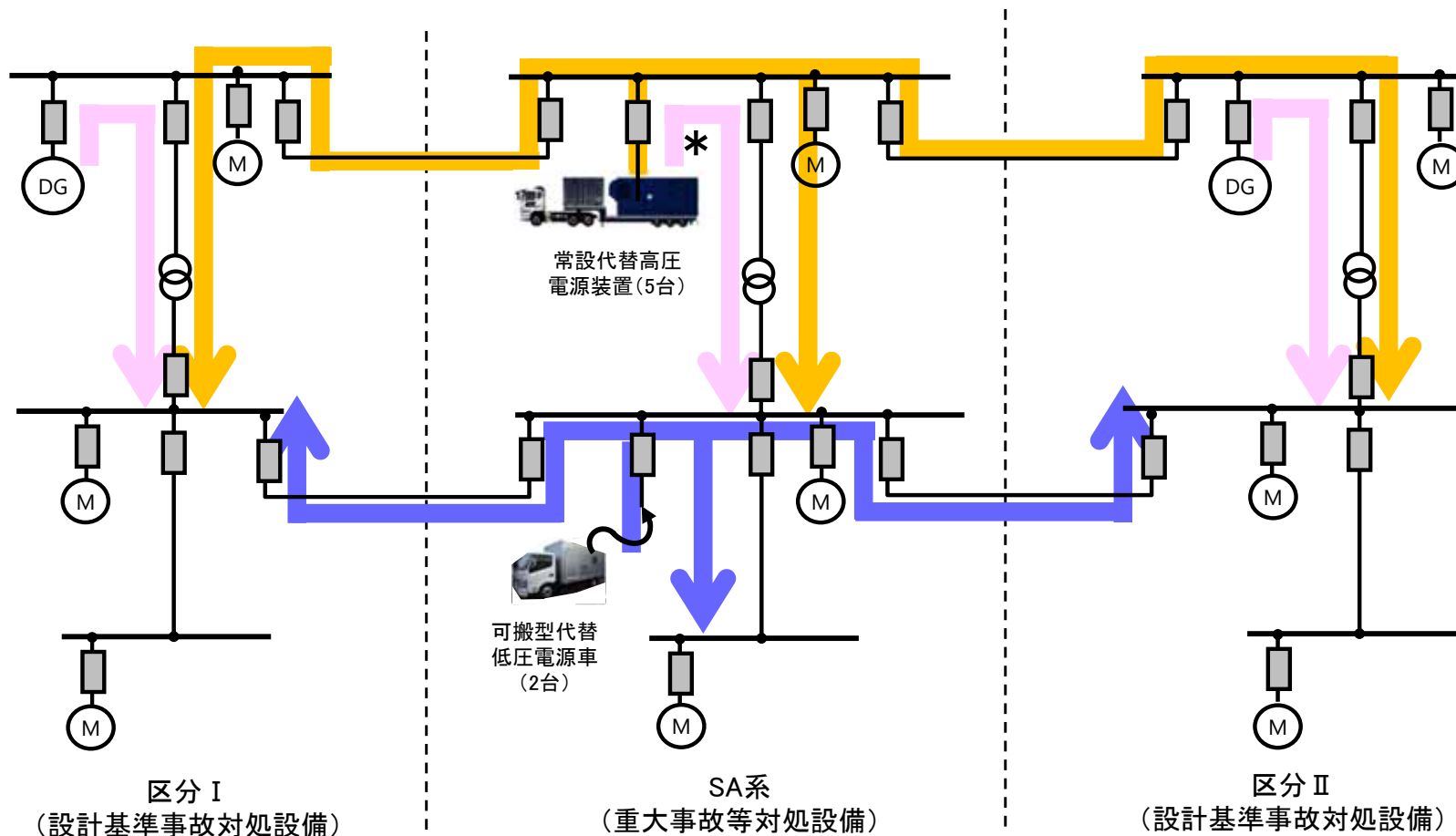


- 燃料貯蔵設備として、必要な容量を有した軽油貯蔵タンク(400kl)を2基設置する。
- 軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプにてディーゼル発電機へ供給される系統を3系統有しているため、ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。
- 軽油貯蔵タンクは連絡配管により接続されており、3台のディーゼル発電機いずれも使用できる設計としている。
- 連絡配管は通常時は、手動弁により隔離されており、片系で漏えい等が生じた場合でも他系への影響を防止する。
- 常設代替高圧電源装置への燃料供給は、通常待機時閉としており、他系への影響を防止する。





- 設計基準事故対処設備(非常用ディーゼル発電機)の電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車を設置、配備する。



\* 外部電源喪失時は非常用ディーゼル発電機で電源供給可能なためSA系は必要ないが、不測の事態に備えたバックアップとして予め電源装置(2台)を起動して緊急用母線を充電しておく。

### 【凡例】

(優先順位) ①→②→③

← : ①(外部電源喪失時)\*

← : ②(非常用ディーゼル発電機給電不可時)

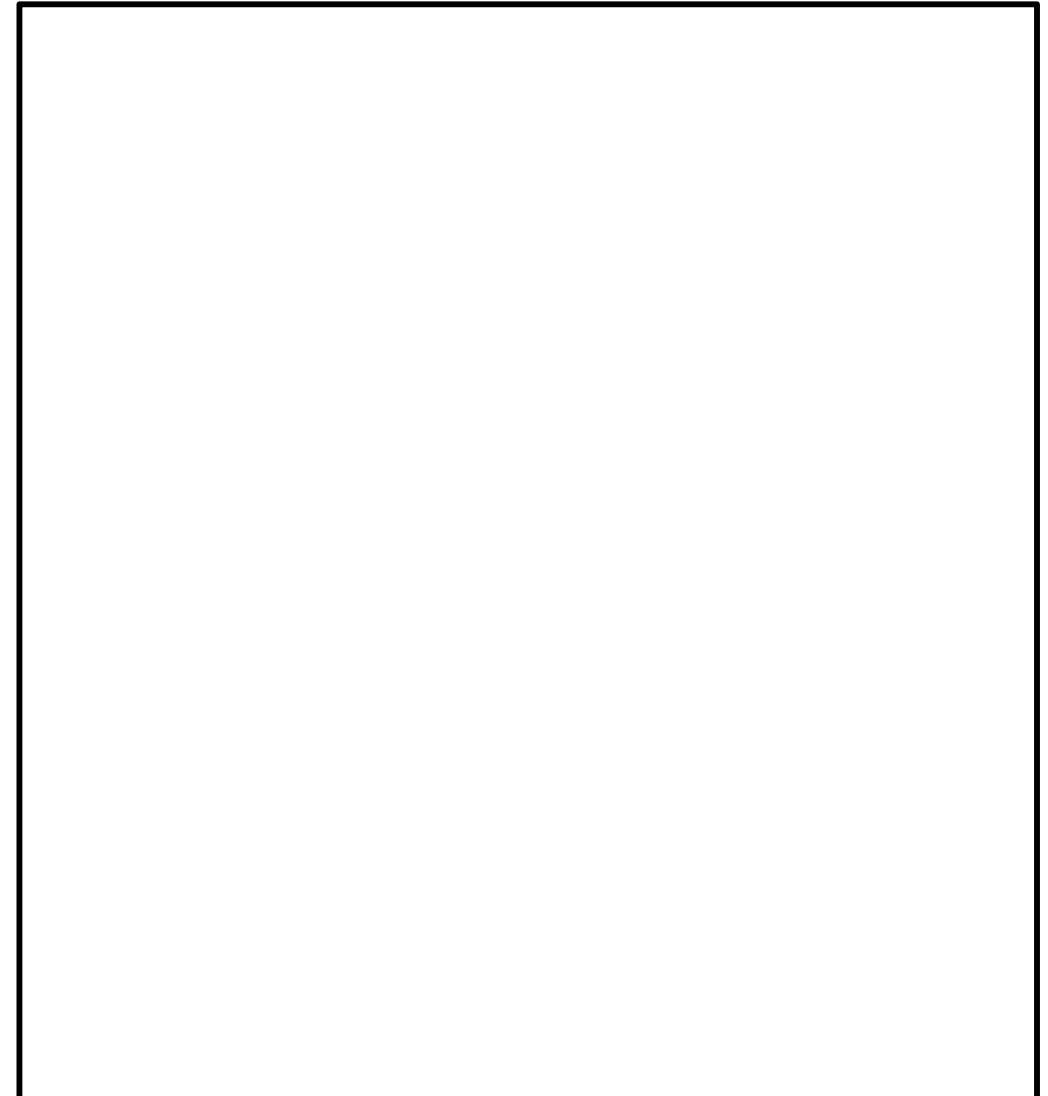
← : ③(常設代替高圧電源装置給電不可時)

- 代替電源設備は、地震、津波、火災、溢水等の事象を考慮し、機能が損なわれないよう配置する。
- 代替電源設備は、設計基準事故対処設備と同時に機能を損なう恐れがないように、非常用ディーゼル発電機等に対して独立性を有し、位置的分散を図るよう配置する。

設置許可基準規則		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
		非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
対象設備		2C・2D非常用ディーゼル発電機 (以下「DG」という。)	常設代替高圧電源装置	可搬型代替低圧電源車
設備に対する考慮事項	多重性又は多様性	・C系及びD系の多重化 ・水冷式	・C系及びD系いずれの系統に対しても給電可能 ・空冷式	・C系及びD系いずれの系統に対しても給電可能 ・空冷式
	独立性	・独立電路	・独立電路	・独立電路
	号炉間の共用	・共用しない設計	・同 左	・同 左
	耐震性	・耐震Sクラス設計	・基準地震動Ssによる地震力に対して、必要な機能が損なわれる恐れがない	・同 左
設置場所に対する考慮事項	地震	・適用される地震力に対して安全上支障がないことが確認された建屋に設置	・同 左	・地震による周辺斜面の崩壊を受けない場所に適切に保管
	津波	・津波の影響を受けない場所に設置	・津波の影響を受けない場所に設置 (敷地に遡上する津波を含む。)*	・同 左 (左記電源装置よりも更に高所に配置)
	火災	・火災発生防止、感知・消火及び影響軽減対策を実施	・火災発生防止、感知・消火対策を実施	・同 左
	溢水	・溢水による影響を考慮した設置高さ(場所)に設置	・2C・2D DGと位置的分散	・2C・2D DGと位置的分散 ・分散配置
	外部からの衝撃(竜巻等)	・頑健性を確保した建屋に設置	・2C・2D DGと位置的分散	・2C・2D DGと位置的分散 ・分散配置
	位置的分散	・C系及びD系の区画分離	・2C・2D DGと位置的分散	・2C・2D DG及び常設代替高圧電源装置と位置的分散

\* 常設代替高圧電源装置はT.P.+11mの高所に設置することで、敷地に遡上する津波による浸水(原子炉建屋等のT.P.+8mのエリアが約1m深さで浸水)に対しても、十分な余裕を確保している。さらに、自主対策として浸水を防止できる防護壁(防護壁天端高さ:地上約12m)を設ける。

設備名称	設置場所	設備設置高さ
2C・2D DG	原子炉建屋付属棟	標高+0.7m
常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置置場	標高+約11m
可搬型代替低圧電源車	可搬型重大事故等対処設備保管場所(西側)・(南側)	西側: 標高+約23m 南側: 標高+約25m



各電源設備の設置位置

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

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を含む)及び蓄電池(非常用)の配置図

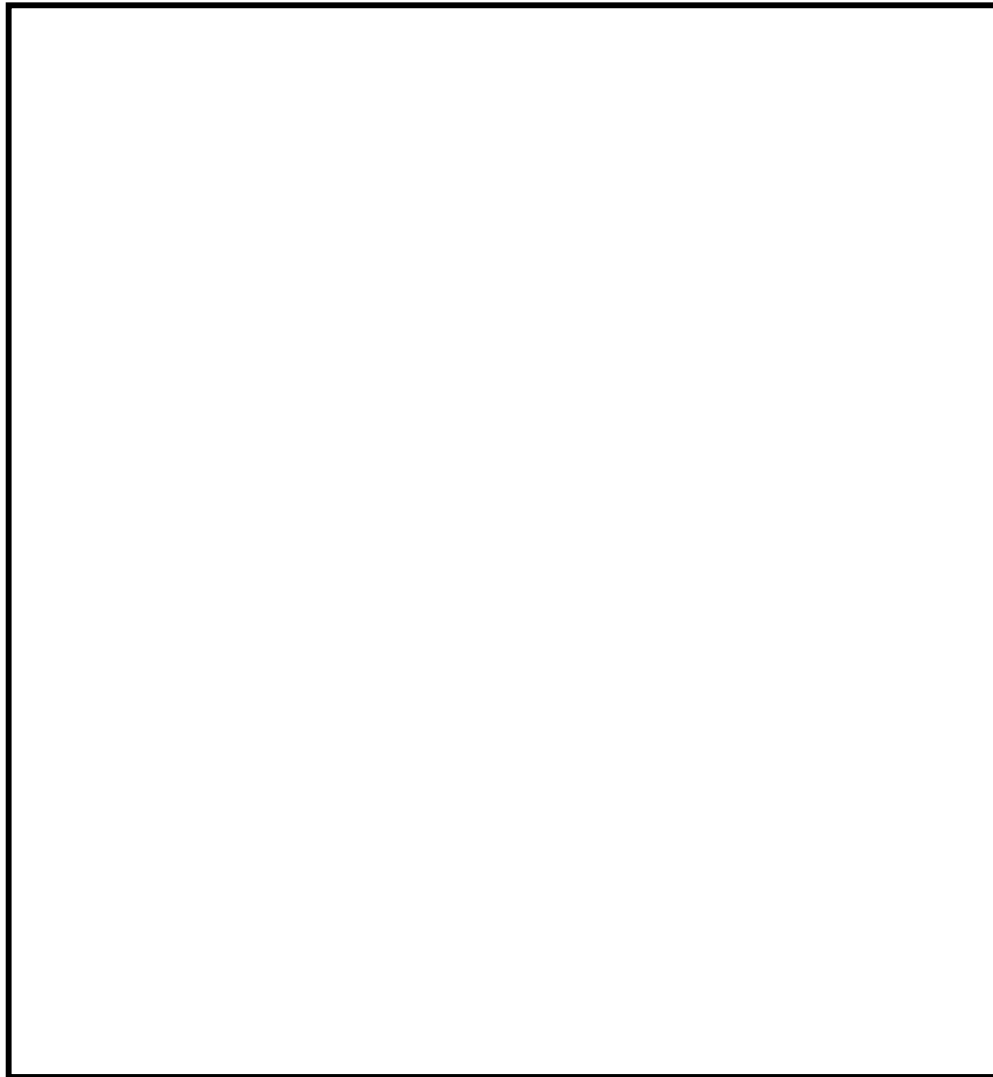
- ・非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線(高圧炉心スプレイ系用母線を含む。)に接続する。
- ・蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ独立した部屋に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。



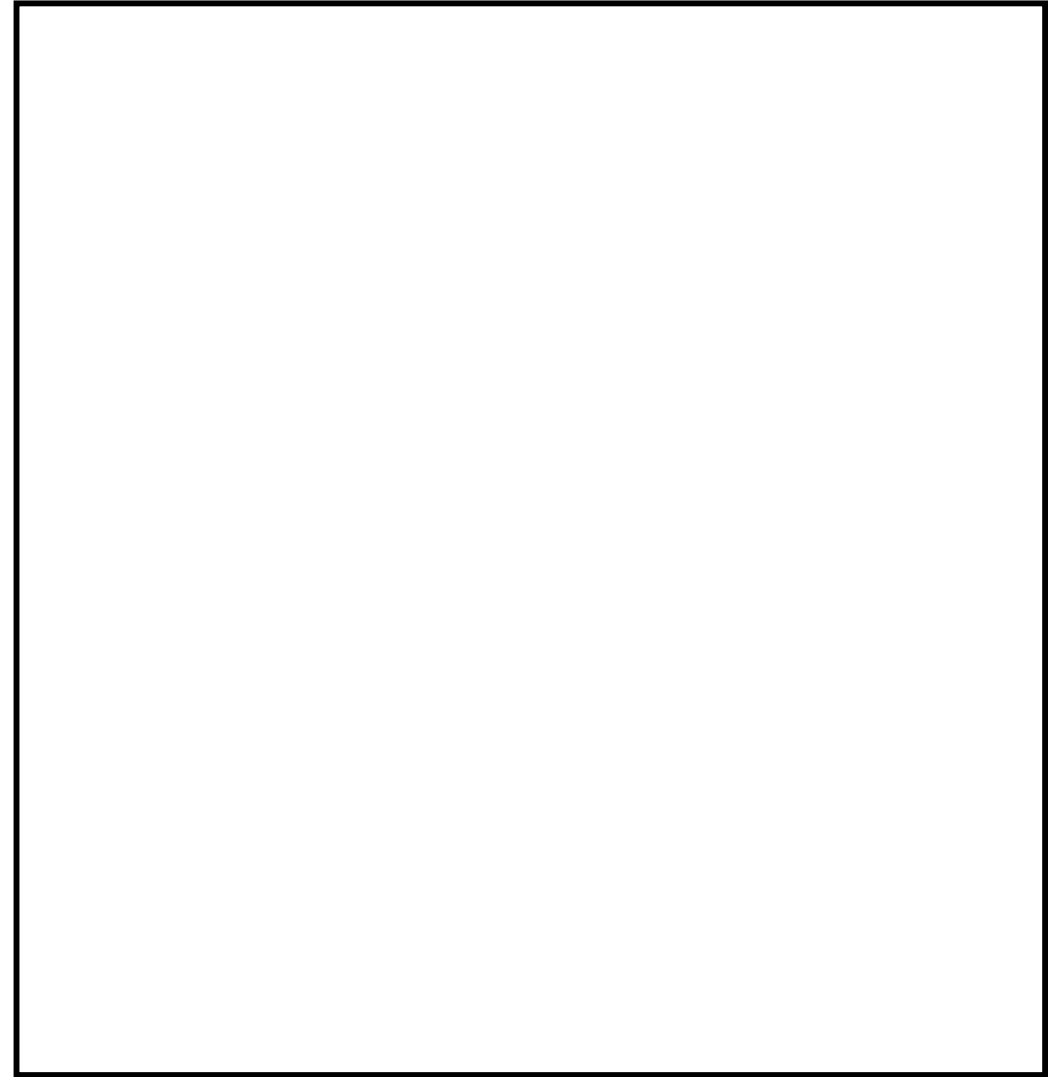
# <別紙7> 非常用電源設備と代替電源設備の配置 (1/2)



・重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源である常設代替高圧電源装置や電源盤等は、非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機, 電源盤等)と同時に機能が失われる恐れが無いよう, 多様性及び独立性を有した設計としており, その設置場所については, 非常用電源設備と位置的分散を図る等の配慮をしている。





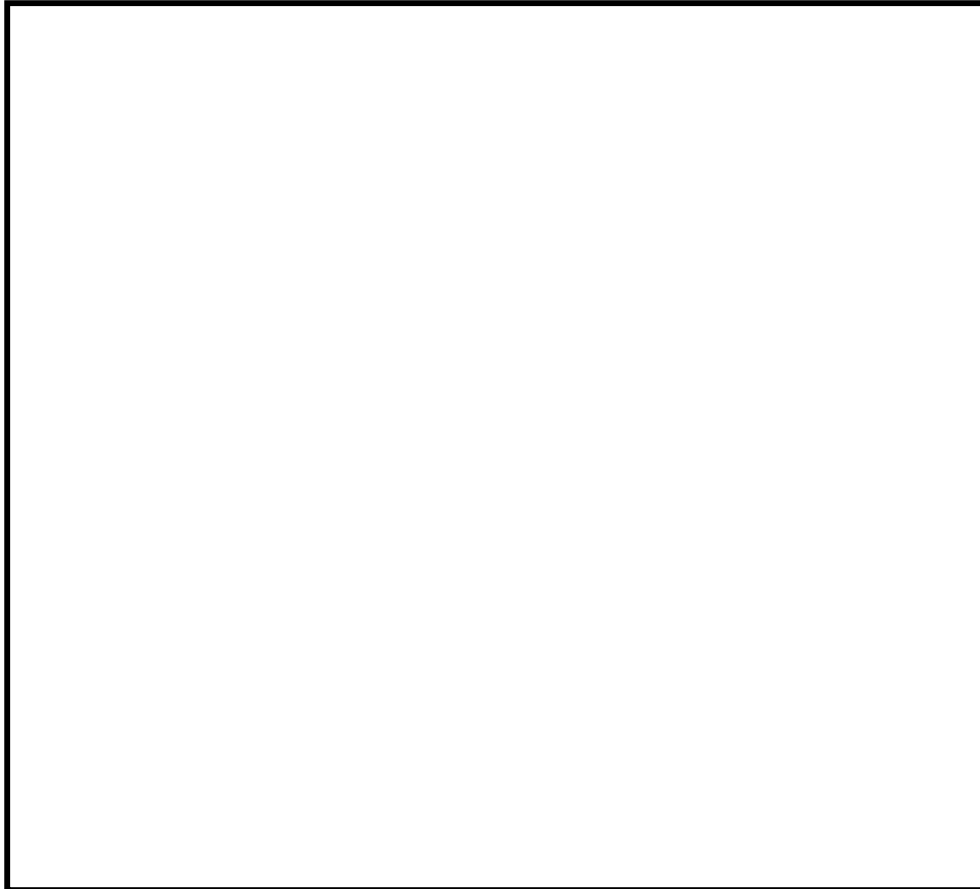
原子炉建屋(非常用ディーゼル発電機等)の配置と  
常設代替高圧電源装置置場及び可搬型重大事故等対処設備保管場所



原子炉建屋(M/C 2C, P/C 2C, M/C 2D, P/C 2D及びM/C  
HPCS)の配置と緊急用M/C及び緊急用P/Cの配置

注 写真は一部イメージを含む




 : 非常用電源設備(設計基準事故対処設備)  
 : 代替電源設備(重大事故等対処設備)



125V系蓄電池A系, B系の配置と  
緊急用125V系蓄電池の配置のイメージ  
(原子炉建屋内)



直流125V主母線盤A系, B系の配置と  
緊急用直流125V主母線盤の配置のイメージ  
(原子炉建屋内)

  :非常用電源設備(設計基準事故対処設備)  
 :代替電源設備(重大事故等対処設備)

○原子力発電所では、原子炉の安全確保及び発電所の安全・安定運転のため、定期的な検査等を通じて以下の項目を適切に実施し、各設備の健全性を確認するとともに、機能の維持や信頼性の向上のための措置を図っている。

#### ・健全性の確認：

- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

#### ・機能維持：

- ・消耗品を交換し、補修など劣化に対する処置を行い、異常を早期に発見して必要な処置を行う。

#### ・信頼性の向上：

- ・他の発電所で発生した事故や故障を把握し、当該発電所での類似箇所を点検し、必要に応じて処置を施す。
- ・設備、機器に交換の必要が生じたときには新品に取り替える。



原子力発電所の定期検査の目的

出典：電気事業連合会HP「検査・点検によって安全を守る」

○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール\***を定め、PDCAを回しながら運用している。〈別紙1参照〉

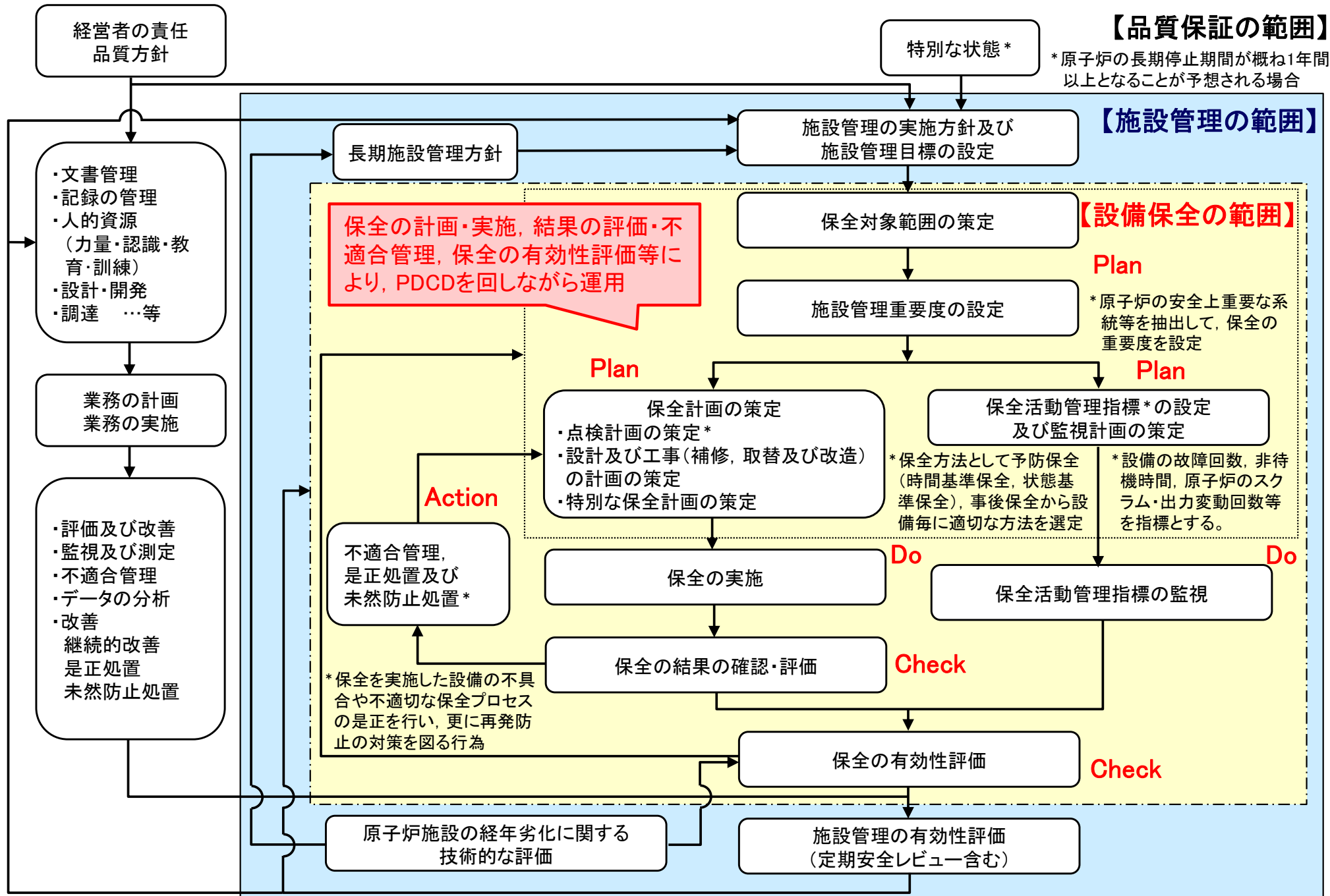
\*「JEAC4209 原子力発電所の保守管理規程」等に基づく。対象としては施設の設計、工事、巡視、点検、検査、その他の施設の管理に必要な措置を含む。

○新たに設置する**代替電源設備**についても上記のルールに則り**保全の計画を定めて実施していく**ことで、設備の健全性確認、機能維持及び信頼性向上等が可能と判断している。

○また、上記で定めた保全計画の内容を満足するように、**代替電源設備に対しても定期的な動作確認・性能試験等を実施していく**。〈別紙2参照〉



# <別紙1> 東海第二発電所の施設の管理, 設備の保全方法の概要



- 発電所で新たに導入する**重大事故等対処設備**(常設設備, 可搬型設備)等については, 今後, 当該設備に対して定める**保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施**していく。
- 重大事故等対処設備の動作確認・性能試験等の実施時期, 頻度は, 今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し, 管理していく。
- また, これらの機能確認以外にも, **日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて, また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し, 設備の不具合等を早期に発見する**ように努める。
- 本方針による代替電源設備の機能確認等の内容, 頻度について, 次頁に例示する。

東海第二発電所 重大事故等対処設備の主な機能確認等の頻度(案) \*1

	性能確認 (定検時等毎に行う性能確認)	動作確認 (定期的に行う動作試験)	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設の重大事故等 対処設備 (電源, ポンプ等)	定検停止毎 (定期事業者検査による 原子炉停止期間中)	1カ月に1回	当該設備が機能を代替する設計基準事故対処設備と同等の頻度とする。
可搬型の重大事故等 対処設備 (電源車, ポンプ車等)	定検停止毎(又は1年毎) 又は 2定検毎(又は2年毎)	3カ月に1回	運用管理の観点から, メーカー推奨値等に基づき保全計画で設定した定期的な運転頻度以上の頻度に設定する。

\*1 試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

○重大事故等対処設備として新たに設置する代替電源設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容\*<sup>1</sup>について, 代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(設計基準事故対処設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)* <sup>1</sup> (重大事故等対処設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 * <sup>3</sup>	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
原子炉 運転時等* <sup>2</sup>		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度: 1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度: 3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器* <sup>4</sup> )	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等* <sup>2</sup>		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)		
原子炉 運転時等* <sup>2</sup>	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線* <sup>5</sup> )	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が 使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

\*<sup>1</sup> 代替電源設備の記載内容は例示であり, 性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果, 保全計画策定により決定する。

\*<sup>2</sup> 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)

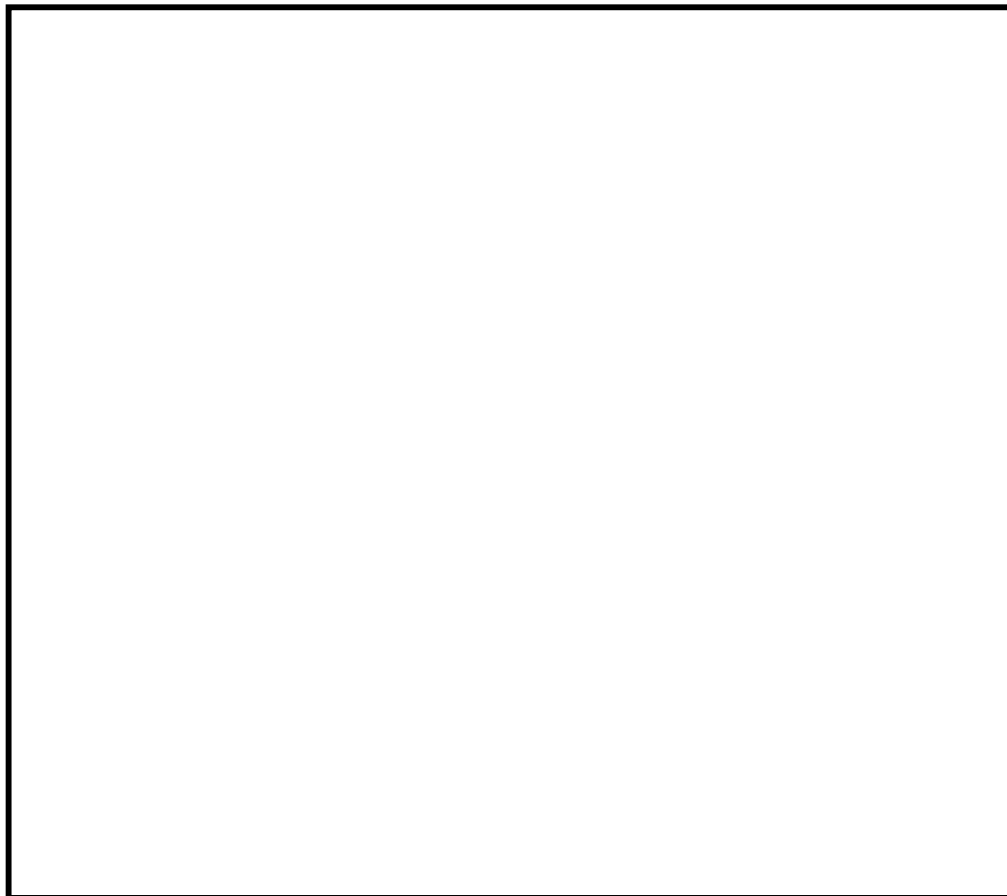
\*<sup>3</sup> 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台  
原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)

\*<sup>4</sup> 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

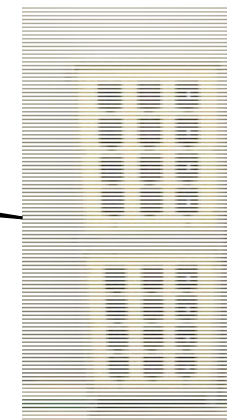
\*<sup>5</sup> 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

## 4. 可搬型代替低圧電源車及び電源ケーブル接続口の扱い

- 東海第二発電所は代替電源設備として可搬型代替低圧電源車を2箇所分散して配備し、非常用電源設備による電源供給機能が喪失した場合でも、低圧電源車を保管場所から原子炉建屋付近まで移動させ、電源ケーブルを建屋側の接続口に接続することで、必要設備への電源供給を可能としている。
- 原子炉建屋側の接続口は位置的分散に配慮して2箇所を設け、共通要因により接続不可となることを防止する。また電源ケーブルのコネクタは接続規格を統一した汎用品を用い確実に接続が可能な設計とする。さらに、継続的にケーブル接続の訓練を行い、緊急時に実働する際の実効性を確保する。
- これらの対応により、発電所に配備した低圧電源車による電源供給機能の信頼性を高めており、更に、災害等発生時に発電所外部からの支援を受け、他の電源車等を受け入れる場合でも、迅速かつ確実な電源ケーブル接続による電源供給を可能としている。



ケーブル接続箇所(低圧電源車側)



ケーブル接続箇所(接続口側イメージ)

## 5. 交流電源及び直流電源喪失時の対応

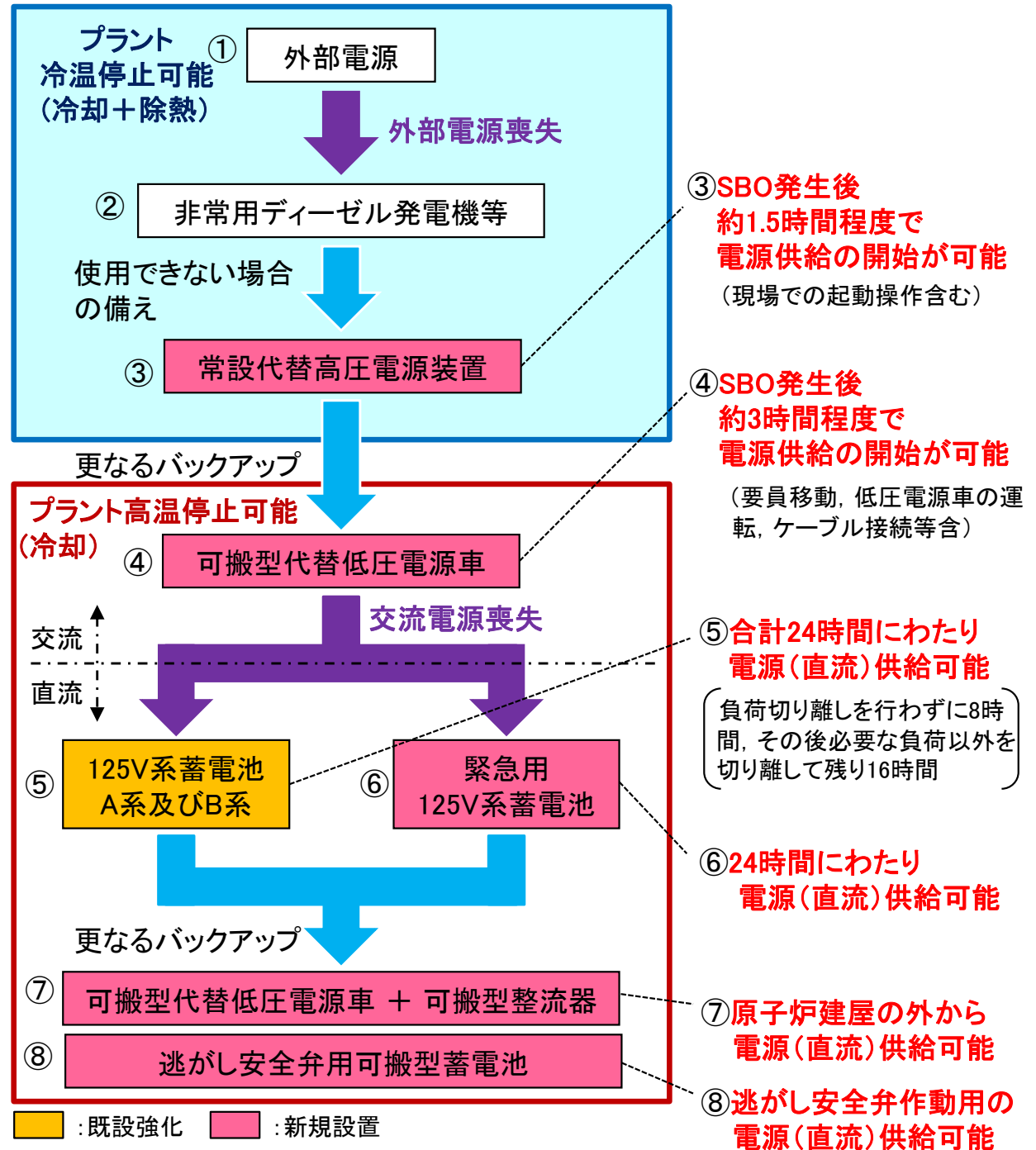
- 東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台\*)が自動起動して発電所内に非常用電源を供給する。仮に、**何らかの異常により非常用ディーゼル発電機が全台とも使用できない場合には、発電所は全交流動力電源喪失(SBO)の状態に至る。**

\* 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

- SBOに至った状態でも、直流電源を用いる設備は蓄電池(125V系蓄電池A系及びB系、又は緊急用125V系蓄電池)から継続して給電可能であり、これらの蓄電池は必要な直流電源を24時間にわたり供給できる容量を有している。<別紙1参照>

- 24時間以降は、代替電源設備として整備した常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より交流電源を供給し、直流に変換することで継続的に直流電源を供給できる<別紙2参照>。仮に、交流から直流への変換ができない事態でも、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせることで原子炉建屋の外から直接直流電源を供給できる。

- 更に、上記蓄電池とは別に、原子炉減圧・冷却上で特に重要な逃がし安全弁作動用として専用の**逃がし安全弁用可搬型蓄電池**を中央制御室に設け信頼性を高めている。<別紙3,4参照>

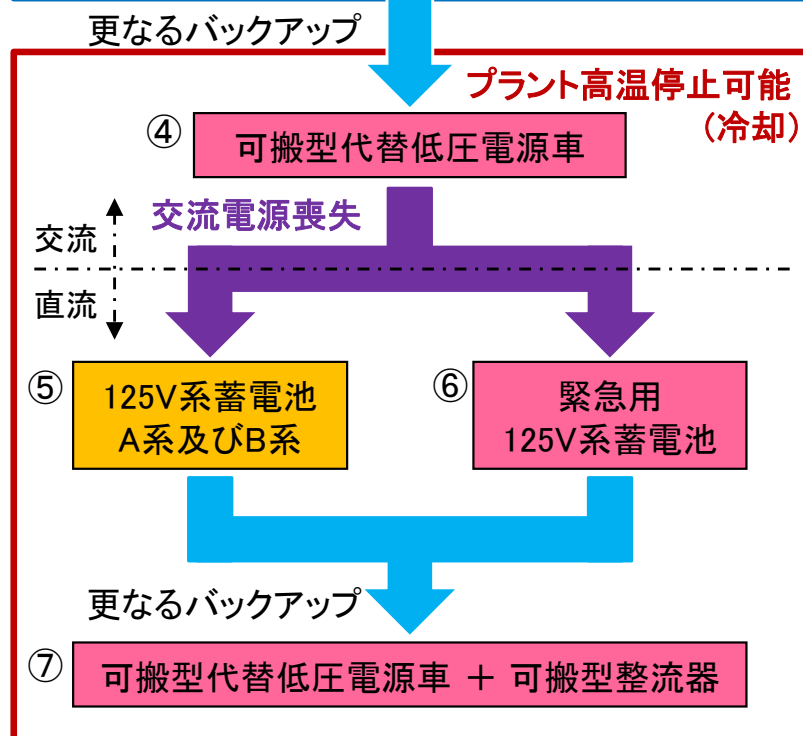
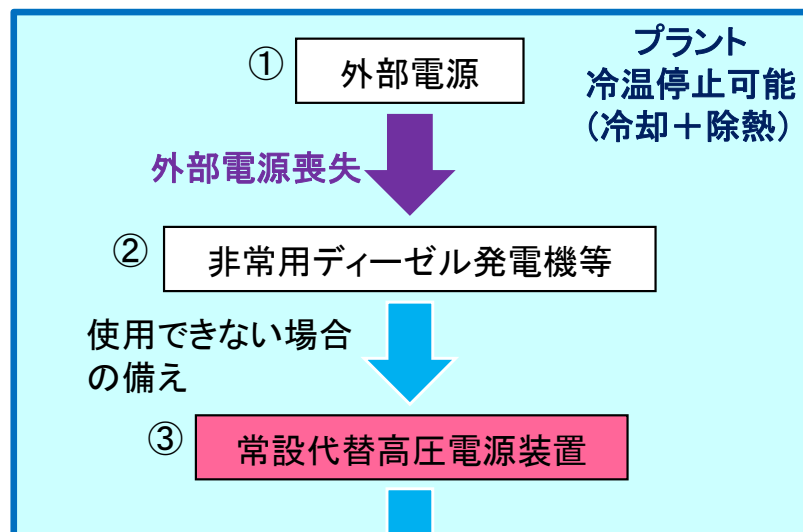


# <別紙1> 電源喪失時のバックアップ電源の流れ

\* 本文「2. 電源設備の概要」再掲



給電対象負荷一覧



機能	系統	冷温停止(冷却+除熱)			高温停止(冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ※1	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	○ (2系列)	○ (2系列)	○ (1系列)	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	○	— ※3	— ※3	— ※3
除熱 ※1	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	— ※4	—	—	—
SFP ※2 冷却 ※1	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	— ※3	— ※3	— ※3
補機冷却 ※1	緊急用海水系	○	○	○	— ※3	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

注: ○は電源設備から該当する系統を動作させる電力を供給可能なことを示す。

※1: 起動・制御に関するものを含む。 ※2: SFPIは、使用済燃料プール(Spent Fuel Pool)の略

※3: 可搬型注水設備(ポンプ車等)により、炉心冷却等を実施 ※4: 他負荷を使用しない場合は運転可能

■ : 既設強化 ■ : 新規設置

# <別紙1> 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)

\* 本文「3. ② 電源の多様化(代替電源(直流)の確保)」再掲



交流電源喪失

外部電源及び非常用ディーゼル発電機から  
交流電源供給不可

125V系蓄電池  
A系及びB系

緊急用  
125V系蓄電池

125V系蓄電池A系及びB系は、  
負荷切り離しを行わずに8時間、  
その後、必要な負荷以外を切  
り離して残り16時間の**合計24  
時間にわたり電源(直流)の供  
給が可能**

**24時間**にわたり、重大事故等  
の対応に必要な電源(直流)  
の供給が可能。

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器



+



**24時間**にわたり、重大事故等  
の対応に必要な電源(直流)の  
供給が可能。

常設

可搬型

黄色 : 既設強化

ピンク : 新規設置

# <別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (1/3)



手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
		常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電4分										
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1											

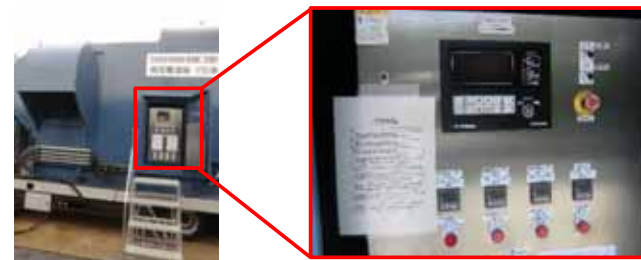
\* 中央制御室からの遠隔起動の場合

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)										備考
		※ 10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
		常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電40分										
常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1											
	重大事故等 対応要員 2											

\* 現場からの起動の場合(常設代替高圧電源装置置場)  
(中央制御室からの遠隔起動が不可の場合)

※タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

## 常設代替高圧電源装置の起動及び受電手順のタイムチャート (1/2)



現場操作盤  
(高圧電源装置)

注 タイムチャートの検討に当たっては、現場へのアクセス(現場からの起動の場合)、高圧電源装置の起動時間等、実設備に基づき必要時間を見積もっている。代替電源設備の設置後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認し、更に習熟による時間短縮を図る。



# <別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (2/3)



		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電4分 ▽ 常設代替高圧電源装置(3台)追加起動87分▽ ▽非常用母線受電92分											
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電			非常用母線受電準備			常設代替高圧電源装置3台追加起動			非常用母線受電	
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	非常用母線受電準備										

\* 中央制御室からの遠隔起動の場合

		経過時間(分)										備考	
		※ 10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	実施箇所・必要人員数	常設代替高圧電源装置(2台)による緊急用母線受電40分 ▽非常用母線受電88分 ▽常設代替高圧電源装置(3台)追加起動83分											
常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】*	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	非常用母線受電準備			緊急用母線受電			非常用母線受電				
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	非常用母線受電準備										
	重大事故等 対応要員	2	常設代替高圧電源装置起動準備			常設代替高圧電源装置2台起動			常設代替高圧電源装置3台追加起動				

\* 現場からの起動の場合

(常設代替高圧電源装置置場)

(中央制御室からの遠隔起動が不可の場合)

※タイムチャートのスタートは、中央制御室からの常設代替高圧電源装置の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

非常用母線の受電時間(88分)が遠隔起動の場合の時間(92分)よりも短くなっているが、実際には中央制御室からの起動を試み、失敗した後に現場操作に移るため、経過時間が逆転することはない。

注 代替電源設備の設置後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認し、更に習熟による時間短縮を図る。

## 常設代替高圧電源装置の起動及び受電手順のタイムチャート (2/2)

# <別紙2> 交流電源の復旧時間の見積もり (3/3)



手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)																	備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170		180
		可搬型代替低圧電源車の起動(2台)及び非常用母線受電180分																		
		電源ケーブル布設・接続160分																		
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等(当直運転員)(中央制御室) 1	可搬型代替低圧電源車起動前準備																	非常用母線受電	→
	運転員等(当直運転員)(現場) 2	移動, 可搬型代替低圧電源車起動前準備																		
	重大事故等対応委員 6	可搬型代替低圧電源車起動前準備																	ケーブル敷設	ケーブル接続
		可搬型代替低圧電源車(2台)起動																		

可搬型代替低圧電源車の起動及び受電手順のタイムチャート



可搬型代替低圧電源車



ケーブル接続箇所(低圧電源車)



操作盤(低圧電源車)

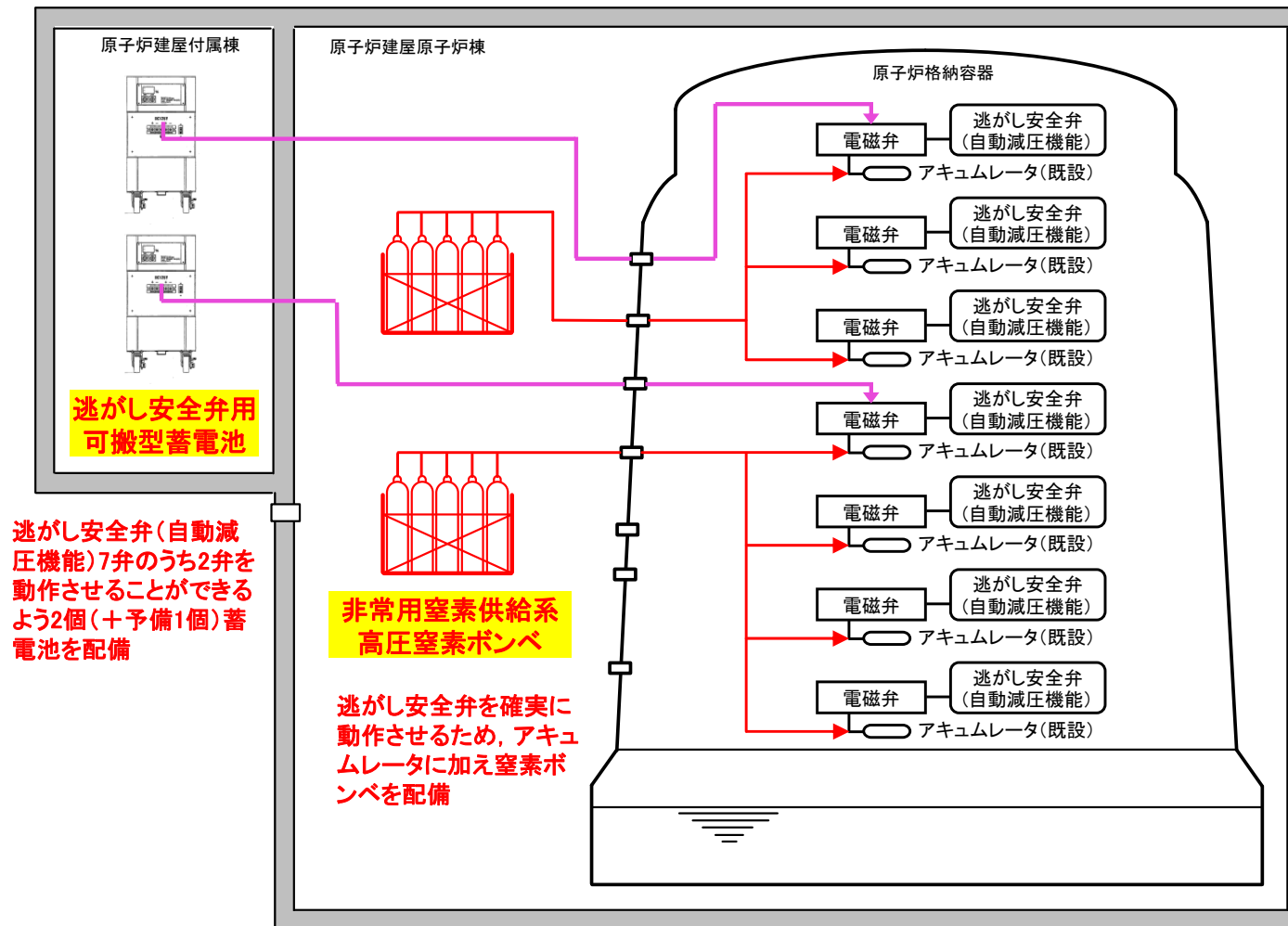
注 タイムチャートの検討に当たっては、要員のアクセス、低圧電源車の運転、電源ケーブルの展開・接続、電源車の起動等、実設備に基づき必要時間を見積もっている。電源接続口の設置、可搬型設備保管場所及びアクセスルート造成後に、実証訓練を通じて本タイムチャートの実効性を確認、更に習熟による時間短縮を図る。

# <別紙3> 逃がし安全弁による原子炉減圧機能の強化内容



## 【逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの設置】

- 逃がし安全弁駆動源(電源・窒素)を追加し圧力容器の減圧機能を強化する。
- 所内常設直流電源が喪失した場合でも、**逃がし安全弁用可搬型蓄電池により、重大事故対応に必要な逃がし安全弁(2弁)の電磁弁に直接給電し逃がし安全弁を動作させ原子炉を減圧させることができるようにする。**
- 逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、重大事故対応に必要な逃がし安全弁(2弁)に窒素を供給し逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。**



### 逃がし安全弁用可搬型蓄電池仕様

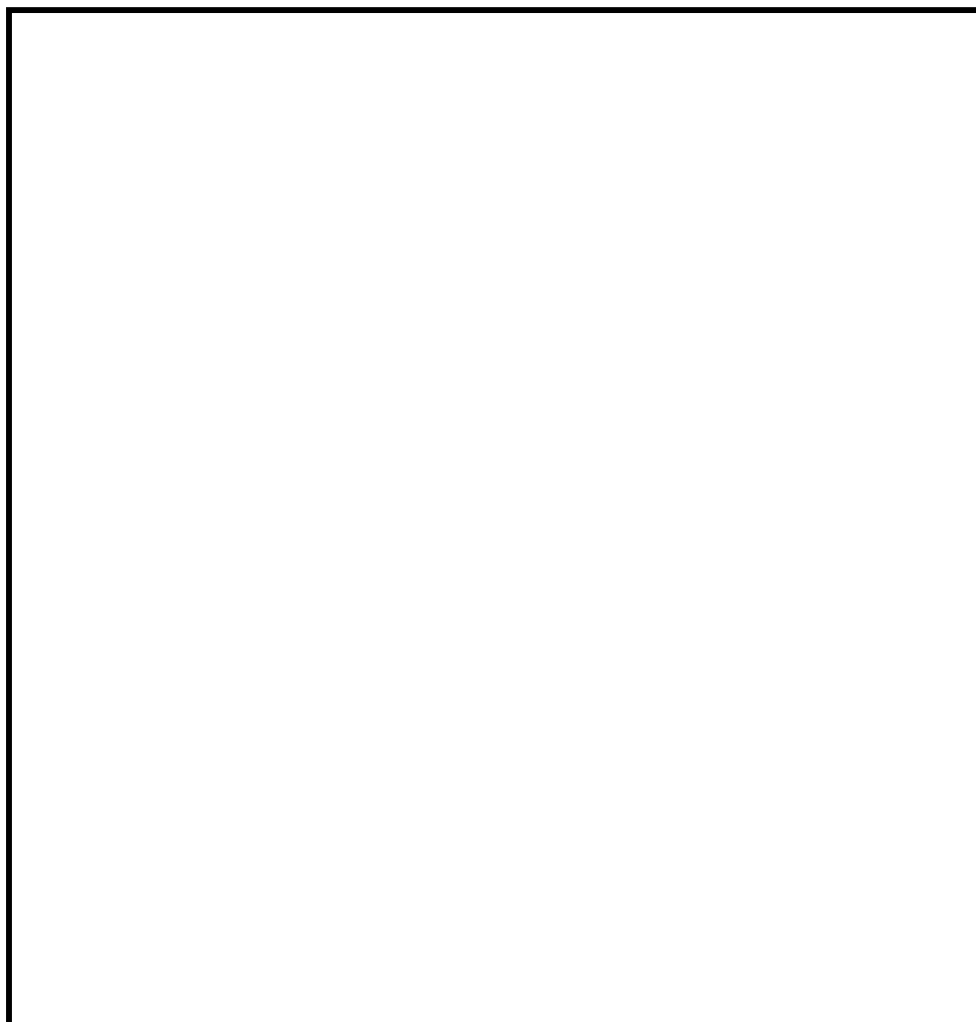
電源	個数	保管場所
DC 125V	2個 (予備1個)	原子炉建屋付属棟 (中央制御室)

### 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ仕様

個数	充填圧力	保管場所
10本 (予備10本)	約47L (1本当たり)	原子炉建屋 原子炉棟

#### 新たに強化した設備

- 電源
- 窒素



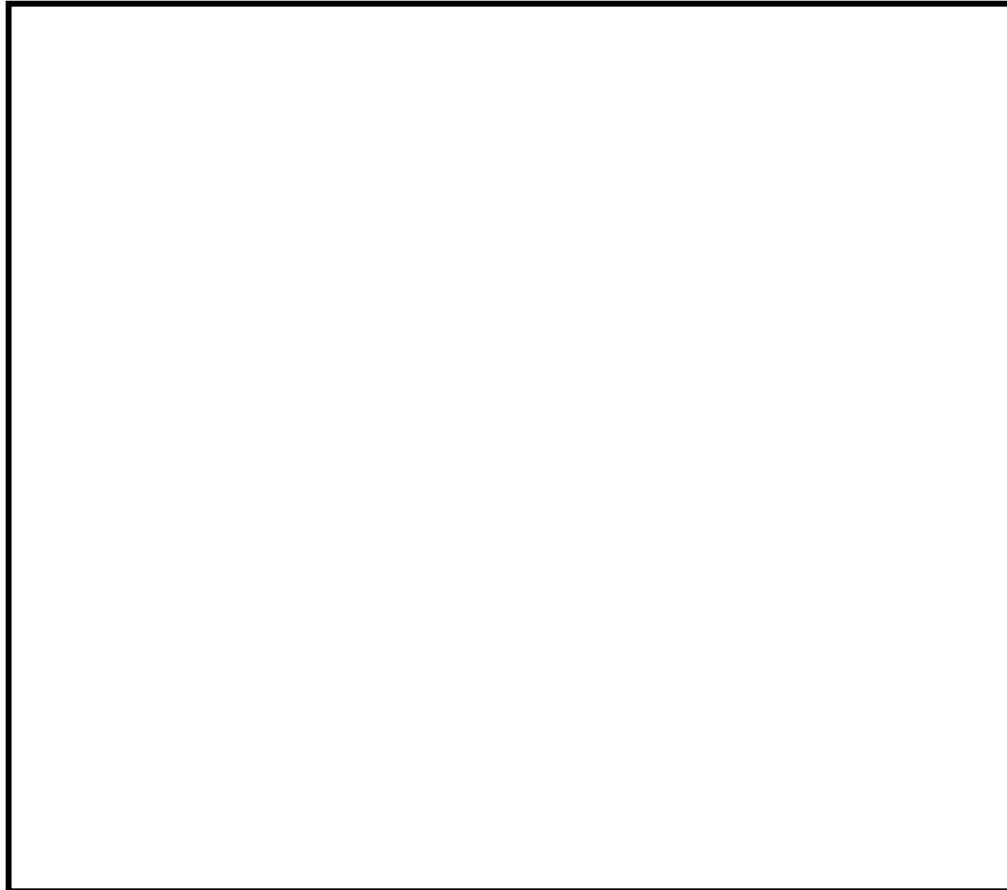
逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置  
(原子炉建屋内)



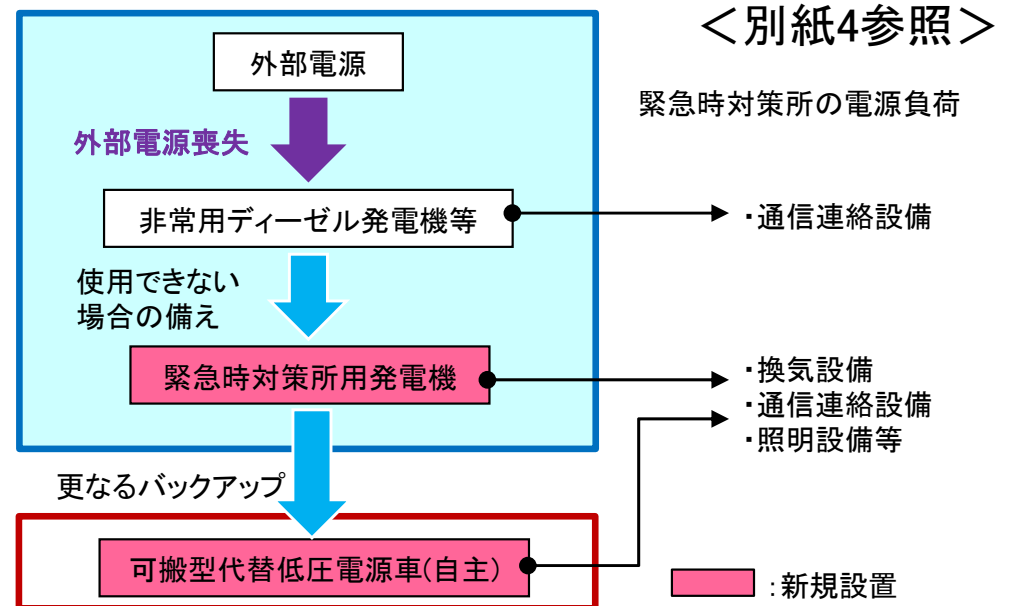
## 6. 代替電源設備の負荷容量及び燃料確保について (2/2)

### 6.2 緊急時対策所への給電に係る可搬型代替低圧電源車の容量及び台数

- 東海第二発電所は代替電源設備として可搬型代替低圧電源車(2台(100%)×2セット+予備1台)を配備し、非常用電源設備による電源供給機能が喪失した場合でも、低圧交流電源の供給を可能としている。
- 可搬型代替低圧電源車の容量(合計800kW(2台合計))は、原子炉の状態監視や使用済燃料プールの冷却等に必要な最大負荷容量(約680kW)を上回るよう設定している。また、必要台数(2台)の2倍の4台を2箇所分散して配備し、電源供給の信頼性を高めている。 <別紙2,3参照>
- 可搬型設備保管場所に隣接する緊急時対策所は、独立した専用の緊急時対策所用発電機(100%×2台)を設ける。加えて、更なるバックアップとして可搬型代替低圧電源車からも給電可能とする。



- ・緊急時には、可搬型代替低圧電源車は、原子炉建屋側の負荷への給電を優先し、緊急時対策所への給電が必要な場合は、予備の電源車1台を活用
- ・緊急時対策所の負荷は、緊急時に必要な換気設備や通信連絡設備に供給



可搬型代替低圧電源車の配備場所、緊急時対策所建屋の配置

# <別紙1> 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)(常設代替電源)

\* 本文「3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)」再掲

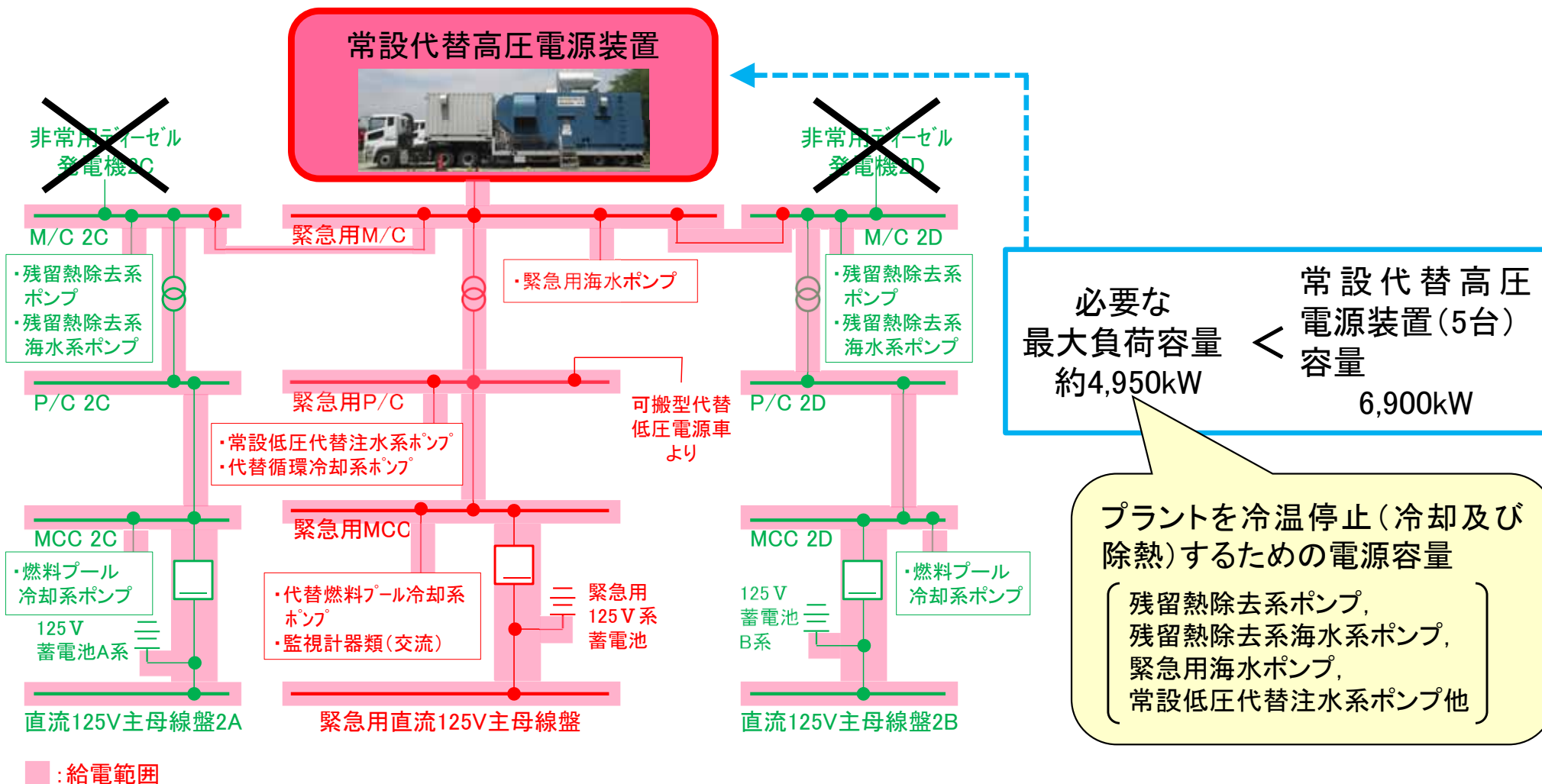


多重化されている  
非常用ディーゼル発電機が  
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…**常設代替高圧電源装置**
- ・ 可搬型代替交流電源設備…可搬型代替低圧電源車

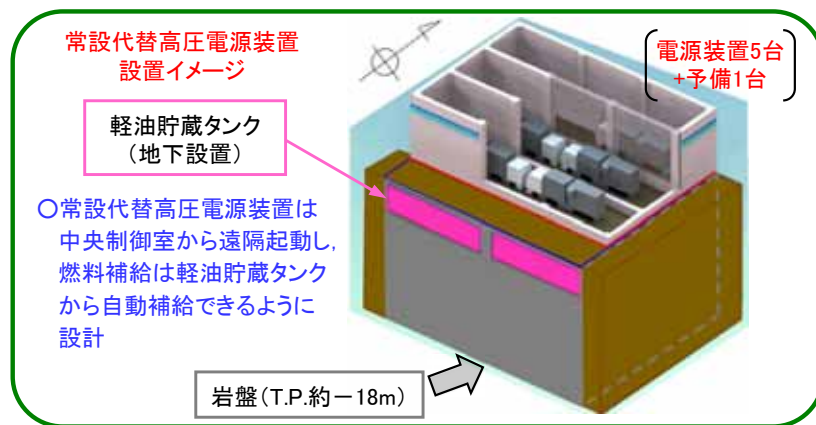


# <別紙1> 常設電源設備の燃料の確保

\* 補足説明資料「1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)」再掲



○常設電源設備(非常用ディーゼル発電機等及び常設代替高圧電源装置)用の燃料貯蔵設備として、**7日間の電源供給を可能とする軽油貯蔵タンク(400kL)を2基設置**



軽油貯蔵タンク  
配置図

○軽油貯蔵タンクの容量は、燃料消費量が最大となるケースである外部電源喪失が発生した場合を想定しても、7日間電源供給が可能な量を上回る容量を設定

**外部電源喪失**

非常用ディーゼル発電機等により  
非常用母線を受電

非常用ディーゼル発電機等が7日間運転可能な燃料  
(53,184 L/日 × 7日 ≒ 372.3kL)

+

+

常設代替高圧電源装置により  
緊急用母線を受電  
(重大事故への備え)

常設代替高圧電源装置が1日運転可能な燃料  
(20,160 L/日 × 1日 ≒ 20.2kL)

$$372.3\text{kL} + 20.2\text{kL} = 392.5\text{kL} * < 400\text{kL}$$

\* 何れかの電源のみで7日間運転を続ける場合は、このケースよりも燃料消費量が少なくなる。



# <別紙2> 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)(可搬型設備)

\* 本文「3. ① 電源の多様化(代替電源(交流)の確保)」再掲

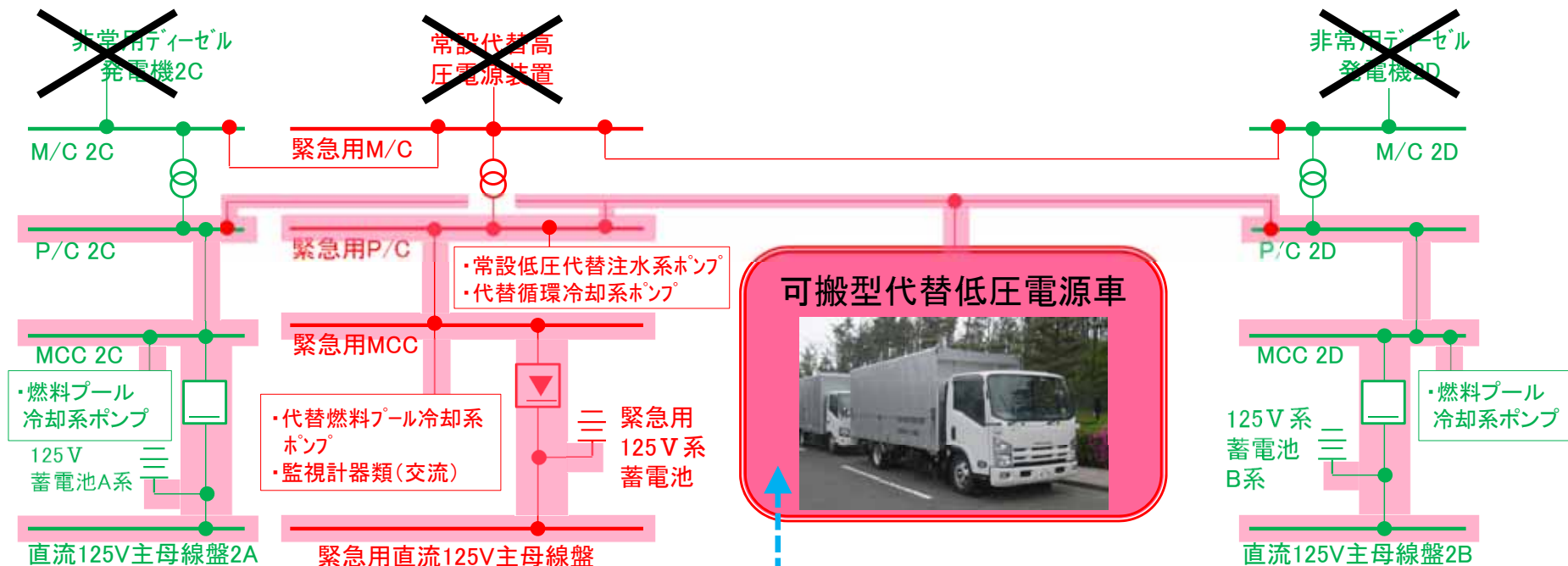


多重化されている  
非常用ディーゼル発電機が  
両系統機能喪失



代替交流電源設備から重大事故等対処設備へ電力を供給し、重大事故等への対処を可能とする。

- ・ 常設代替交流電源設備…常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替交流電源設備…**可搬型代替低圧電源車**



必要な  
最大負荷容量 < 可搬型代替低圧  
約680kW < 電源車(2台)容量  
800kW

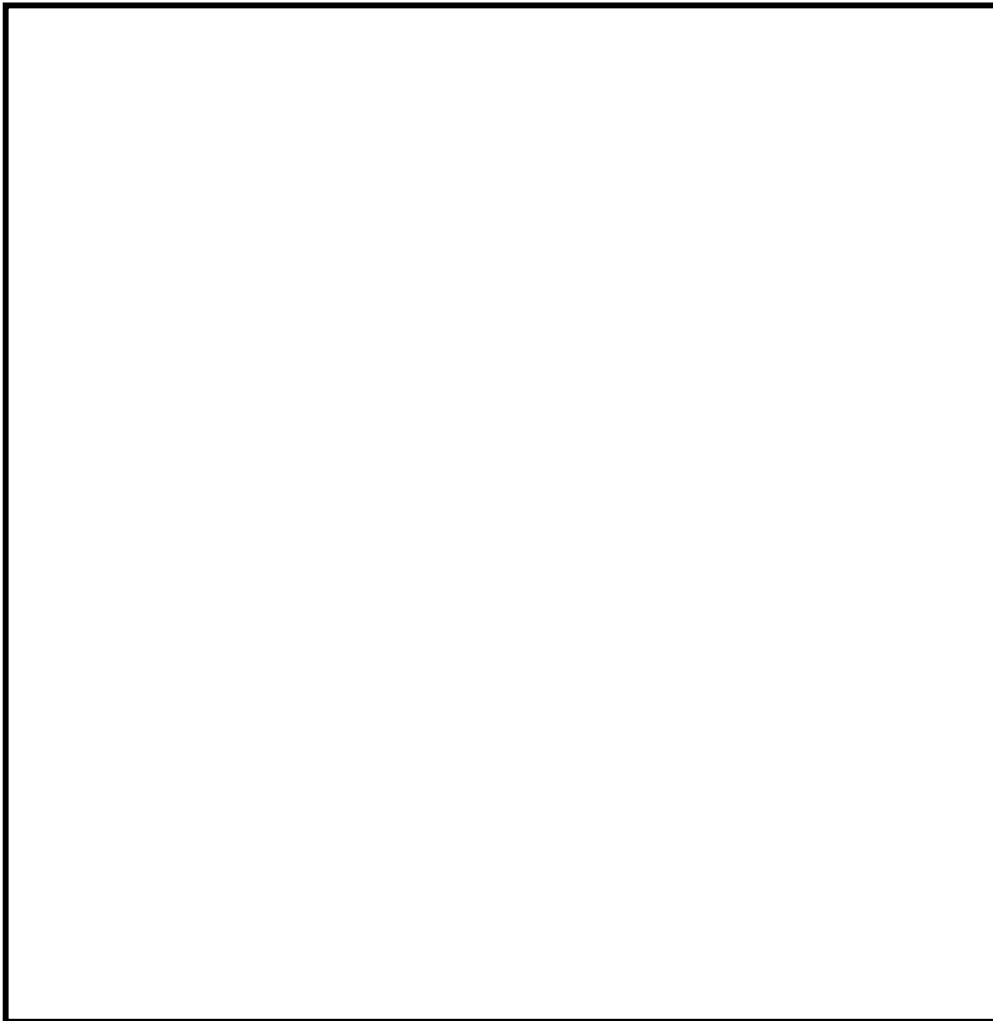
原子炉への低圧注水,  
使用済燃料プールの冷却及び  
直流負荷のための電源容量

[ 常設低圧代替注水系ポンプ,  
代替燃料プール冷却系ポンプ,  
125V充電器盤, 監視計器類他 ]

可搬型代替低圧電源車は、以下の負荷が含まれていないため、常設代替高圧電源装置と比べて容量が小さい。

- ・ 除熱機能に関する負荷(除熱はフィルタベント設備にて対応)

- 可搬型代替低圧電源車等の燃料貯蔵設備として、可搬型設備用軽油タンク(合計210kL)を設置
- 可搬型代替低圧電源車等への燃料補給用の設備として、タンクローリ(2台+予備3台)を配備
- これらの設備は、軽油貯蔵タンクとの位置的分散を図って設置



○可搬型設備用軽油タンクの容量は、各可搬型設備を7日間並行して運用するのに必要な燃料量を十分上回る量としている。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h/台)	①×②×7日間 (kL)
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替注水大型ポンプ (注水用+補給用)	1		
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	1		
可搬型代替注水中型ポンプ (注水用+補給用)	2		
窒素供給装置用電源車	1		
その他※1	—		
<b>計(kL)</b>			

※1 タンクローリ(走行用の燃料タンク)への7日間の給油量0.7kLを含む。

- ・可搬型設備の7日間連続運転に必要な容量は**約168.6kL**
- ・可搬型設備用軽油タンク容量は、十分な余裕を見込んで**約210kL(約30kL×7基+予備1基)**を確保し、2箇所可搬型設備保管場所の地下に各々4基ずつ設置する

軽油貯蔵タンクの配置と可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリの配置

# <別紙3> 常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車の負荷

\* 補足説明資料「1. 規制要求と対応(電源設備における安全性の向上)」再掲



常設代替高圧電源装置 負荷一覧表

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 108
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 A	約 14
	・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷	約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 86
	・非常用照明	約 134
	・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷	約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ	約584
	その他必要な負荷	約3
⑦	非常用ガス再循環系排風機	約55
	非常用ガス処理系排風機	約8
	その他必要な負荷	約95
	停止負荷	約-52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン	約45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	約8
	その他必要な負荷	約183
⑨	蓄電池室排気ファン	約8
	その他必要な負荷	約154
⑩	緊急用海水ポンプ(使用済燃料プール冷却用として起動)	約510
	その他必要な負荷	約4
	(緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計)	(約982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約4,510 (約4,948)

可搬型代替低圧電源車 最大負荷一覧表

## (1) 非常用所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷	約 79
	・直流125V充電器 A	約 22
	・非常用照明	約 134
	・120V AC計装用電源 2 A ・その他負荷	約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷	約 60
	・直流125V充電器 B	約 22
	・非常用照明 ・その他負荷	約 52
③	・中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	・中央制御室換気系フィルタ系ファン (中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	約 8 (約 172)
	・蓄電池室排気ファン	約 8
④	・蓄電池室空気調和機ファン	約 11
	合計 連続最大負荷 (最大負荷)	約575 (約675)

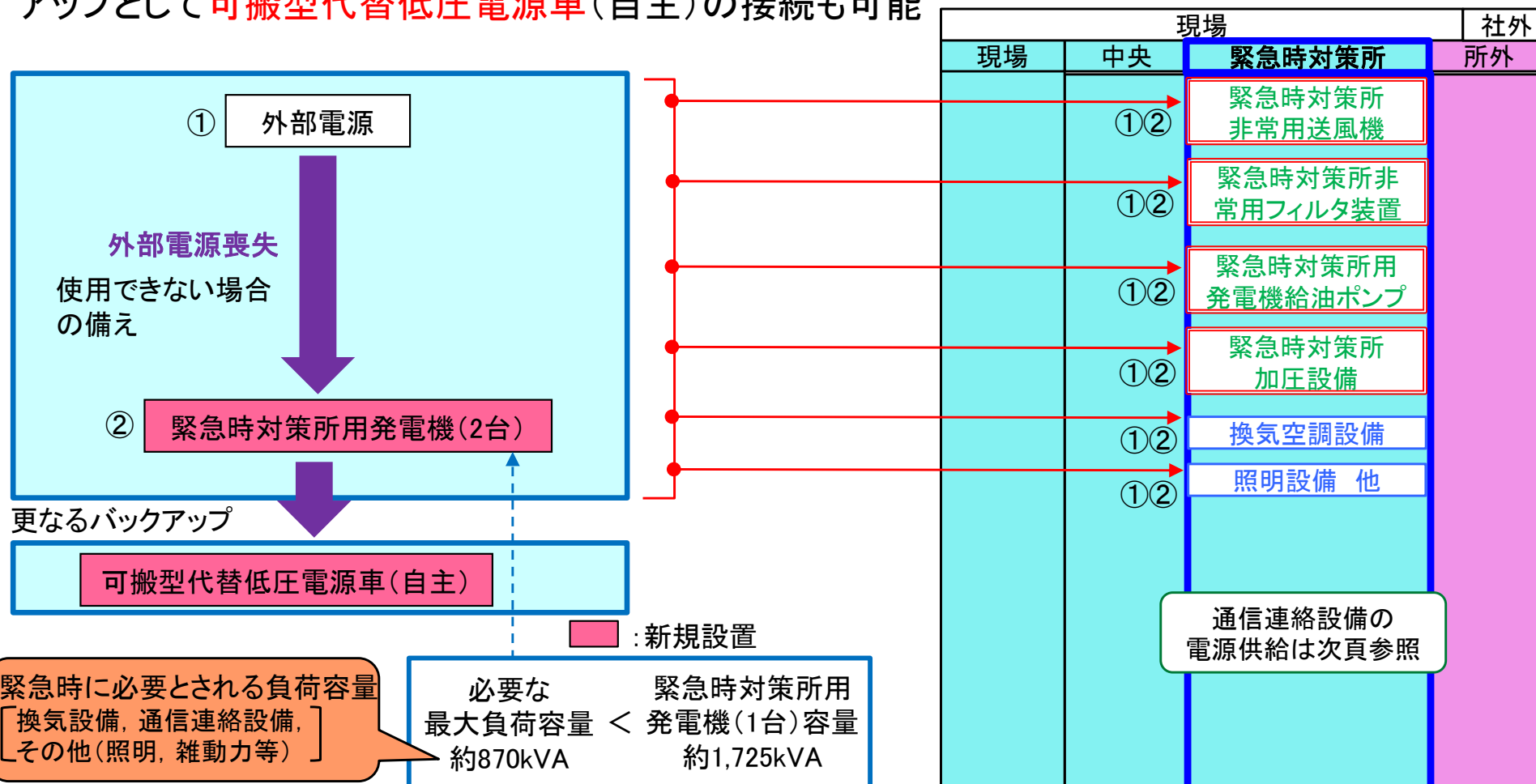
## (2) 代替所内電気設備に給電する場合

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ (起動時)	約 190 (485)
	③	代替燃料プール冷却系ポンプ
④	緊急用母線自動起動負荷	約 120
	・緊急用直流125V充電器	約 95
	・その他必要な負荷	約 95
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約625 (約675)

# <別紙4> 緊急時対策所の電源確保の対策 (1/4)



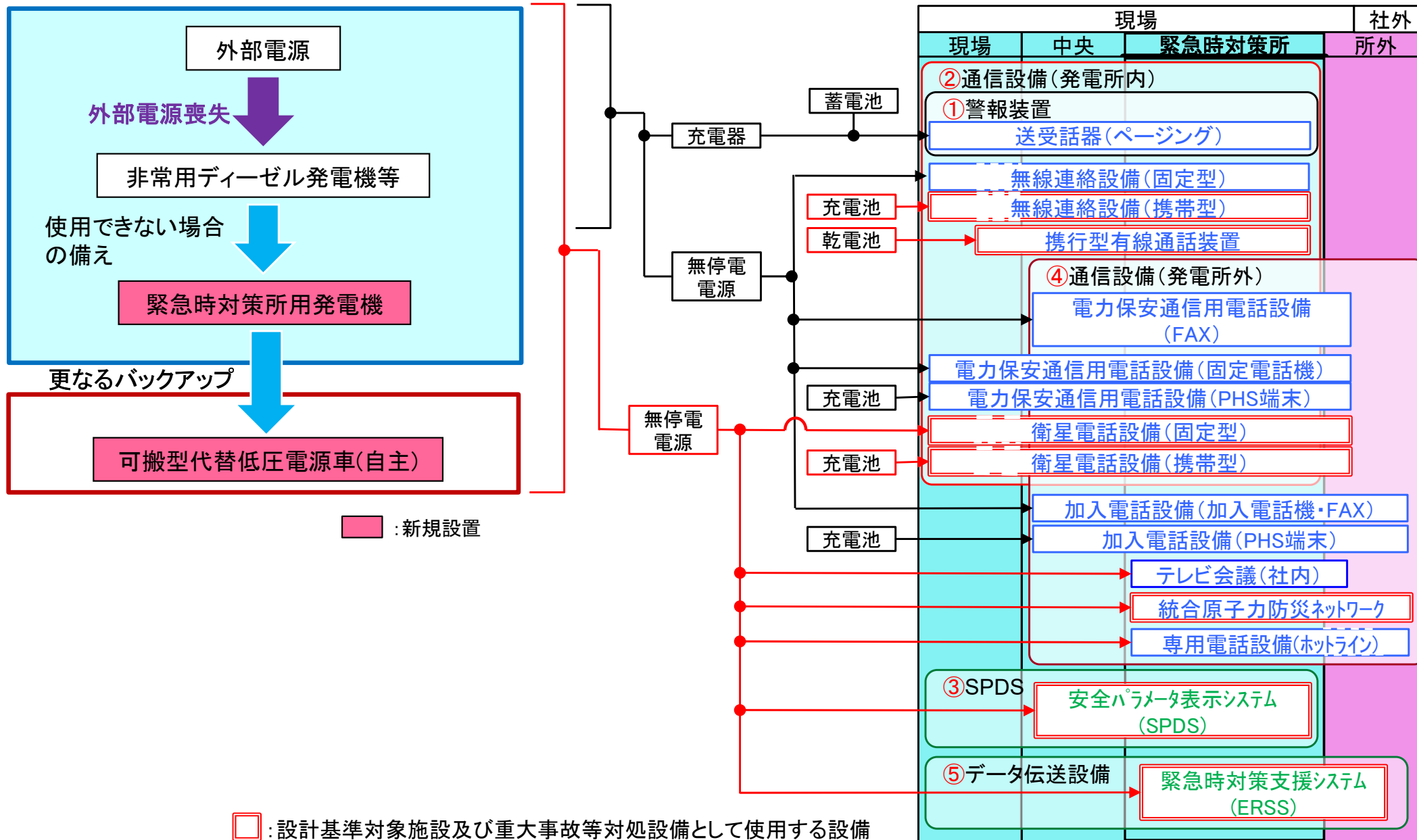
- 緊急時対策所の重大事故等対処設備には、新規に設置する**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備**から電源供給することで電源確保の信頼性を向上
- 外部電源(①)が使用できない場合でも、専用の**緊急時対策所用発電機(②)**を起動することで、緊急時対策所の機能を維持するために必要な負荷に給電が可能
- 緊急時対策所用発電機(②)**は、1台で必要負荷に給電できる容量を有し、これを2台設置する。
- 更に、不測の事態によって**緊急時対策所用発電機**も使用不能となった場合等には、更なるバックアップとして**可搬型代替低圧電源車(自主)**の接続も可能



# <別紙4> 緊急時対策所の電源確保の対策 (2/4)



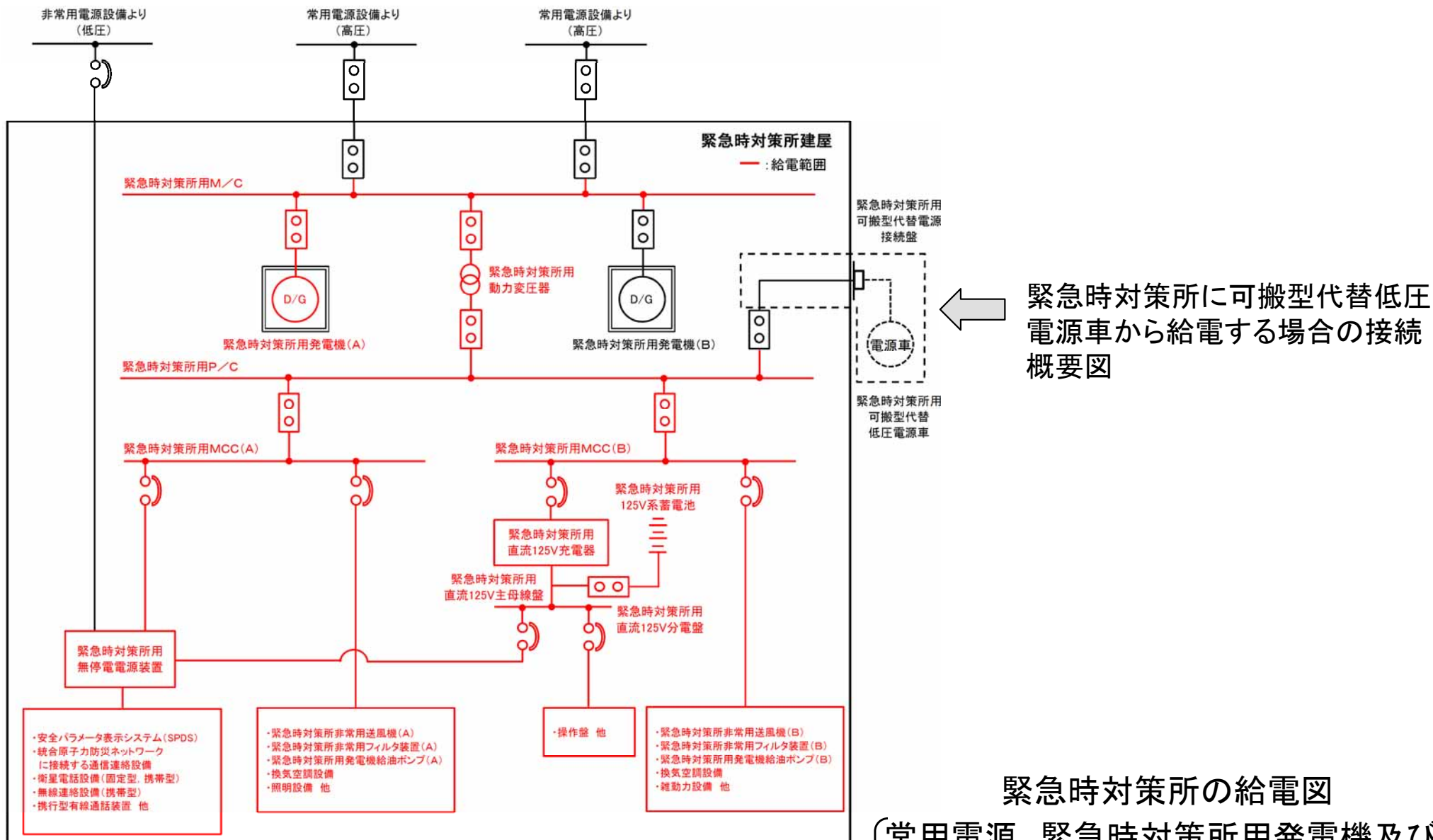
○緊急時対策所で重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備には、**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備からの電源供給を確保**することで通信連絡設備の信頼性を向上（新規）



- **緊急時対策所用発電機**は、緊急時対策所で必要な最大負荷(約870kVA)に給電できる容量(定格容量 約1,725kVA;1台あたり)を有し、これを2台設置
  - ・緊急時対策所で必要な最大負荷容量(約870kVA)を十分上回る容量
- 不測の事態により、緊急時対策所用発電機が2台とも使用不能となった場合等には、更なるバックアップとして**可搬型代替低圧電源車(自主対策設備)の接続による電源供給**が可能であれば活用
  - ・可搬型代替低圧電源車は保管場所に分散して2セットあり、原子炉建屋側の設備への電源供給を優先して1セット(2台)を使用し、もう1セット(2台)がバックアップとして保管場所に残る。加えて、これらの予備として電源車1台を確保しており、**この1台が使用可能であれば、緊急時対策所用可搬型代替電源接続盤に接続して電源を供給**
  - ・緊急時対策所で緊急時に必要とされる負荷(340kVA)に対して、可搬型代替低圧電源車1台(定格容量 約500kVA(約400kW))で給電

負荷名称／電源名称	緊急時対策所の電源負荷容量(kVA)	
	緊急時対策所用発電機の場合 (定格容量: 1,725kVA(1台あたり))	可搬型代替低圧電源車の場合 (定格容量: 500kVA(1台あたり))
換気設備	約460	約130
通信連絡設備等	約35	約35
その他(照明, 雑動力等)	約375	約175
合計	約870(最大負荷容量)	約340(緊急時に必要とされる容量)

# <別紙4> 緊急時対策所の電源確保の対策 (4/4)



緊急時対策所に可搬型代替低圧電源車から給電する場合の接続概要図

緊急時対策所の給電図

〔常用電源、緊急時対策所用発電機及び可搬型代替低圧電源車からの給電〕

\* 図は緊急時対策所用発電機(A)から給電するケースを朱書き

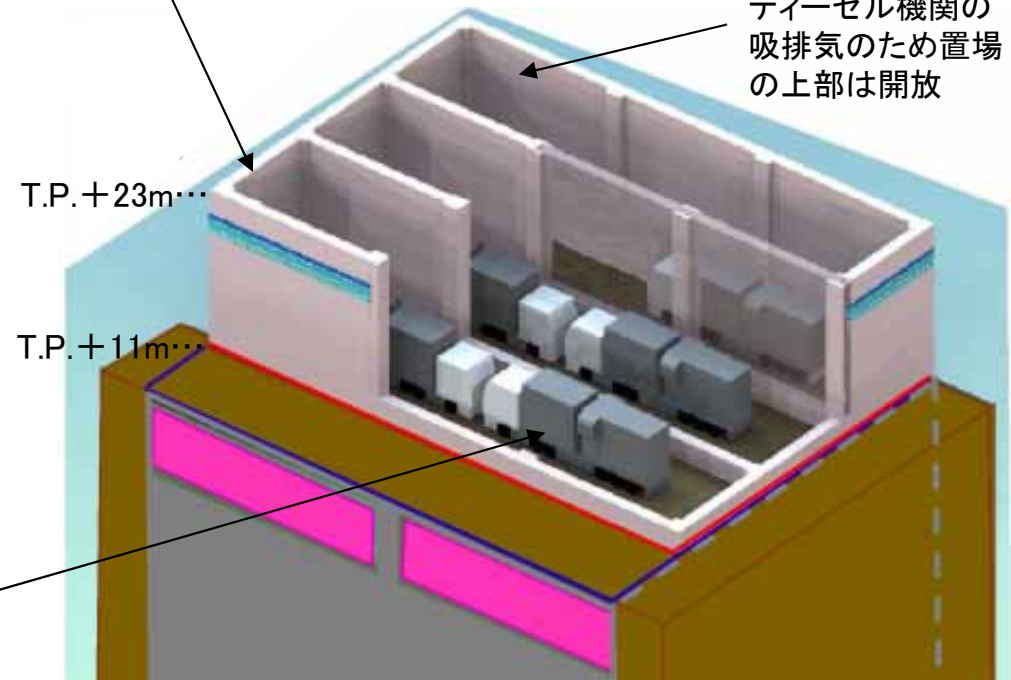
<p>【凡例】</p> <p>  :ディーゼル発電機                :遮断器                :配線用遮断器                :変圧器                :蓄電池                :代替電源設備         </p> <p>  :低圧電源車                :接続口               実線 :常設設備・電路               点線 :可搬型設備・電路               点線 :自主対策設備         </p>	<p>【略語】</p> <p>             M/C :メタルクラッド開閉装置              P/C :パワーセンタ              MCC :モータコントロールセンタ         </p>
--	---

## 7. 常設代替高圧電源装置の竜巻飛来物の影響とセキュリティ上の対応について

- 常設代替高圧電源装置は屋外設置用の設備(高圧電源車)で風雨等の影響を受けず、また地震、火災、溢水等によっても機能が喪失しないよう設計
- 常設代替高圧電源装置置場は高所にあり敷地に遡上する津波は到達しないが、それを更に上回る津波からも当該設備を守れるよう自主的に水密化を施した防護壁を設ける。ただし、発電機のディーゼル機関の吸排気が必要なため、置場に天井は設けず上部は大気に開放している。

更なる遡上津波対策の防護壁(自主対策)  
(防護壁天端高さ:地上約12m)

ディーゼル機関の吸排気のため置場の上部は開放



常設代替高圧電源装置(5台設置+予備1台)

常設代替高圧電源装置置場

- 発電所に竜巻が襲来した場合、竜巻飛来物が常設代替高圧電源装置置場の上部から飛来・落下し、装置が損傷して機能喪失する可能性があるが\*1、その場合でも、原子炉建屋外壁で防護された非常用ディーゼル発電機等(3台)は全台が機能を維持し電源供給が可能であり、仮に竜巻による外部電源喪失が発生した場合でも、発電所の交流電源が失われることはない。\*2

\*1 装置の損傷が発生した場合でも、健全な号機が残存していればそれらを使用可能な場合も考えられる。

\*2 可搬型代替低圧電源車は屋外配置のため竜巻襲来時に機能喪失の可能性があるが、複数台を分散配備しており、竜巻の進路によっては被害を免れる場合も考えられるため、使用できる場合は活用可能

- 常設代替高圧電源装置置場等は、発電所の立入制限区域として入域を管理・制限された内部に配置し、更に置場内への出入は施錠管理等を行い、不要なアクセスを制限する。

<別紙参照>

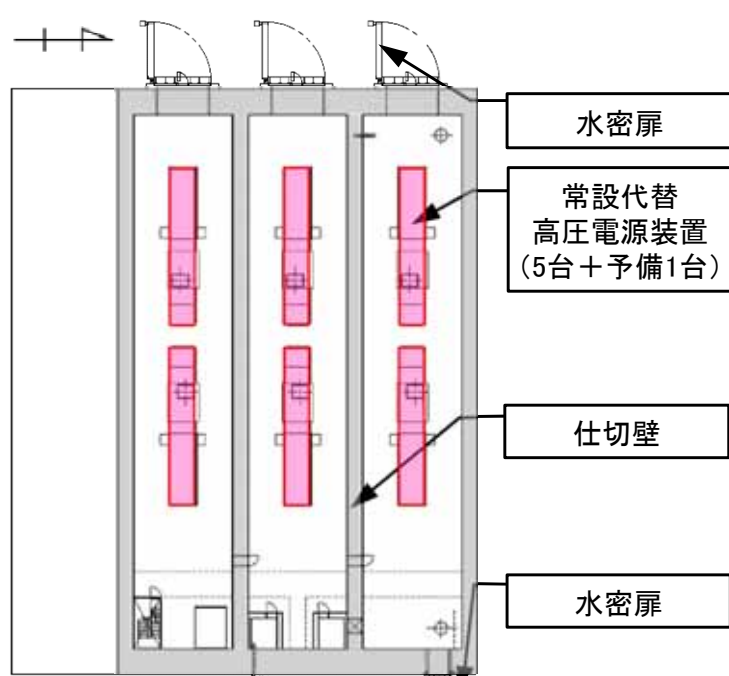


○竜巻飛来物が常設代替高圧電源装置置場の上部から飛来し、装置が損傷して機能喪失しても、**原子炉建屋外壁で防護された非常用ディーゼル発電機等は機能喪失せず電源供給が可能で発電所の交流電源が失われることはない。**

\* 装置の損傷が発生した場合でも、健全な号機が残存していればそれらを使用可能な場合も考えられる。

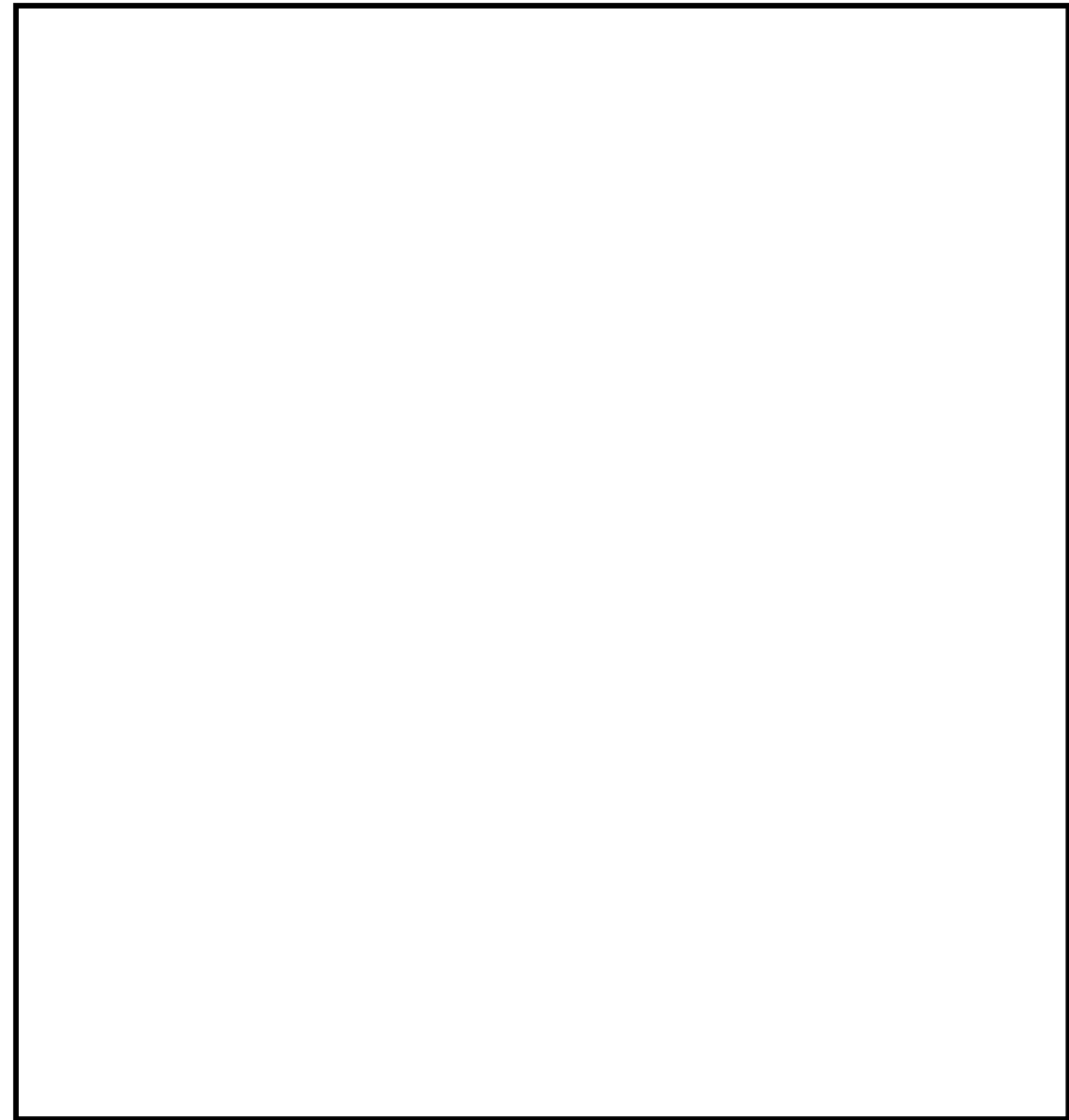
\* 可搬型代替低圧電源車は屋外配置のため竜巻襲来時に機能喪失の可能性があるが、複数台を分散配備しており、竜巻の進路によっては被害を免れる場合も考えられるため、使用できる場合は活用可能

○常設代替高圧電源装置置場等は、**発電所の立入制限区域として入域を管理・制限された内部にあり、更に置場内への出入は施錠管理等を行い、不要なアクセスを制限する。**



常設代替高圧電源装置置場 平面図

置場のエリア全体又は防護壁の各水密扉を施錠管理等実施



原子炉建屋(非常用ディーゼル発電機等)の配置と常設代替高圧電源装置置場及び可搬型重大事故等対処設備保管場所

注 写真は一部イメージを含む

- : 非常用電源設備(設計基準事故対処設備)
- : 代替電源設備(重大事故等対処設備)

## 8. 外部電源系統の地震による影響評価及び耐震性向上の対策

○東海第二発電所では、地震により外部電源系統\*<sup>1</sup>から受電できない場合でも、所内に設置した耐震性の高い複数の非常用電源や代替電源により、原子炉等の安全を確保するための設備に給電可能

\*<sup>1</sup> 当該発電所外の他の発電所、変電所、送電鉄塔・送電線等で構成される送配電網

○東海第二発電所では、基準地震動に対する耐震性を担保していない外部電源系統(開閉所設備等)\*<sup>2</sup>に対しては、大きな地震の発生時には受電できない可能性があるが、地震時の外部電源の信頼性を高め、また外部電源が一旦喪失しても復旧をできるだけ早める観点から、耐震性向上の取り組みを行っている。\*<sup>2</sup> 耐震重要度分類上のCクラスに区分(一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設)

### (1) 所外より発電所につながる変電所設備、送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所に繋がる変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認
- ・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しないように、電線路間の水平距離(離隔)を確保

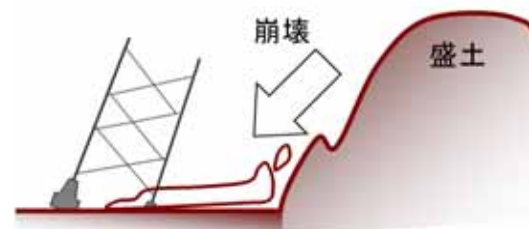
### (2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所の開閉所設備を気中開閉所から、より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更
- ・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認

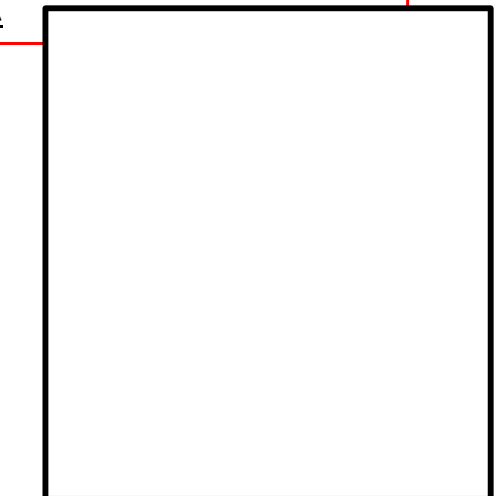
〈別紙参照〉



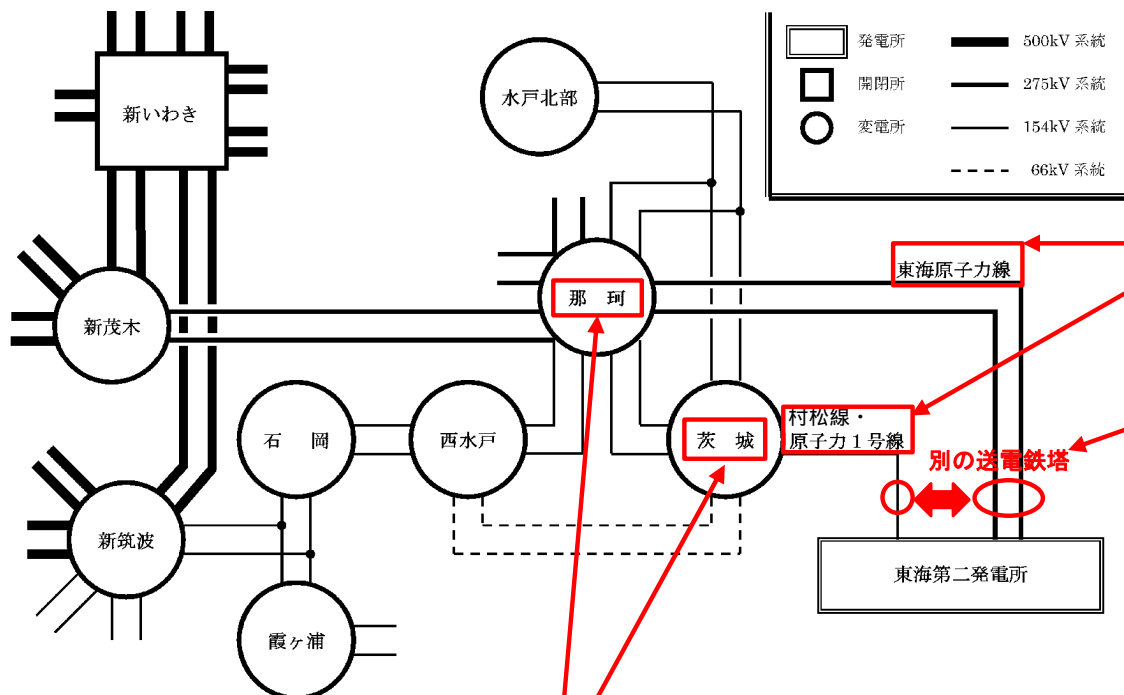
ガス絶縁開閉装置への設備変更



鉄塔基礎の安定性評価



- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成であることを確認している。\*

275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。  
154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

\* 275kV送電線の送電容量: 約1,138MW(1回線当たり)及び  
154kV送電線の送電容量: 約269MWは、それぞれ  
非常用ディーゼル発電機容量(1基): 5.2MW以上を確保

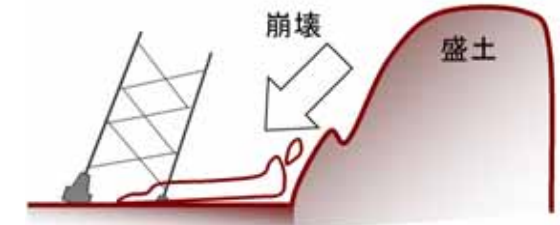
(1) 所外より発電所に繋がる送電設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

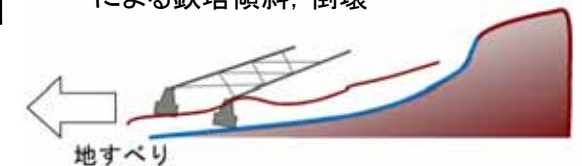
○2011年の東北地方太平洋沖地震では, 東海第二発電所の外部電源が一時的に失われたが, 東海第二発電所に接続する変電所までの各送電鉄塔に傾斜・倒壊等は生じていない。

○各送電鉄塔の基礎の安定性を評価するため, 盛土の崩壊, 地滑り, 急傾斜地の土砂崩壊を対象に, 図面等による机上調査を基に, 地質専門家による現地の調査を行い, 各鉄塔基礎の安定性に悪影響がないことを確認している。

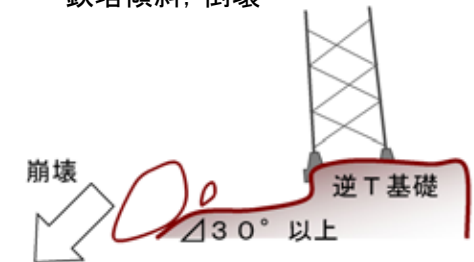
線路名	鉄塔基数	現地の調査による確認基数			対応必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44基	2基	0基	3基	0基
154kV 原子力1号線	8基	0基	0基	0基	0基
154kV 村松線	28基	0基	0基 </td <td>2基</td> <td>0基</td>	2基	0基



盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜, 倒壊



鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜, 倒壊



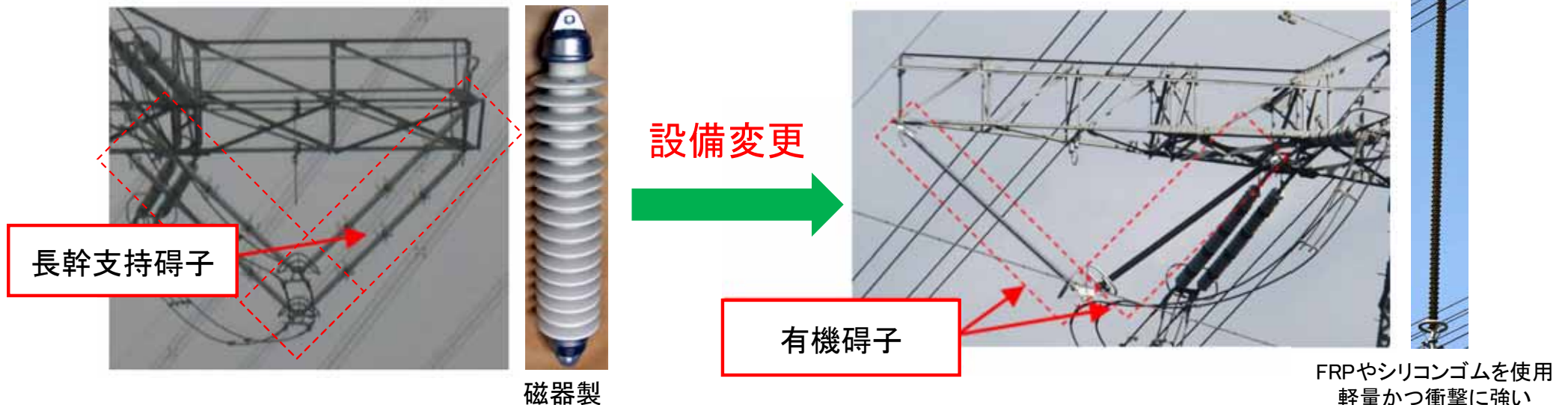
逆T字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜, 倒壊

出典: 経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について (平成24年2月17日, 東京電力株式会社)」

(1) 所外より発電所に繋がる送電設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所に変電所から接続する送電線(東海原子力線(275kV) \*<sup>1</sup>) \*<sup>2</sup>の碍子の耐震性向上対策として, より耐震性の高い碍子への取り替えが実施されている。



\* 1: 2011年の東北地方太平洋沖地震にて, 長幹支持碍子の損傷が発生している。

注 碍子の拡大図はイメージ

\* 2: 発電所に接続する別の送電系統である, 村松線・原子力1号線(154kV)には長幹支持碍子は使用されていなかった。

出典: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持V吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について(平成23年12月27日, 東京電力株式会社)」を基に一部加筆

○東海第二発電所に接続している那珂変電所及び茨城変電所は, 重心が低く, 耐震性の高いガス遮断器 \*<sup>3</sup>が採用されていることを確認している。

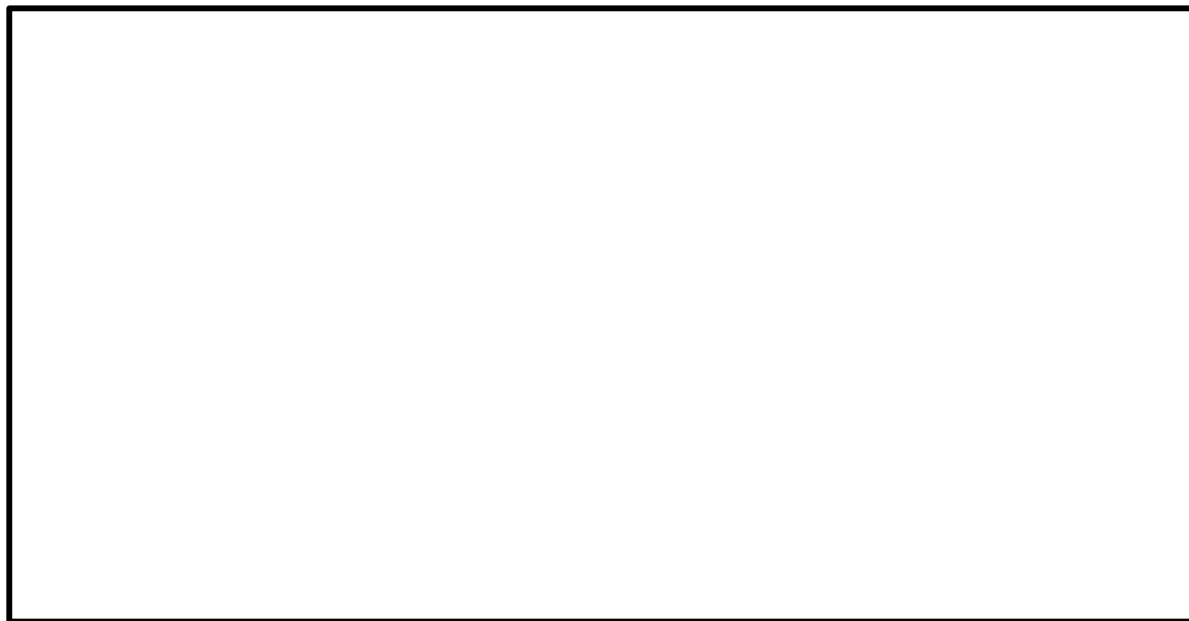
\* 3: JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており, 設計上の裕度を確認している。

(1) 所外より発電所につながる変電所設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より, 仮に1つの鉄塔が倒壊しても, すべての送電線が同時に機能喪失しないように, 電線路間の水平距離(離隔)を確保

○275kV東海原子力線No2鉄塔—154kV原子力1号線  
No5 鉄塔間が両電線路の近接箇所

○今後, 154kV原子力1号線 No5鉄塔を  
275kV東海原子力線 No2鉄塔の  
倒壊範囲外へ移設



第1図 外部電源送電線ルート



第2図 発電所敷地周辺の鉄塔配置

○この対策により, 仮に1つの鉄塔が倒壊しても, すべての送電線が同時に機能喪失しない,  
電線路間の水平距離を確保可能

(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所設備を気中開閉所(取替前)からより耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更

- ガス絶縁開閉装置は、構造上、気中開閉所機器よりも重心が低く、より耐震性が高い。
- コンパクトな配置が可能であり、メンテナンス性も良い。



気中開閉所(取替前)



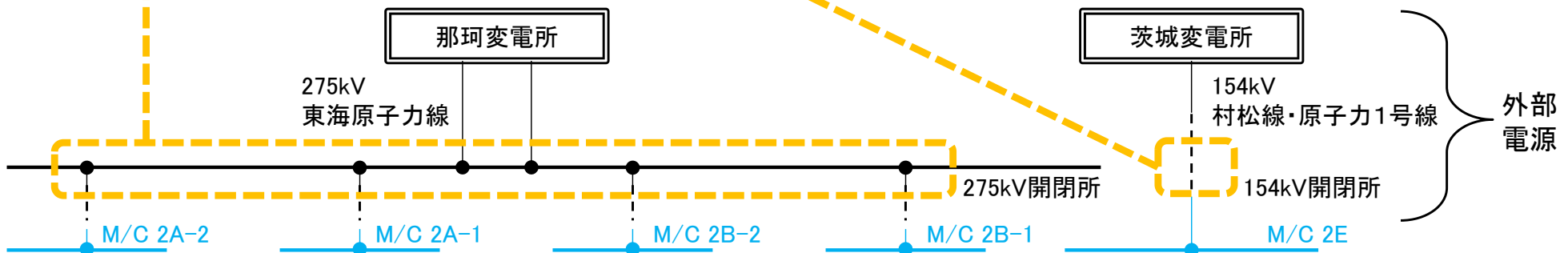
気中開閉所(取替前)



[対策例] 154kV開閉所 ガス絶縁開閉装置(取替後)

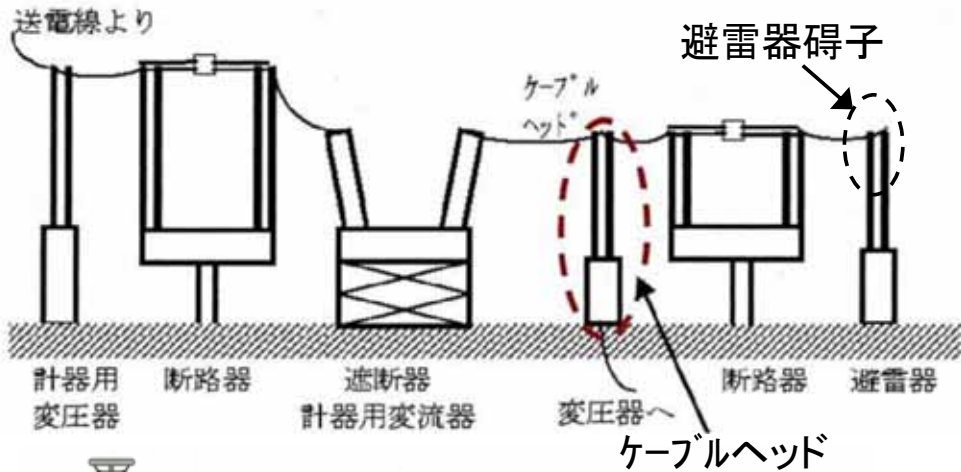
設備変更実施中

変更済



○東海第二発電所の従来設備の気中開閉所(275kV東海原子力線, 154kV村松線・原子力1号線)は耐震重要度分類上のCクラスとしての耐震性を十分確保していたが, **外部電源システムの信頼性を高めるため, より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に取り替えを実施している。**

○気中開閉所及びガス絶縁開閉装置について, JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた耐震評価を行い, **気中開閉所に比べてガス絶縁開閉装置は, より設計上の裕度が増加したことを確認している。**



開閉所設備の耐震評価結果(従来設備)

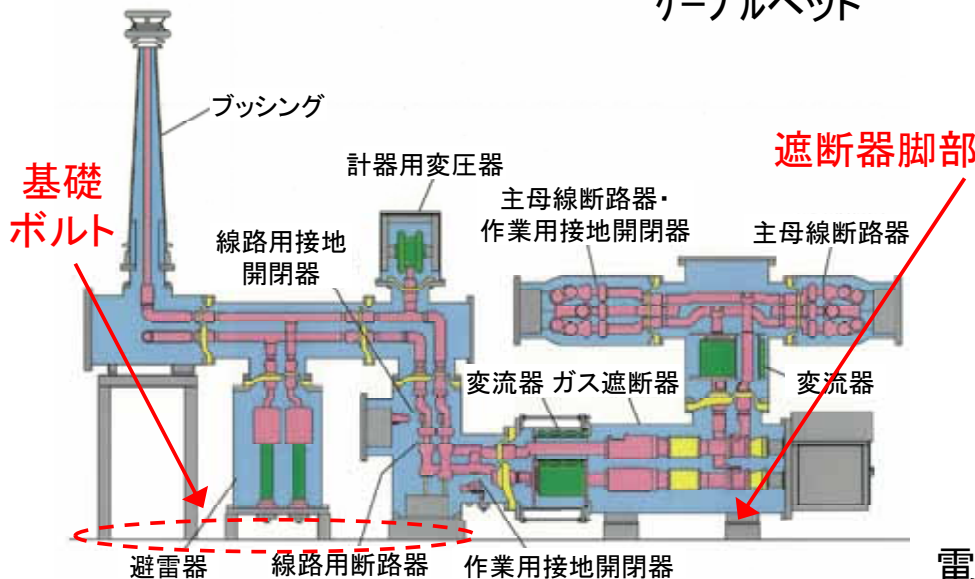
照査項目	耐震裕度*	評価部位
275kV超高圧開閉所 気中遮断器	1.32	ケーブルヘッド
154kV特別高圧開閉所 気中遮断器	1.31	避雷器碍子

\* 過去の地震データをほぼ包含するよう機器下端に3m/s<sup>2</sup>共振正弦3波を入力した動的解析。1以上であれば耐震性を満足する。

**設備変更**

開閉所設備の耐震評価結果(取替後)

照査項目	耐震裕度*	評価部位
275kV超高圧開閉所 <b>ガス絶縁開閉装置</b>	<b>2.24</b>	<b>遮断器脚部</b>
154kV特別高圧開閉所 <b>ガス絶縁開閉装置</b>	<b>1.79</b>	<b>基礎ボルト</b>





(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所の開閉所の基礎の設置地盤の支持性能, 開閉所から原子炉建屋等へ繋がるケーブル洞道等の設置地盤の支持性能及び不等沈下量を評価し, **耐震Cクラスで適用する地震力**に対して設置地盤は十分な支持性能があることを確認している。

開閉所基礎, ケーブル洞道・トラフの支持性能の評価結果

照査項目 (最大接地圧)	評価値	評価基準値	判定
①275kV超高压開閉所	434 (kN/本) <	2,629 (kN/本)	○
②154kV特別高压開閉所	62 (kN/m <sup>2</sup> ) <	192 (kN/m <sup>2</sup> )	○
③ケーブル洞道	162 (kN/m <sup>2</sup> ) <	372 (kN/m <sup>2</sup> )	○
④ケーブルトラフ	32 (kN/m <sup>2</sup> ) <	640 (kN/m <sup>2</sup> )	○

ケーブル洞道及びケーブルトラフの最大沈下量の評価結果

	ケーブル洞道 (275kV超高压開閉所~タービン建屋間)	ケーブルトラフ (154kV特別高压開閉所~原子炉建屋間)	判定
最大沈下量	9.5mm	1.7mm	○*

\* 沈下量が1cm未満であり不等沈下によるケーブル性能への影響は生じない。

開閉所, ケーブル洞道及びケーブルトラフの配置