

# 東海第二発電所

## 停止・冷却設備への対応について(改訂版)

2023年7月6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. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 停止・冷却設備の主要な変更	4
3. 停止・冷却設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	16

補足説明資料 停止・冷却設備への対応について

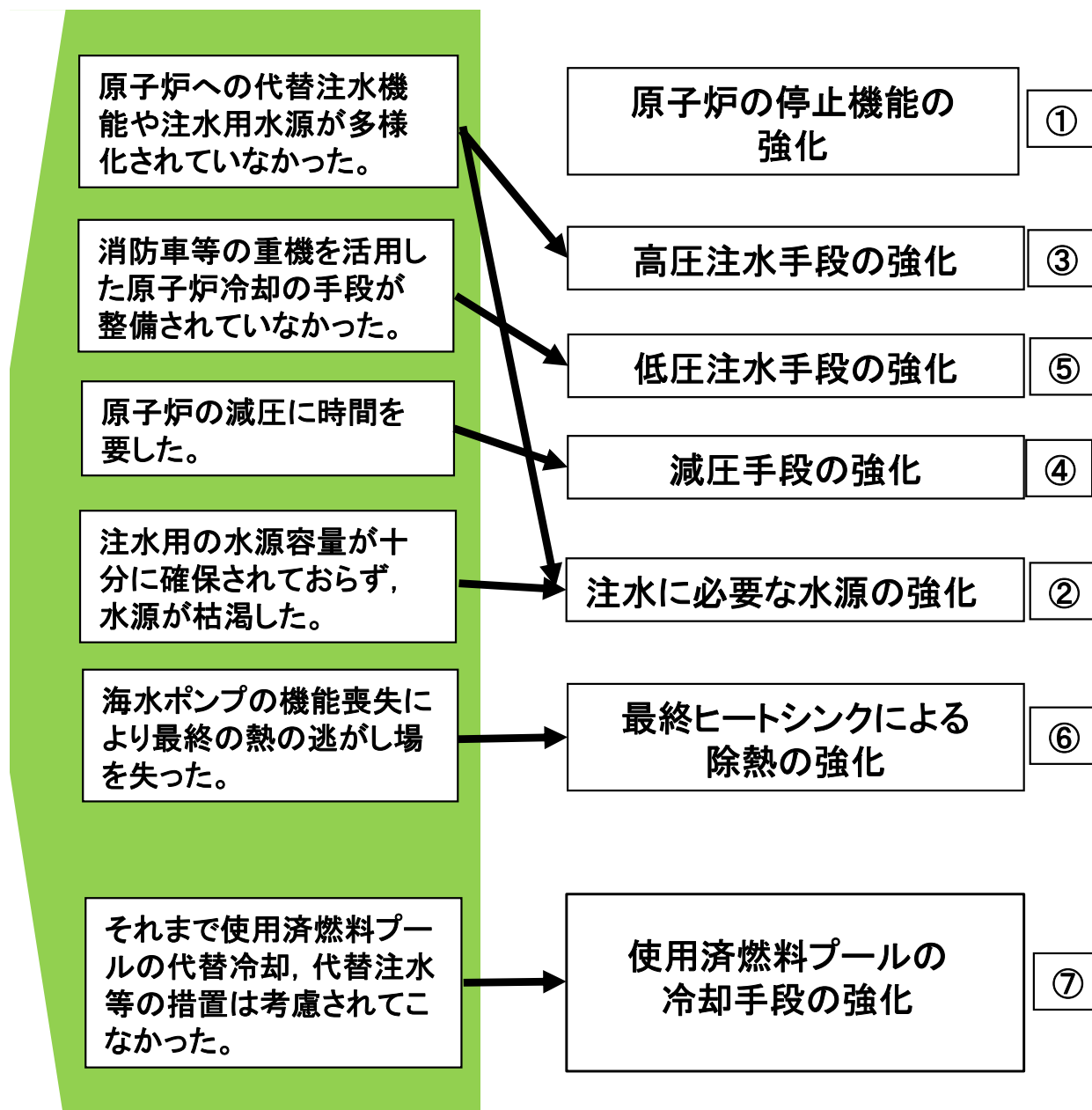
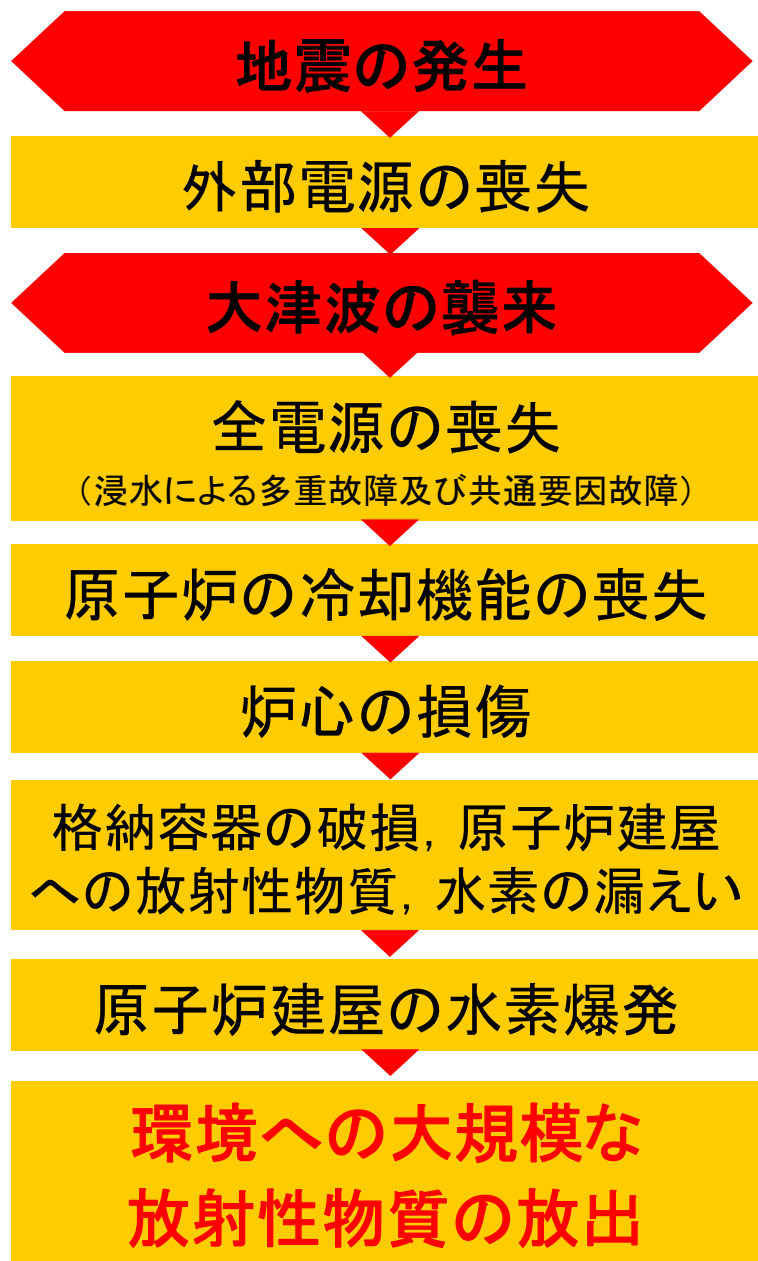
# 1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



## 【事故の推移】

## 【事故の教訓】

## 【対応方針】



## 2. 停止・冷却設備の主要な変更



対策の目的	対策の方向性	従来から備えていた対策	福島事故の教訓に基づく新たな安全対策	備考
(止める) ・原子炉緊急停止	①原子炉の停止機能の強化	・代替制御棒挿入機能 ・ほう酸注入系 ・代替再循環ポンプトリップ機能 (低速度運転有)	・代替再循環ポンプ停止機能(低速度運転電源停止)	強化
(冷やす) ・炉心損傷防止 ・使用済燃料プール冷却	②注水に必要な水源の強化	・復水貯蔵タンク ・サプレッション・プール	・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・SA用海水ピット	新規
	③高圧注水手段の強化	・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ	・高圧代替注水系	新規
	④減圧手段の強化	・逃がし安全弁 ・過渡時自動減圧機能	・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ボンベ	強化
	⑤低圧注水手段の強化	・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系ポンプ	・低圧代替注水系(常設・可搬)	新規
	⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化	・復水器 ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材浄化系	・緊急用海水系 ・代替循環冷却系 ・フィルタベント設備※	新規
	⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系(プール冷却モード) ・燃料プール水位計	・低圧代替注水系(常設・可搬) ・代替燃料プール冷却系 ・燃料プール監視強化	新規

※ 次回以降にご説明

# 3. 停止・冷却設備の概要



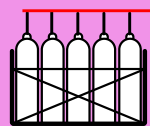
## ⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(2) (次回以降にご説明)



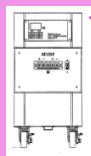
## ① 原子炉の停止機能の強化

再循環ポンプ停止回路追加

## ④ 減圧手段の強化



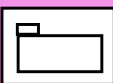
窒素ボンベ



逃がし安全弁用  
可搬型蓄電池

## ③ 高圧注水手段の強化

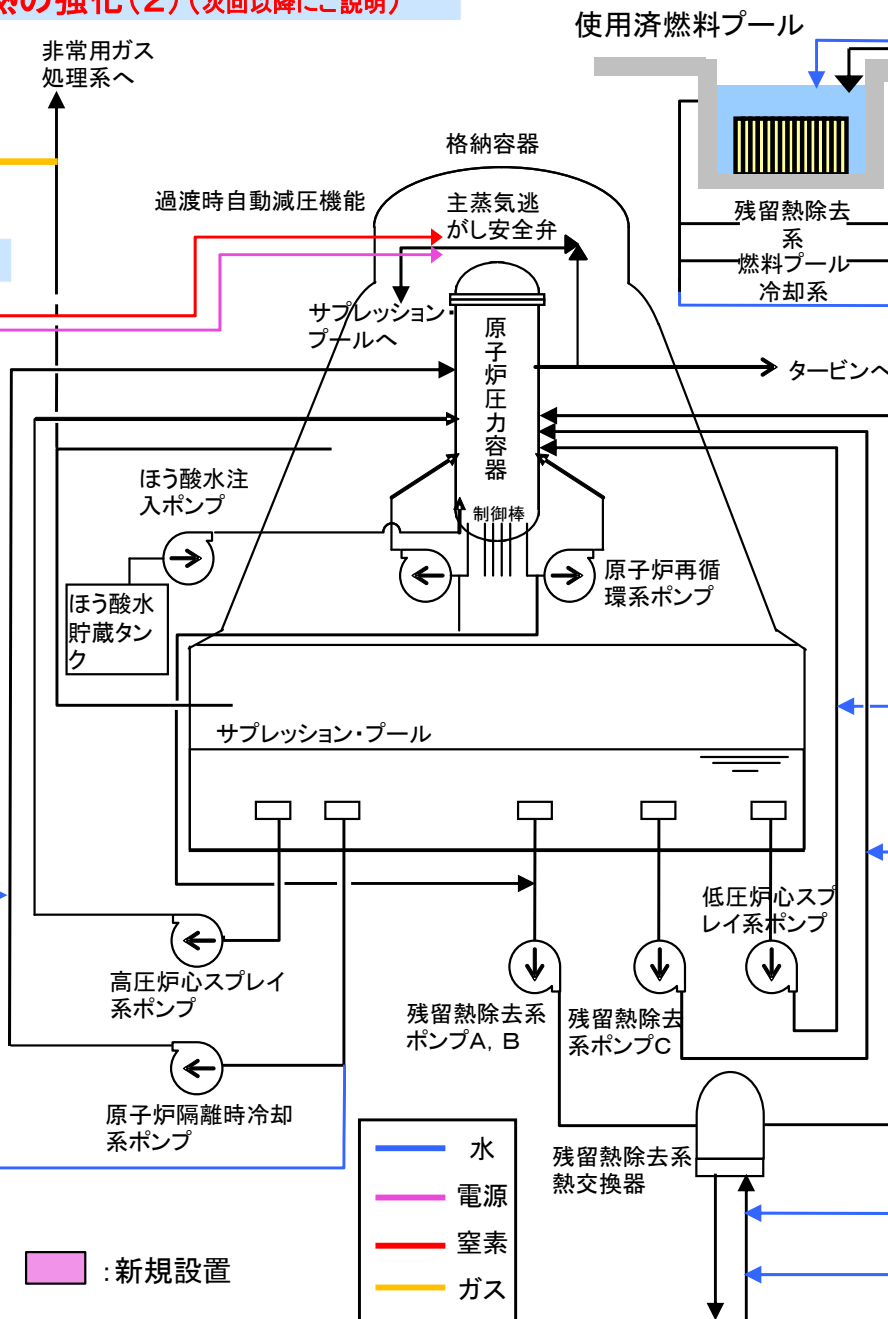
常設高圧代替注水ポンプ



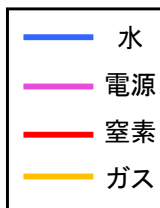
緊急用125V系蓄電池  
常設代替直流電源設備



可搬型低圧電源車 可搬型整流器  
可搬型代替直流電源設備

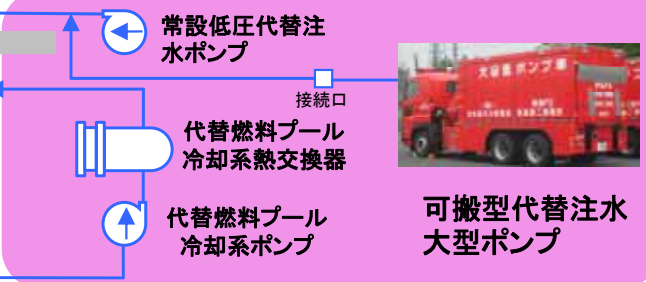


■ : 新規設置



停止冷却-5

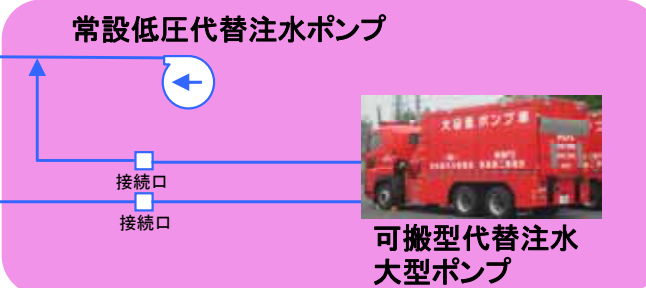
## ⑦ 使用済燃料プール冷却手段の強化



## ② 注水に必要な水源の強化



## ⑤ 低圧注水手段の強化



## ⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1)



# 4. 事故の教訓に基づく安全対策

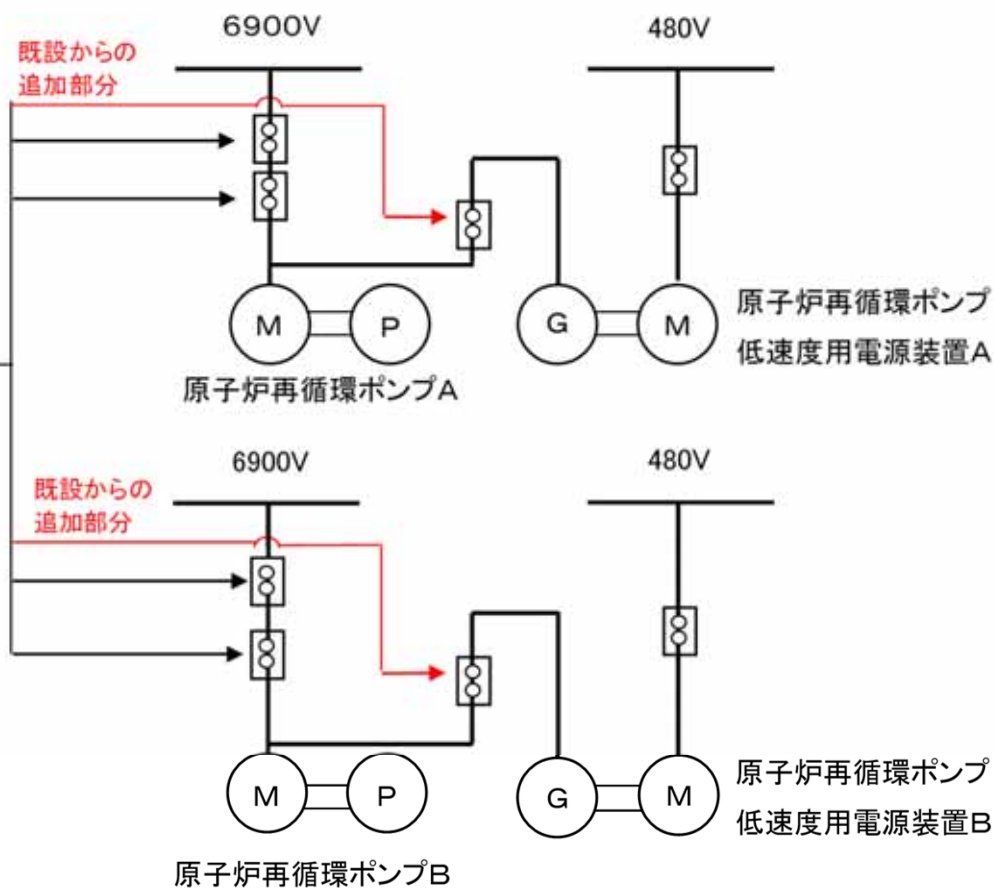
## ①原子炉の停止機能の強化

### 【代替再循環ポンプ停止機能】

●原子炉緊急停止系による制御棒挿入の失敗時でも、再循環ポンプの停止によりボイドを増加させることで負の反応度が加わり、原子炉出力を抑制するための**原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置の遮断器開放機能**を新たに追加する。



代替原子炉再循環ポンプ停止回路



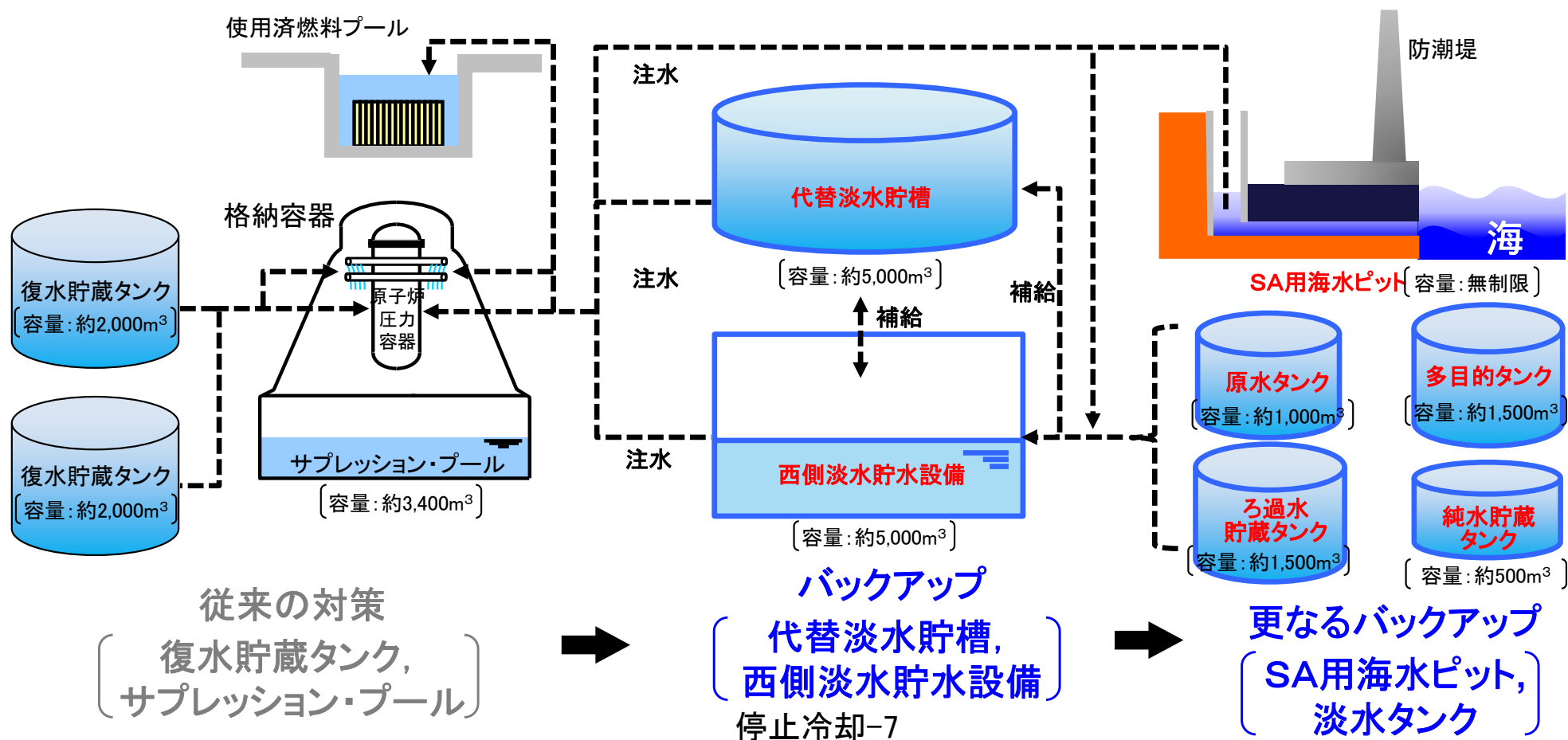
これまでは再循環ポンプを完全に停止させる設計となっていなかったが本機能追加により再循環ポンプを完全に停止させることができる。

# 4. 事故の教訓に基づく安全対策

## ②注水に必要な水源の強化

### 【代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットの新設】

- 使用済燃料の損傷を防ぐためには，使用済燃料プールの冷却停止時やプール水漏洩時において，**使用済燃料プール**の**水位確保が重要**。このため**注水用の水源を増強**
- 地下式の代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備，SA用海水ピットを設置することで，**竜巻や，敷地に遡上する津波等の外部事象**に対しても，**確実に水源を確保可能**。また，既存設備の各種淡水タンクも利用可能時には活用
- 代替淡水貯槽，西側淡水貯水設備には，**原子炉及び使用済燃料プールに7日間の注水が可能**な量を確保

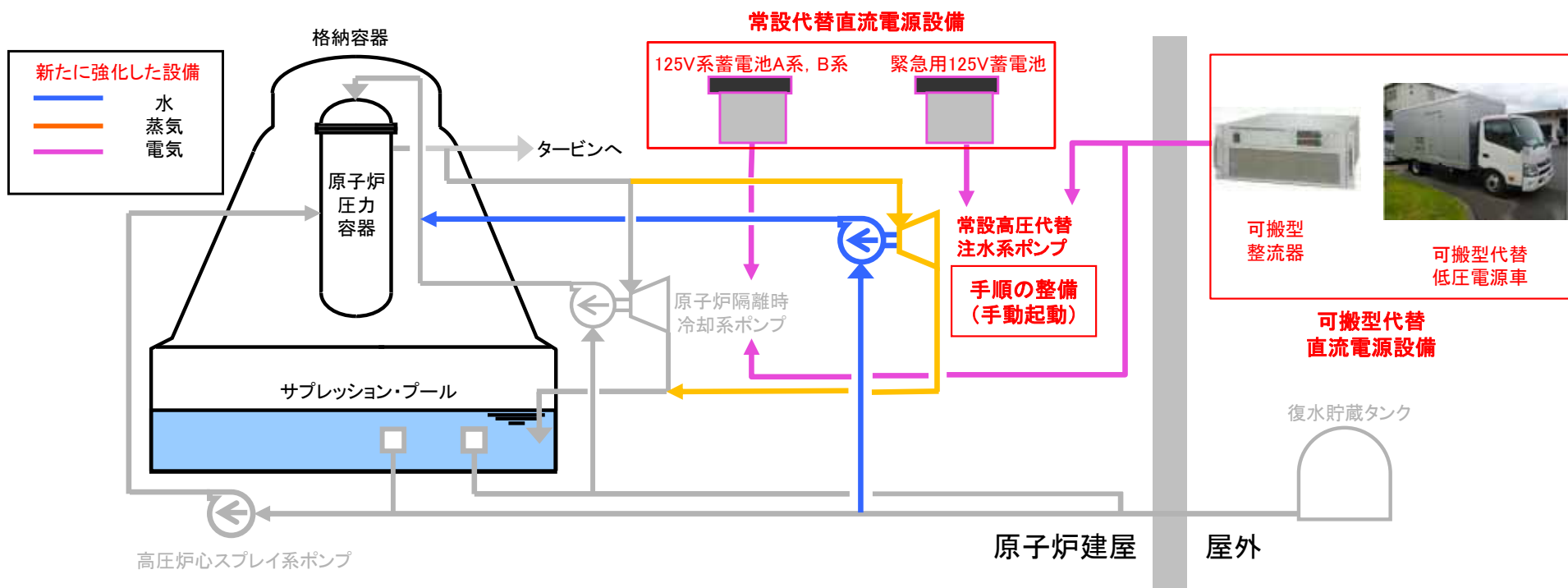


# 4. 事故の教訓に基づく安全対策

## ③高圧注水手段の強化

### 【高圧代替注水系の新設】

- 高圧の注水系は炉心からの崩壊熱が大きな原子炉の停止直後から、速やかに燃料を冷却することができるため、事故直後、第一に動作が求められる。
- 全交流動力電源が喪失し、さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも、高圧代替注水系により、**必要な期間にわたって(高圧の)原子炉への注水が可能。**
- 高圧代替注水系は、**常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能。**また、**直流電源系統から電動弁への給電が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができなくなった場合でも、手動で運転が可能。**



従来の対策  
(高圧炉心スプレイ系,  
原子炉隔離時冷却系)

バックアップ  
(高圧代替注水系,  
常設代替直流電源設備)  
停止冷却-8

更なるバックアップ  
(可搬型代替直流電源  
設備, 手順の整備)



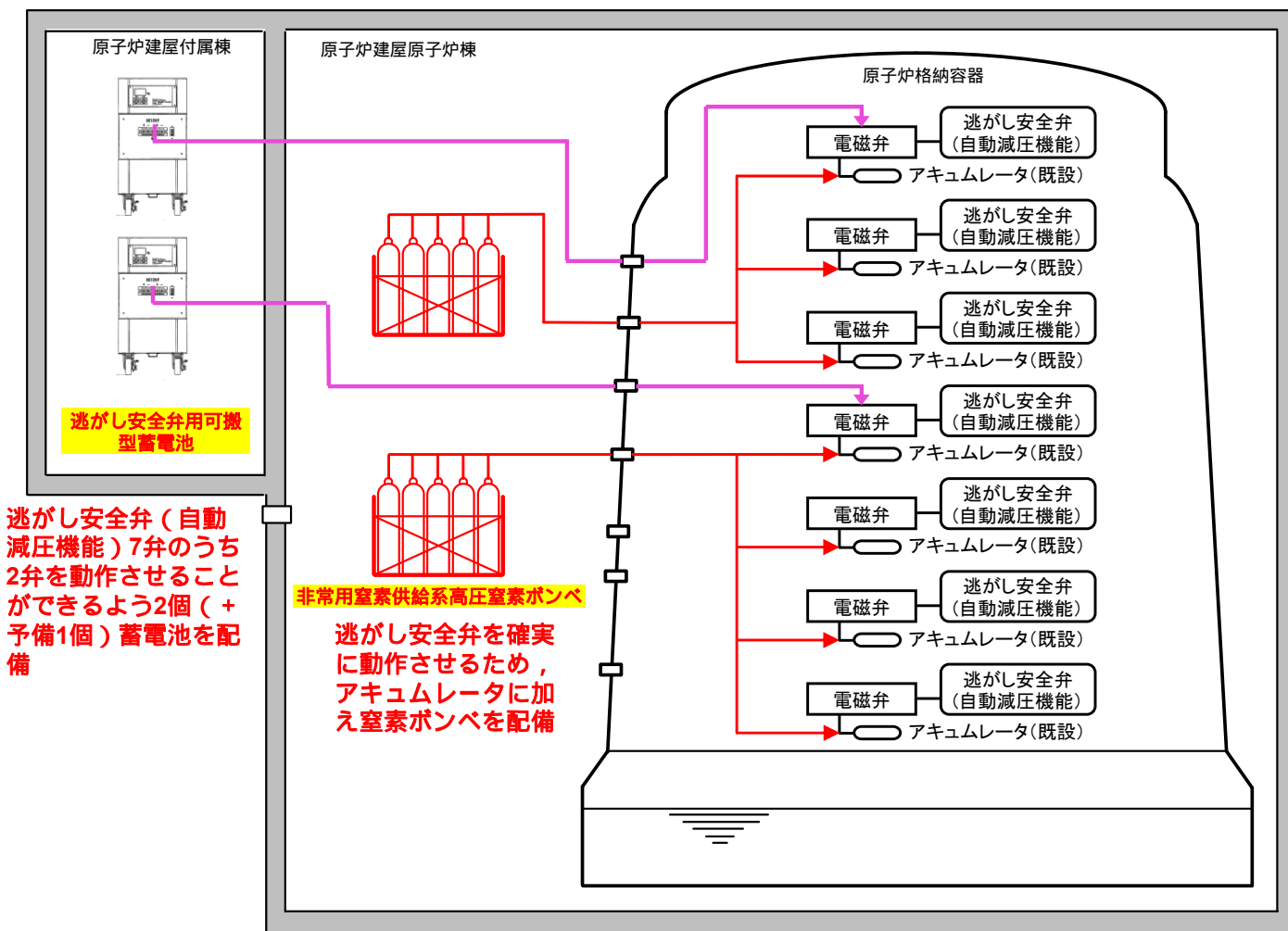
# 4. 事故の教訓に基づく安全対策



## ④減圧手段の強化

### 【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、逃がし安全弁の電磁弁に直接給電することで、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、逃がし安全弁に窒素を供給することで、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。**



概略系統図 停止冷却-9

### 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

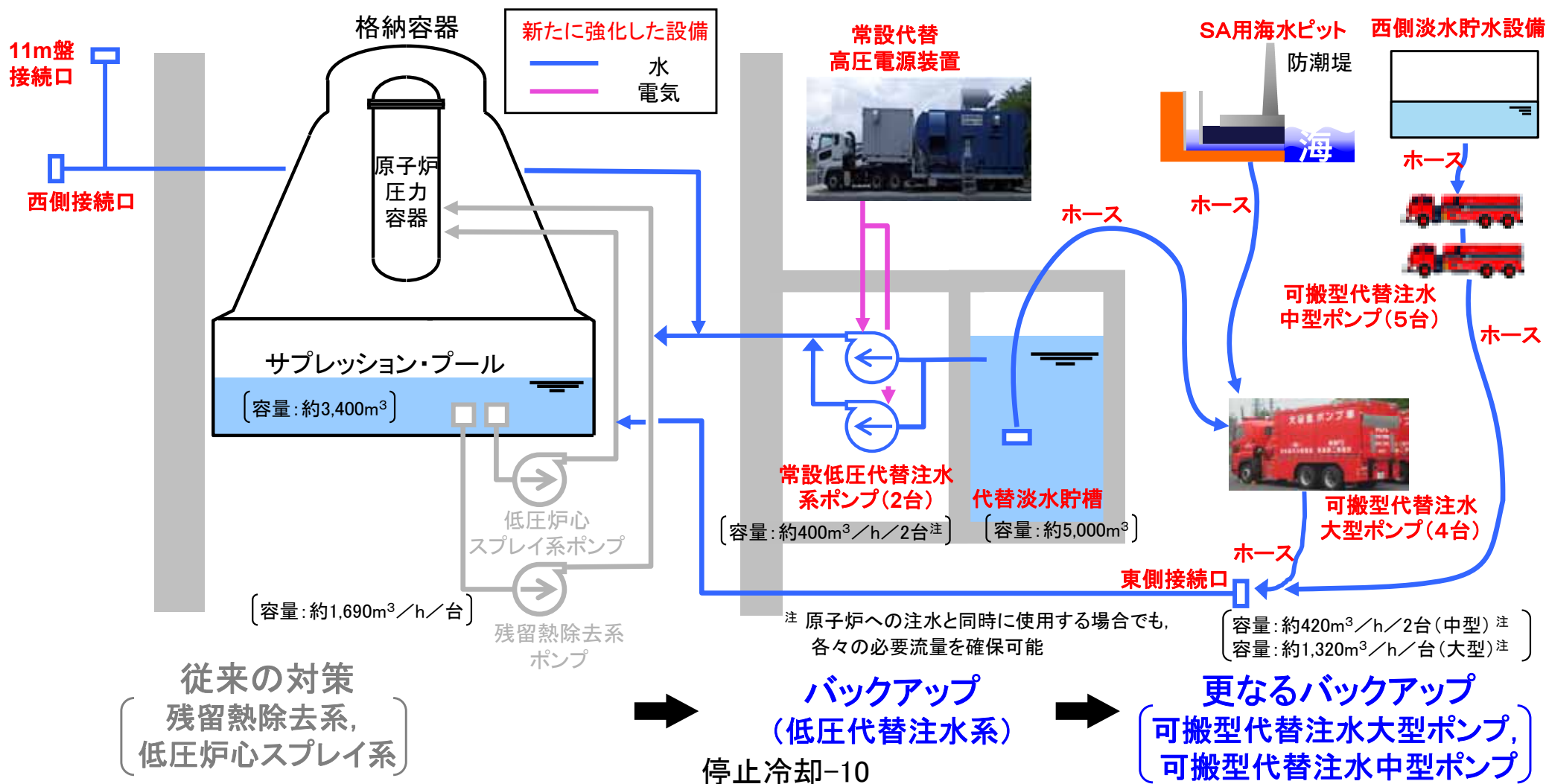
# 4. 事故の教訓に基づく安全対策



## ⑤ 低圧注水手段の強化

### 【低圧代替注水系の設置】

- 原子炉圧力容器内への低圧の注水について対策を講じ、原子炉の確実な冷却を可能とする。
- 全交流動力電源が喪失した場合でも、**常設低圧代替注水系ポンプ**や**ディーゼル駆動の可搬型代替注水大型ポンプ**又は**可搬型代替注水中型ポンプ**を使用し、**代替淡水貯槽等の水を(低圧の)原子炉に注水**することができるようにする。
- 常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替高圧電源装置からの給電により、7日間の運転が可能



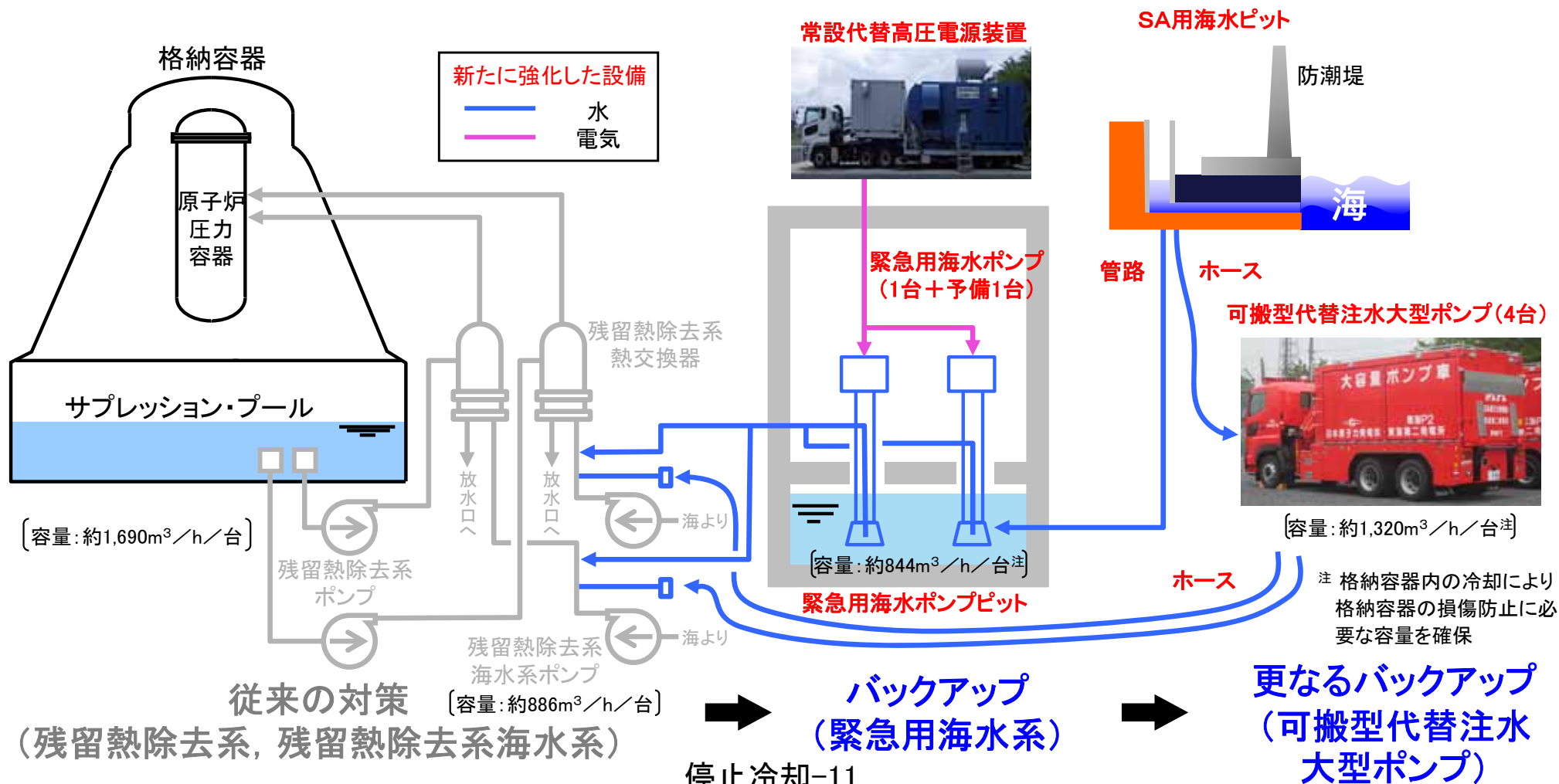
# 4. 事故の教訓に基づく安全対策



## ⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化(1/2)

### 【緊急用海水系の設置】

- 炉心から発生し、圧力容器や格納容器内に溜まっていく熱を最終的に外部(海)に逃がすための手段を増強する。
- 全交流動力電源が喪失した場合や、津波により残留熱除去系の海水ポンプが機能喪失した場合でも、**緊急用海水系**により熱交換器に海水を送水し、原子炉圧力容器や格納容器内に蓄積していく熱の除去を行うことが可能
- **緊急用海水系**は、**常設代替高圧電源装置**からの給電により、**7日間の運転が可能**
- 更に、**可搬型代替注水大型ポンプ**を使用し、熱交換器に海水を送水して熱の除去を行うことも可能

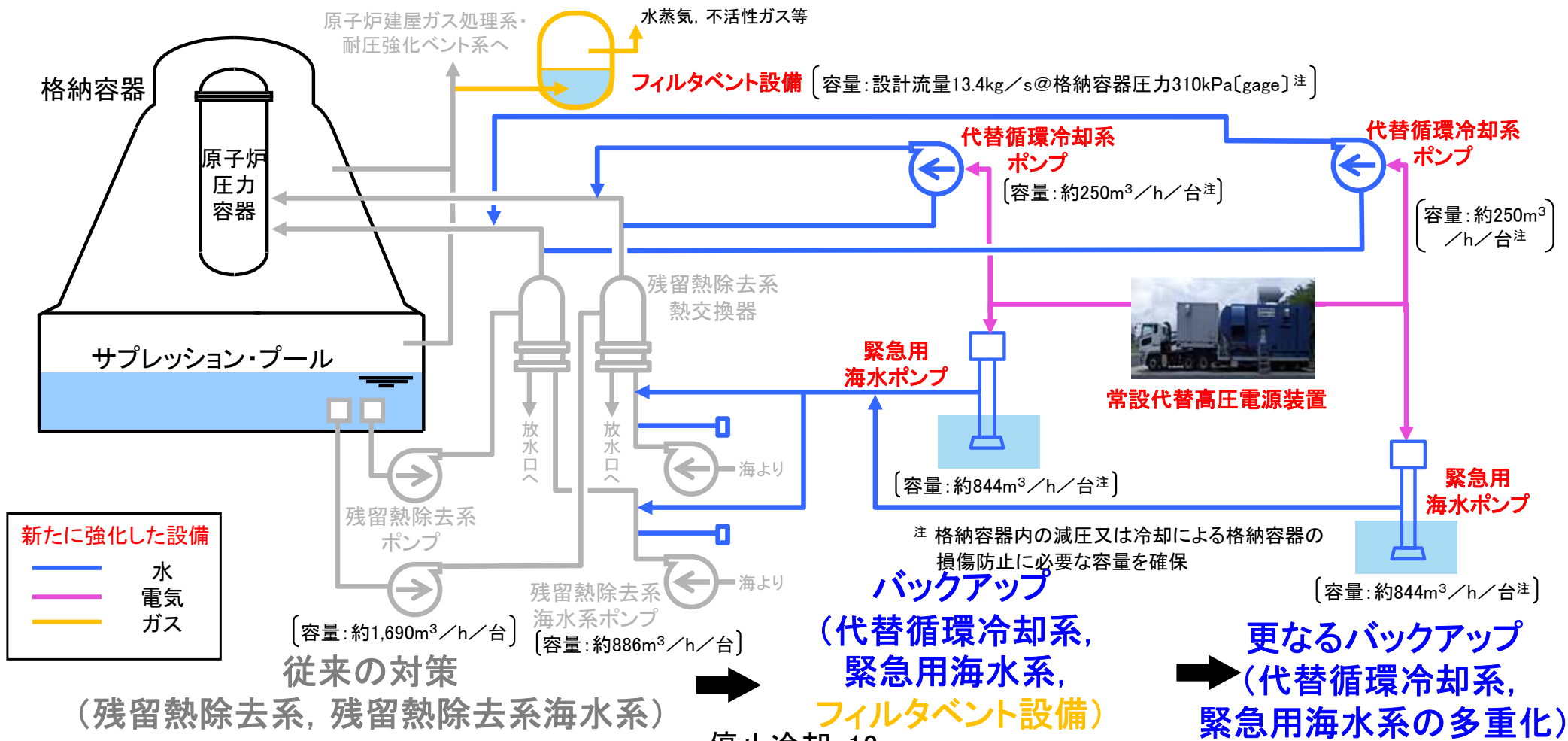


# 4. 事故の教訓に基づく安全対策

## ⑥最終ヒートシンクによる除熱の強化(2/2)

### 【代替循環冷却系及びフィルタベント設備の設置】

- 緊急用海水系に加え、**フィルタベント設備**及び**代替循環冷却系**を新設し、最終ヒートシンク(大気又は海)による除熱機能を強化
- **フィルタベント設備**を新設し、最終ヒートシンク(大気)による除熱機能を強化する。
- **代替循環冷却系**は、システムを**多重化**することで高い信頼性を有しており、**格納容器ベントまでの時間をできる限り延ばすことが可能**

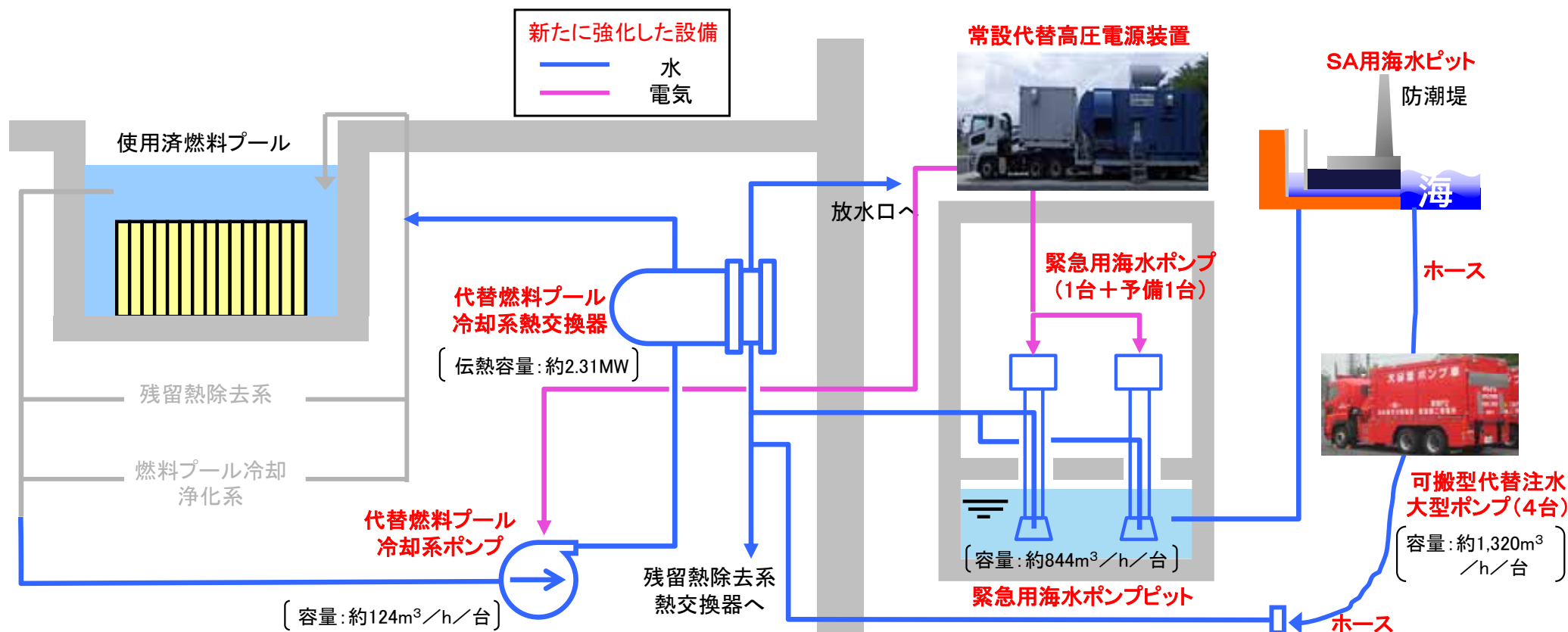


# 4. 事故の教訓に基づく安全対策

## ⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(1/3)

### 【代替燃料プール冷却系の設置】

- 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、プール内の燃料体を冷却できなくなる場合に備えて、新たに燃料プールを冷却するためのシステムを設置
- 既設の燃料プール冷却系及び残留熱除去系の両方の機能が喪失した場合でも、代替燃料プール冷却系により、使用済燃料プールの冷却が可能
- 代替燃料プール冷却系は、可搬型代替注水大型ポンプからも海水の供給が可能



従来の対策

〔燃料プール冷却浄化系,  
残留熱除去系〕



バックアップ

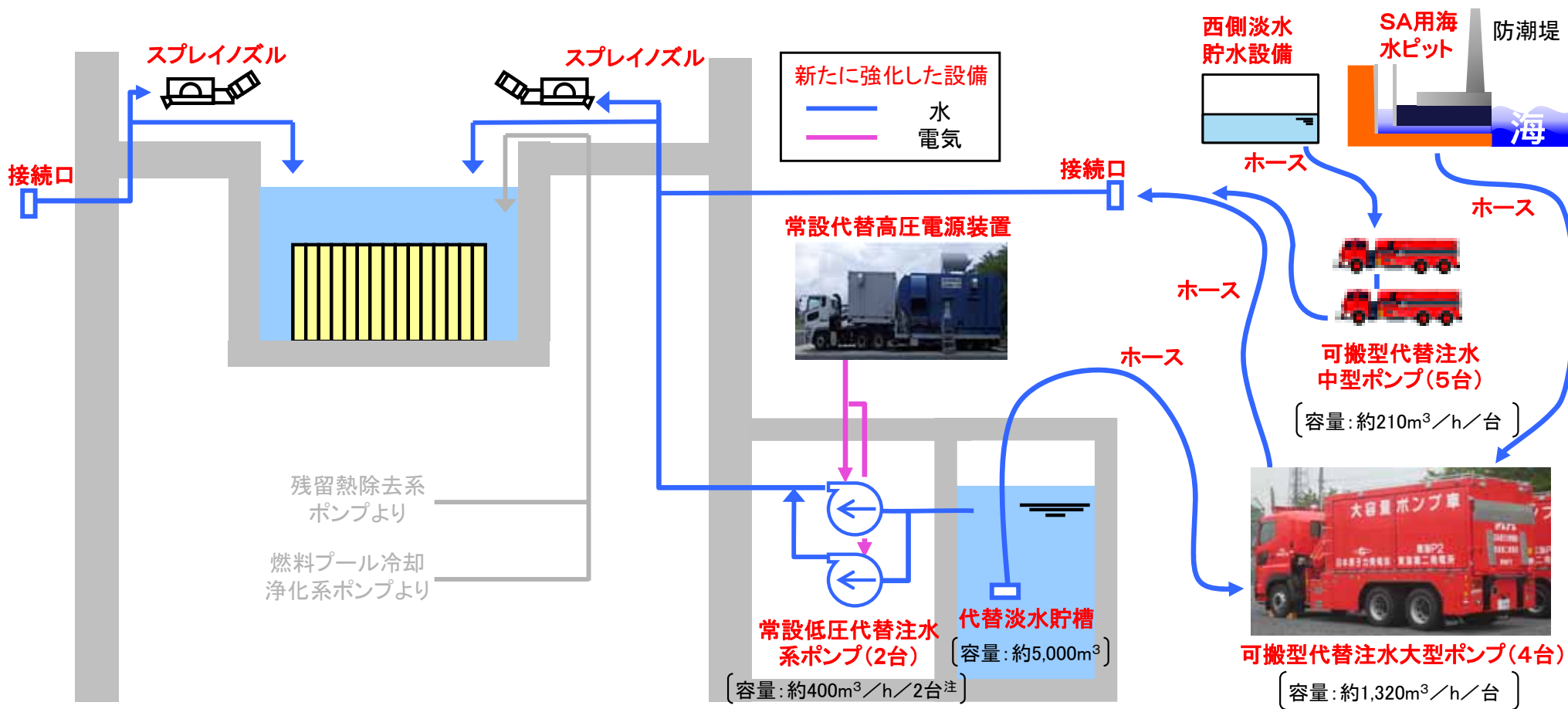
〔代替燃料プール冷却系, 緊急用海水系,  
可搬型代替注水大型ポンプ〕

# 4. 事故の教訓に基づく安全対策

## ⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(2/3)

### 【低圧代替注水系(常設, 可搬)を設置】

- 使用済燃料プールへの注水機能の喪失や, 使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因によりプール水位が低下した場合に備えて, 注水手段を増強
- 常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等を使用し, 代替淡水貯槽等の水を使用済燃料プールへ注水が可能



従来の対策  
〔残留熱除去系,  
燃料プール冷却浄化系〕

バックアップ  
(低圧代替注水系)  
停止冷却-14

更なるバックアップ  
〔可搬型代替注水大型ポンプ,  
可搬型代替注水中型ポンプ〕

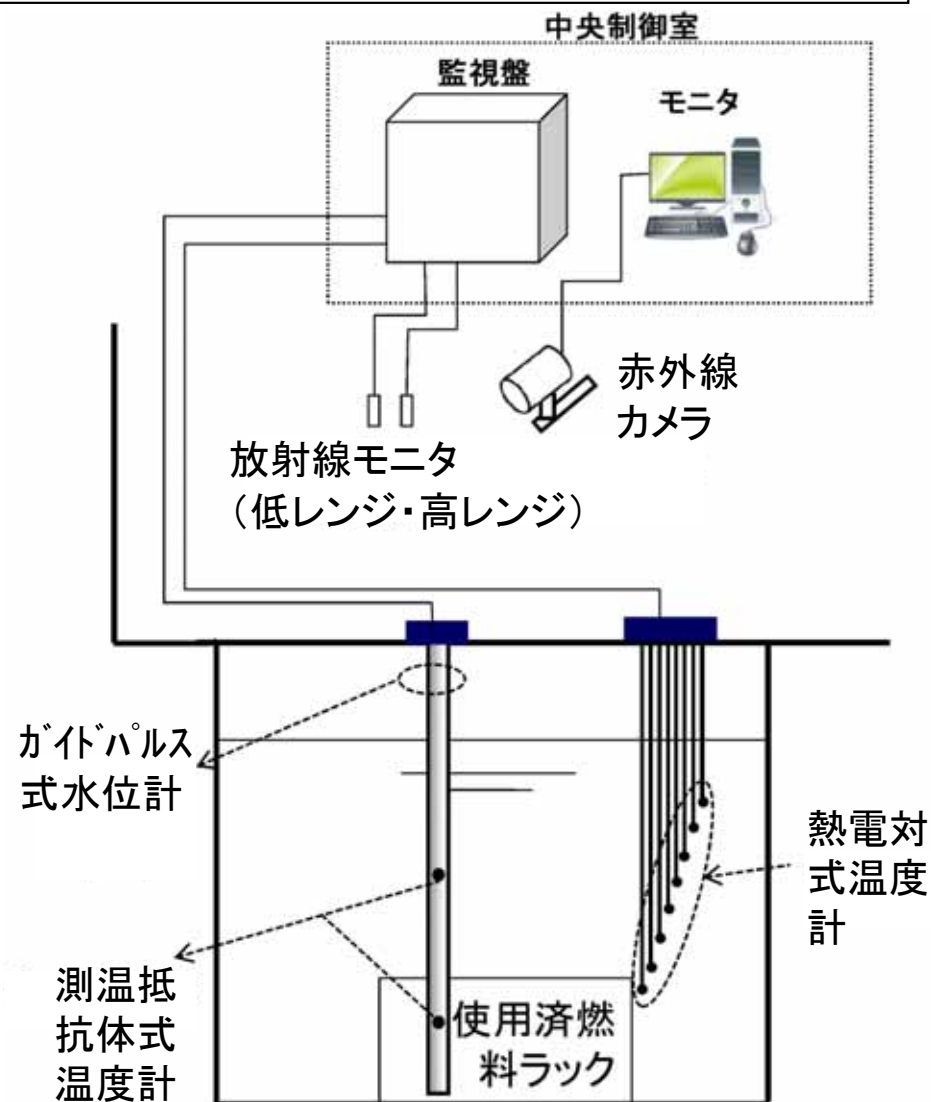
## 4. 事故の教訓に基づく安全対策

### ⑦使用済燃料プールの冷却手段の強化(3/3)

#### 【使用済燃料プールの監視強化】

- 従来の設備は異常検知(通常状態からの逸脱)が目的であったが、重大事故等時の使用済燃料プールの状態把握のため、**測定箇所**、**測定範囲**、**耐環境性を向上させた監視設備を追設**

監視項目	従来設備	追加設備
水位	レベルスイッチ2台 ・通常水位近傍を監視	水位計(ガイドパルス式*)1台 ・ <b>SFP底面近傍まで</b> 連続測定可能 ・ <b>耐環境性向上</b> (~100°C蒸気環境)
温度	熱電対式温度計1台 ・通常水位近傍温度を監視	熱電対式温度計1式** ・ <b>燃料頂部付近まで8点</b> の温度測定可能 ・ <b>耐環境性向上</b> (~100°C蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・ <b>燃料体付近まで2点</b> の温度測定可能 ・ <b>耐環境性向上</b> (~100°C蒸気環境)
放射線	放射線モニタ1台 ・従事者の放射線防護の観点から10mSv/hまでを監視	放射線モニタ(低レンジ・高レンジ各1台) ・重大事故等時の監視を目的として <b>10<sup>5</sup> Sv/h</b> までを監視 ・ <b>耐環境性向上</b> (~100°C蒸気環境)
カメラ	ITV1台 ・SFP廻り監視用	赤外線カメラ1台 ・ <b>赤外線監視機能</b> により照明停電時や蒸気雰囲気においても監視可能 ・専用空冷装置により <b>耐環境性向上</b> (~100°C蒸気環境)



追加設備概要図

\* :パルス信号を発信し水面からの反射波を受信するまでの時間遅れから水位を測定する。

\*\* :福島第一原子力発電所事故後の緊急安全対策にて設置済

## 【まとめ】

## ○原子炉停止機能の信頼性向上

- ・原子炉停止機能の強化として、**代替再循環ポンプ停止回路を設置**

## ○冷却機能の信頼性向上

- ・高圧及び低圧の注水手段の強化として、**高圧及び低圧の代替注水系を設置**
- ・注水に必要な水源の強化として、**代替淡水貯槽**，**西側淡水貯水設備**，**SA用海水ピット**を設置。また、既設の**各種淡水タンク**を利用
- ・減圧手段の強化として、**逃がし安全弁駆動用可搬型蓄電池**及び**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ**を設置
- ・最終ヒートシンクによる除熱手段の強化として、**緊急用海水系**，**代替循環冷却系**及び**フィルタベント設備**を設置
- ・使用済燃料プールの冷却手段の強化として、**低圧代替注水系**(常設，可搬)及び**代替燃料プール冷却系**を設置
- ・更なる信頼性向上として、常設の代替設備に加え、**可搬型の代替設備**(**ポンプ車**，**電源車等**)を配備
- ・代替水源，代替電源設備及び可搬型設備用燃料については、**長期間の機能維持に必要な容量**を確保



(補足説明資料 停止・冷却設備への対応について)

## 補足説明資料 目 次

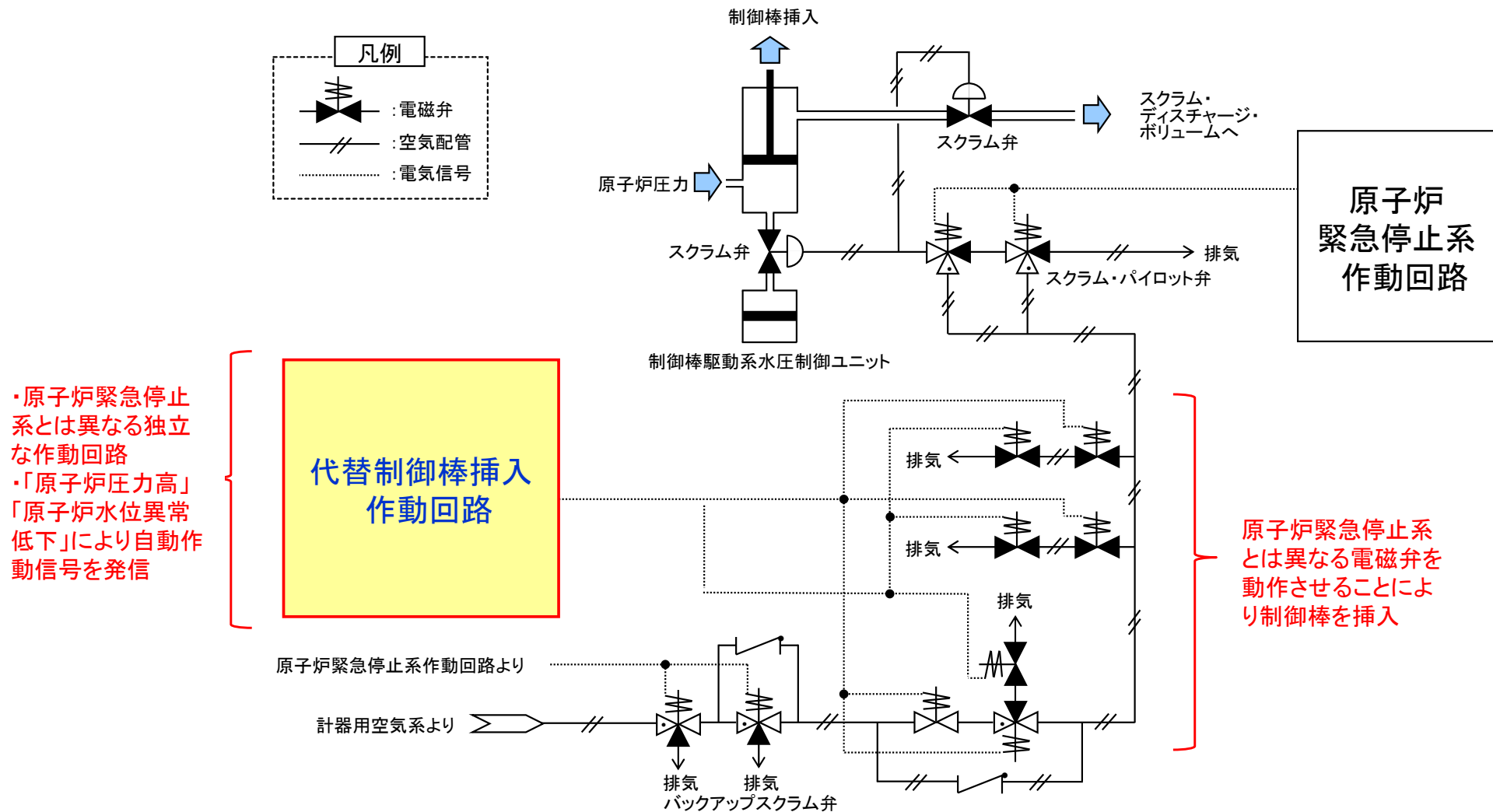
1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策 .....	19
2. 新しく増える常設又は可搬型の設備・機器及び資機材等に関する メンテナンスの実施方針 .....	21
3. 新規制基準対応に伴う設備・機器等の新設・追設後の 作業スペースに関する考慮 .....	26
4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量, 流量や台数並びに 水源の容量等の考え方 .....	31
5. 特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更について .....	37
6. 格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フロー .....	44
7. 重大事故等対処設備の重要度の区分 .....	48
8. 格納容器ベント系配管による線量影響 .....	57
9. 重大事故等対策における冷却系統の信頼性及び位置付け .....	59
10. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 .....	62

# 1. アクシデントマネジメント対策として実施済みの対策

## ①原子炉の停止機能の強化

【代替制御棒挿入機能(アクシデントマネジメント対策として既設置済)】

- 原子炉緊急停止系機能喪失時でも原子炉を停止できるように原子炉緊急停止系とは異なる手段により制御棒を挿入
  - ・原子炉緊急停止系作動回路とは異なる独立な作動回路
  - ・原子炉緊急停止系とは異なる電磁弁動作により制御棒を挿入



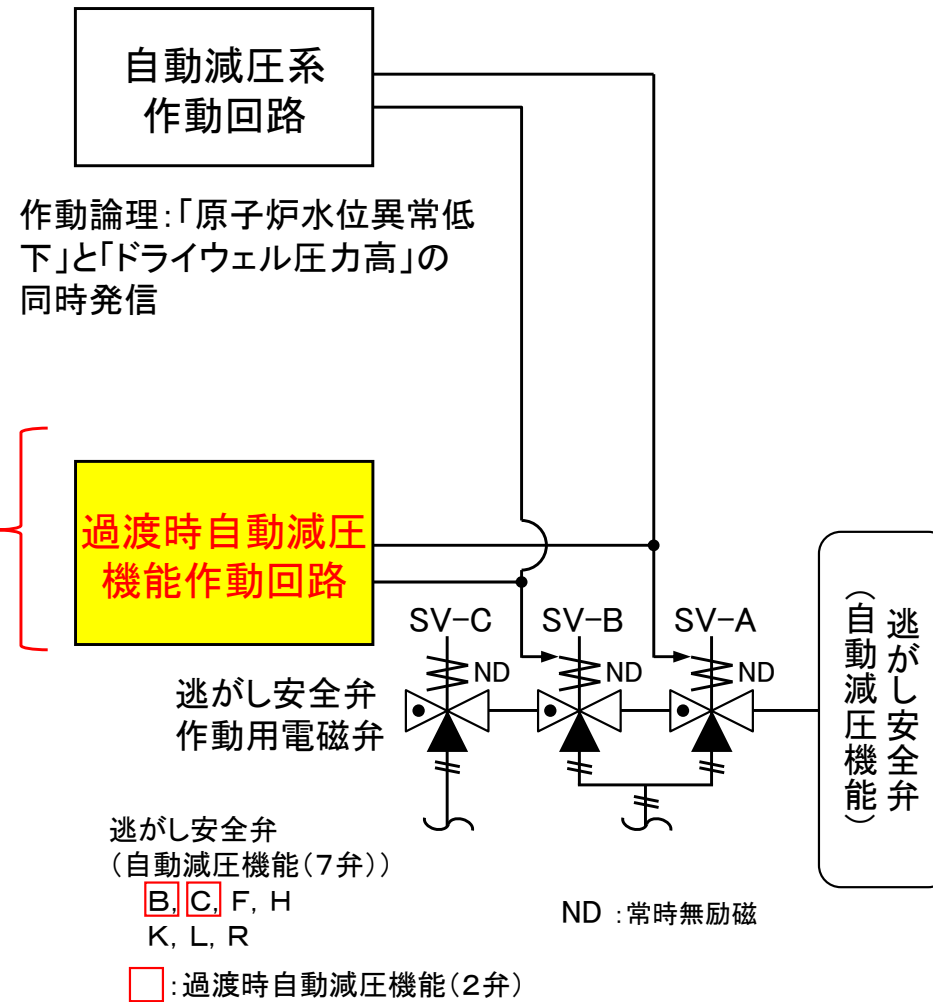
## ④減圧手段の強化

### 【過渡時自動減圧機能】

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、「ドライウェル圧力高」が発生せず自動減圧系が自動作動しないため、原子炉が減圧されず低圧注水系による原子炉注水ができない。このような場合においても、原子炉の自動減圧が行われるよう「原子炉水位異常低下」のみで自動作動する回路を自動減圧系とは別に設ける。(アクシデントマネジメント対策で設置済、一部改造あり。)

「原子炉水位異常低下」のみで自動作動する。自動減圧系とは異なる論理、異なる回路の「過渡時自動減圧機能」作動回路を設ける。\*

\* : 既設の過渡時自動減圧機能作動回路は自動減圧系と同一盤内に設置しているが独立性を向上させるため当該回路を別盤に移設する。



○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」

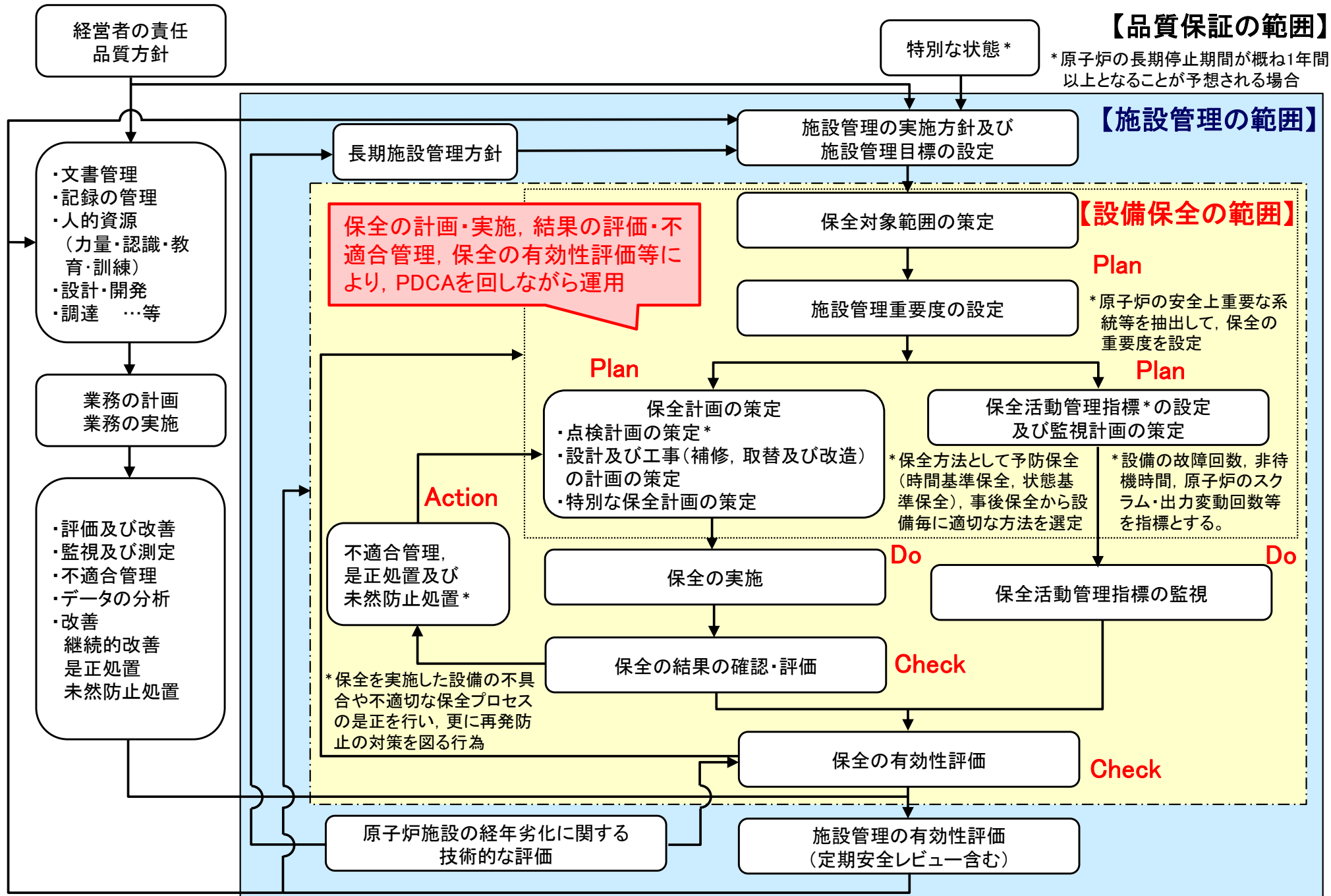
○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール\***を定め、PDCAを回しながら運用している。〈別紙1参照〉

\*「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。

○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)及び資機材等についても、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、各設備に対して**定期的な動作・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及び代替注水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



- 重大事故等対処設備として新たに設置する代替注水設備は, 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, 代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(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注水設備(案)* <sup>1</sup> (重大事故等対処設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> </ul>	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査</li> </ul>
原子炉 運転時* <sup>2</sup>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認</li> <li>・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査</li> </ul>
原子炉 運転時* <sup>2</sup>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認</li> <li>・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査*<sup>3</sup></li> <li>・車両の走行確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>

\*<sup>1</sup> 代替注水設備の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審査, 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)

\*<sup>3</sup> ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施, 弁の検査は定期検査時に実施

### 3. 新設・追設設備の現場での手動操作，点検・保守管理等の作業スペースの確保



○東海第二発電所では，新規基準に対応した重大事故等対処設備等を新たに設置・配備する。これらの設備の導入に当たっては，主に以下の要件を守るよう設計している。

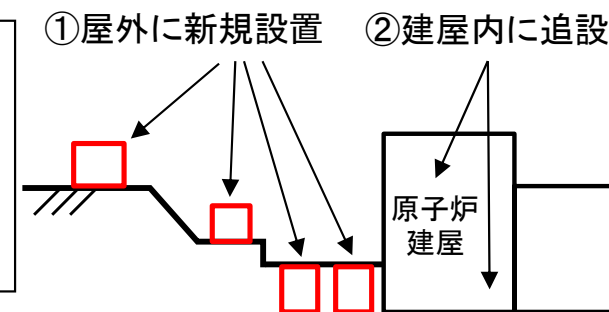
・独立性及び位置的分散の確保	: 対応する設計基準事故対処設備(既存設備)との独立性を確保
・環境条件及び荷重条件	: 地震や津波，その他の外部事象時や，重大事故等発生時の温度，放射線，荷重等の使用条件下でも機能を発揮
・操作性	: 重大事故等が発生した場合に確実に操作可能
・試験検査	: 運転中又は停止中に試験又は検査が可能
・切替えの容易性	: 本来の用途以外の用途で重大事故に対処する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切り替えが可能
・悪影響の防止	: 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの
・容量	: 重大事故等の収束に必要な容量を有する

主に中央制御室からの遠隔操作，一部設備は現場操作

外観の確認，漏えい確認，分解検査等

○上記要件のうち，設置エリアの作業スペースが関係するのは主に「操作性」及び「試験検査」となる。新たな設備の導入に当たってはこれらを考慮して設置場所の検討を行う。

- ① 原子炉建屋の外部(屋外)に新たに設備を設ける場合：  
⇒屋外に新たに施設を設ける。設備の設置エリアに加えて運転操作や試験検査等に必要なスペースを考慮した上で設計を行うため，配置上の問題は生じない。
- ② 原子炉建屋の内部(屋内)に設備を追設する場合：  
⇒要件を満たしつつ作業スペースが確保できる建屋内設置エリアを選定する必要あり。



○ここで，多くの新設の設備は①屋外設置に該当し，配置上の問題は生じない。

②原子炉建屋内に追設し，かつ，ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備は，常設高压代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプが該当する。いずれの設備の設置場所についても，現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認している。〈別紙3参照〉

- 東海第二発電所に新たに設置・配備する設備や既設の設備の対策として、主な重大事故等対処設備，設計基準対象施設等の配置区分を示す。多くの新規設備は，原子炉建屋外の地下又は高所等に新たに設置・配備している。
- 原子炉建屋内に設置する設備で、**ポンプ・電動機等の動的機器を有し分解点検等を行う主な設備としては、常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系ポンプ**が該当する。**いずれの設備の設置場所についても、現場操作や試験検査等に必要なスペースを有することを確認**している。

原子炉建屋内(屋内)に設置する主な設備及び屋内の設備等に対する対策

地震対策(屋内設備の耐震性向上)	溢水対策(機器補強, 浸水防止堰, 水密扉整備, 漏えい検知装置等)	火災対策(耐火壁, ケーブル取替・防火シート, 感知消火設備追設等)	緊急用125V蓄電池, 盤
<b>常設高圧代替注水系ポンプ</b>	<b>代替循環冷却系ポンプ</b>	<b>代替燃料プール冷却系ポンプ</b> <b>・代替燃料プール冷却系熱交換器</b>	高圧窒素ポンベ・蓄電池 (逃がし安全弁作動用)
代替燃料プール注水系 常設スプレイヘッダ	格納容器ペDESTAL防護対策	格納容器頂部注水系(常設)	静的触媒式水素再結合器

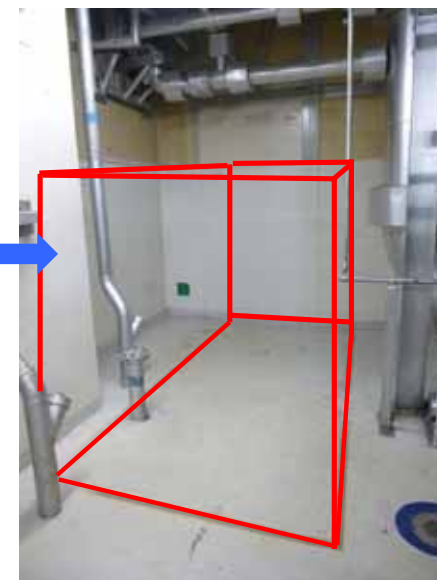
原子炉建屋外(屋外)に設置する主な設備及び屋外の設備等に対する対策

地震対策(屋外設備の耐震性向上)	津波対策(防潮堤, 貯留堰, 放水路ゲート設置, 屋外施設水密対策等)	竜巻対策(建屋外壁等補強*, 屋外設備防護, 固縛対策等)	外部火災対策(防火帯の設定, 油タンク等の火災源移設等)
火山対策(降下火災物侵入防止, 着脱式フィルタ設置等)	常設代替高圧電源装置	軽油貯蔵タンク	可搬型代替低圧電源車・可搬型整流器
接続口(水系, 電気系, 窒素系)	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	ホイールローダ等
常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ・可搬型代替注水中型ポンプ	西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽
緊急用海水ポンプ	SA用海水ピット・海水引き込み管・SA用海水ピット取水塔	格納容器圧力逃がし装置	可搬型窒素供給装置 (窒素供給装置及び電源車)
ブローアウトパネル閉止装置・ブローアウトパネル強制開放装置*	放水砲, 汚濁防止膜, 泡消火薬剤容器等	予備品(残留熱除去系海水系ポンプ電動機), トレーラー, クレーン	緊急時対策所建屋

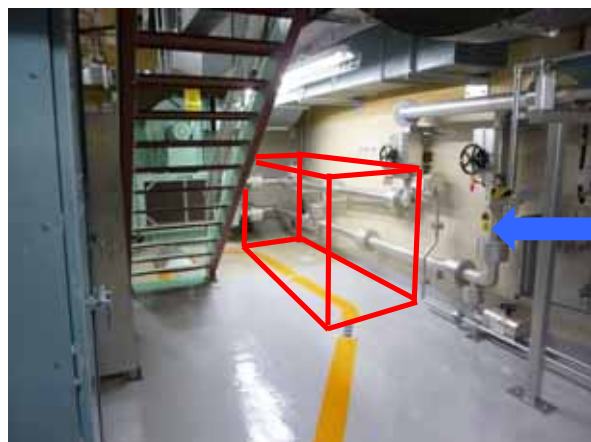
\* 建屋の外壁, 外壁境界部の対策は屋外側に区分している。



代替循環冷却系ポンプ(B)  
設置場所イメージ



代替循環冷却系ポンプ(A)  
設置場所イメージ

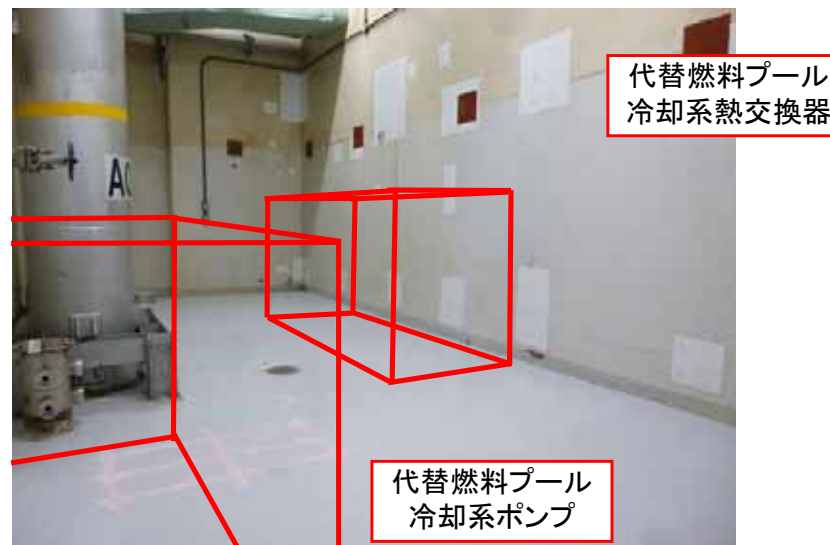
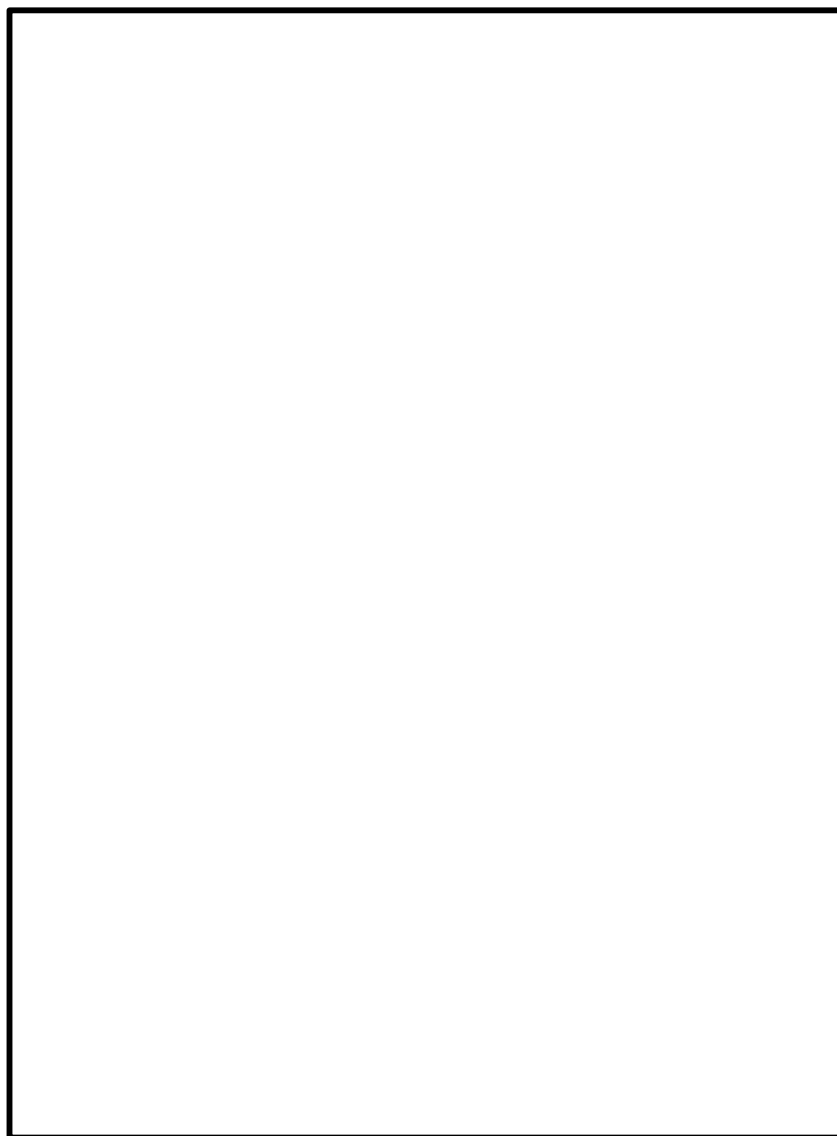


常設高圧代替注水系ポンプ  
設置場所イメージ



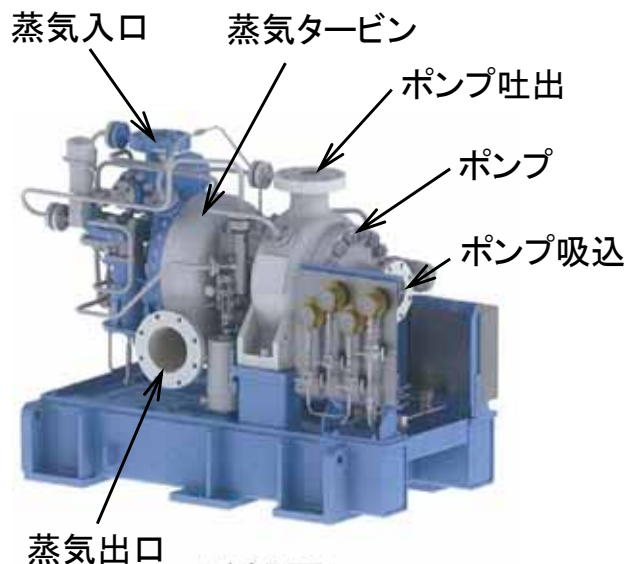
<参考> 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン  
設置場所(既設設備の配置例)

原子炉建屋内の高圧代替注水系及び代替循環冷却系の配置場所



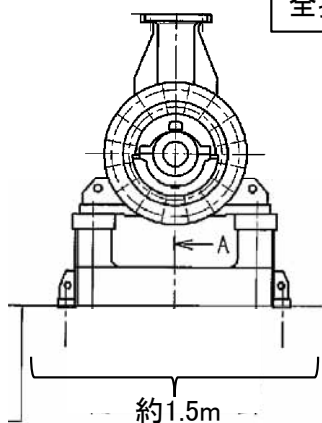
代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器  
設置場所イメージ

原子炉建屋内の代替燃料プール冷却系の設置場所

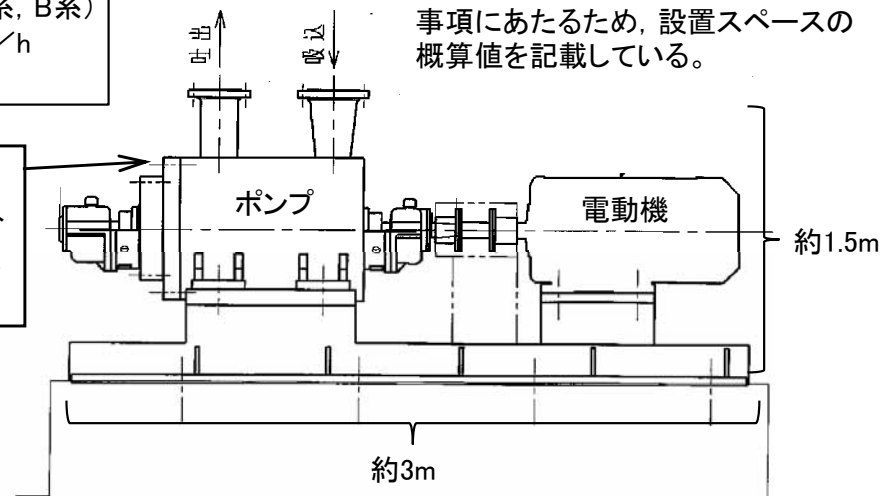


外観図

台数 : 2台 (A系, B系)  
 容量 : 250m<sup>3</sup>/h  
 全揚程 : 120m



ケーシングカバーを取り外すことで分解点検可能

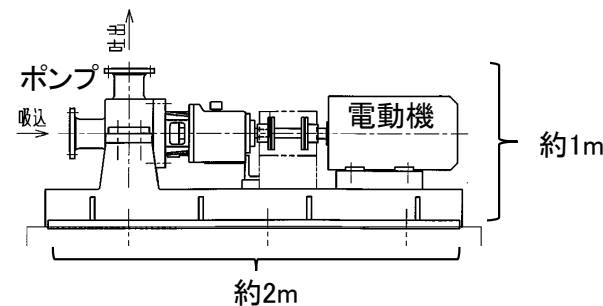
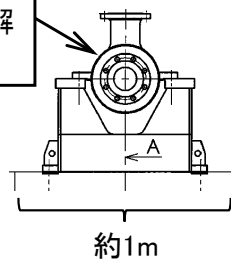


\* 各設備の寸法の詳細値は営業秘密事項にあたるため、設置スペースの概算値を記載している。

代替循環冷却系ポンプ外観図及び主要仕様

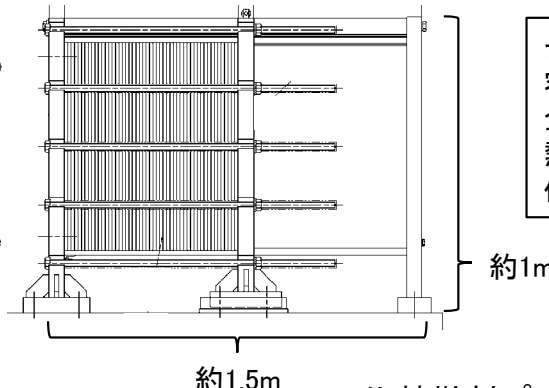
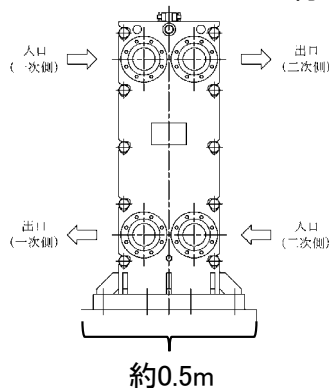
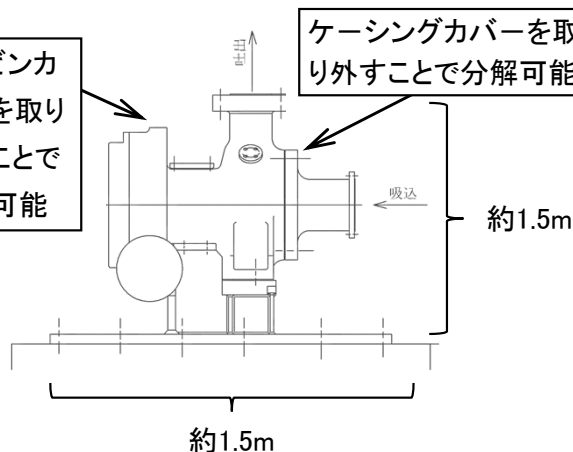
台数 : 1台  
 容量 : 約137m<sup>3</sup>/h  
 全揚程 : 約900m

ケーシングカバーを取り外すことで分解点検可能



タービンカバーを取り外すことで分解可能

ケーシングカバーを取り外すことで分解可能



台数 : 1台  
 容量 : 約124m<sup>3</sup>/h  
 全揚程 : 約40m  
 熱交換器容量 : 約2.31MW  
 伝熱面積 : 51.1m<sup>2</sup>以上

常設高圧代替注水系ポンプ外観図及び主要仕様


代替燃料プール冷却系ポンプ及び熱交換器外観図及び主要仕様

1. 常設ポンプの容量及び台数並びに水源の容量等の考え方

- シビアアクシデントに対応して設置する**常設ポンプの容量と設定根拠**は以下のとおり。いずれの設備も**緊急時に原子炉及び使用済燃料プール等の冷却に必要な十分な量の水を供給できるポンプ容量**を備えており，更に，**予備や代替手段等を確保**している。

第1表 常設の冷却設備の容量，流量，台数，容量等の考え方

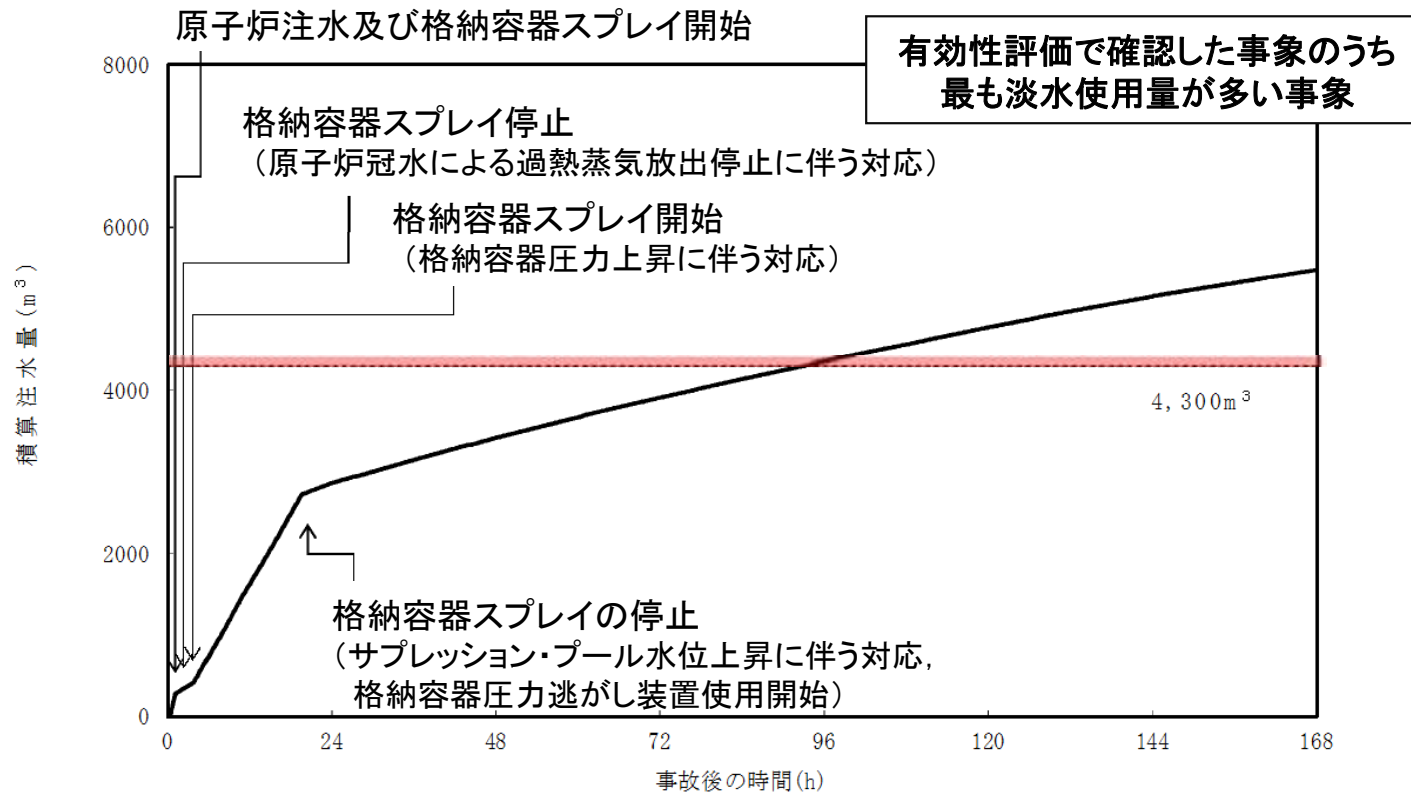
No.	設備名称	容量	台数,予備	設定根拠
1	常設高圧代替注水系ポンプ	約136.7m <sup>3</sup> /h/台	1台*	原子炉停止後15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止できる流量を確保 *全交流動力電源喪失時の原子炉高圧時の注水手段としては，既存設備の原子炉隔離時冷却系(RCIC)もある。
2	常設低圧代替注水系ポンプ	約200m <sup>3</sup> /h/台 (約400m <sup>3</sup> /h/2台)	2台*	・重大事故等対策の有効性評価で，事象発生後初期の原子炉への注水流量を最大378m <sup>3</sup> /hとしている。ポンプ2台運転においてこれを上回る容量を確保 ・別紙に示す各注水ケースを容量が上回ることを確認 *本ポンプ故障時等のバックアップとして，可搬型のポンプを複数確保している。
3	代替循環冷却系ポンプ	約250m <sup>3</sup> /h/台	2台(2系統)	重大事故等対策の有効性評価で期待している流量
4	代替燃料プール冷却系ポンプ	約124m <sup>3</sup> /h/台	1台*	使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却するのに必要な容量(124m <sup>3</sup> /h)を確保 *仮に本ポンプが故障し，既存設備の残留熱除去系等も使えない場合は，注水による冷却が可能である。
5	緊急用海水ポンプ	約844m <sup>3</sup> /h/台	1台+予備1台	格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な流量として834m <sup>3</sup> /hが必要となることから，これを上回る容量を確保

4. 常設及び可搬型の各冷却設備の容量，流量や台数並びに水源の容量等の考え方 

○シビアアクシデントに対応して設置する**水源の容量と設定根拠**は以下のとおり。**緊急時に原子炉及び使用済燃料プール等の冷却に必要な十分な量の水を供給できる容量**を備えている。

第2表 水源の容量等の考え方

No.	設備名称	容量	台数,予備	設定根拠
6	代替淡水貯槽	約5,000m <sup>3</sup>	1基*	代替淡水貯槽への水の補給開始(事象発生後3日以内)までに必要な淡水量 <b>4,300m<sup>3</sup></b> を上回る容量 *7日間で約 <b>5,490m<sup>3</sup></b> を使用する。
7	西側淡水貯水設備	約5,000m <sup>3</sup>	1基	代替淡水貯槽と同様の容量を確保



常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量



## 2. 可搬型のポンプの容量，台数等の考え方

- シビアアクシデントに対応して設置／配備する可搬型のポンプの容量と設定根拠は以下のとおり。いずれの設備も緊急時に原子炉及び使用済燃料プールに必要な十分な量の水を供給できる容量を備えており，更に，予備等を確保している。（注水用設備は必要容量分を2セット，放水用設備は1セット）
- 事故後のプラント状態に応じて，同一のポンプを用いて複数個所への同時注水を行う場合も想定し，これらをすべて合わせた必要容量を有するポンプを2セット確保し，更に故障及び設備点検時のバックアップとして予備のポンプも確保している。＜別紙参照＞

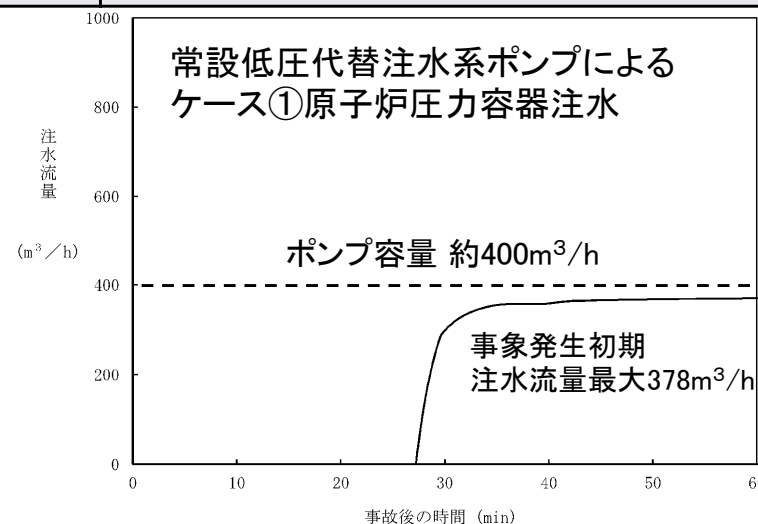
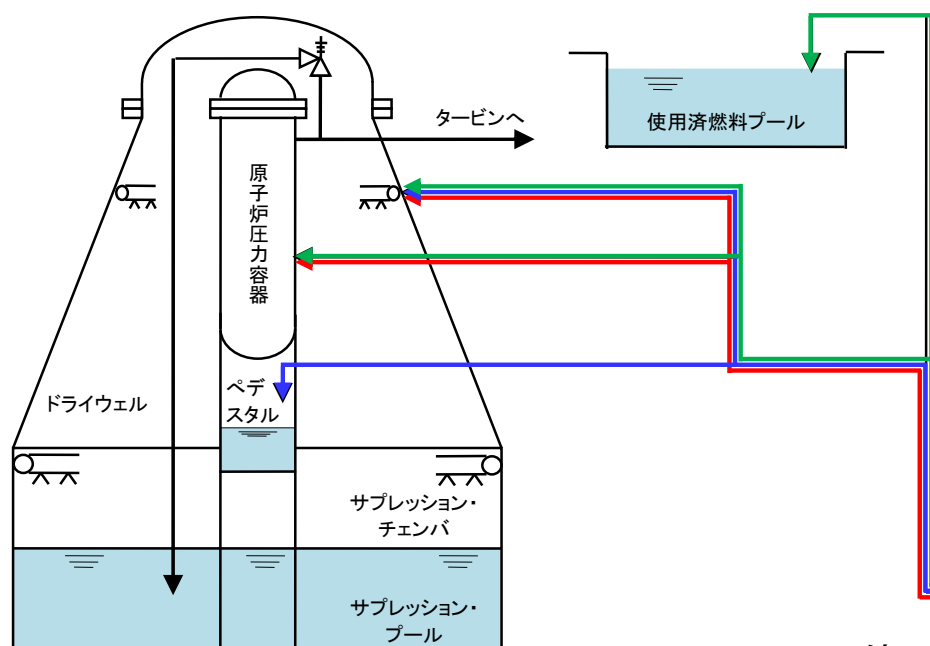
第3表 可搬型の冷却設備の容量，流量，台数等の考え方

No.	設備名称	容量	系統数,予備	設定根拠
8	可搬型代替注水 大型ポンプ(注水用)	約1,320m <sup>3</sup> /h/台	2台(1台×2セット) +予備2台*	<ul style="list-style-type: none"> <li>・最も注水量が多くなる，原子炉注水(50m<sup>3</sup>/h)，格納容器スプレイ(130m<sup>3</sup>/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m<sup>3</sup>/h)を同時に実施可能な容量を確保(合計196m<sup>3</sup>/h以上)</li> <li>・必要容量を有する設備を2セット，故障及び点検時のバックアップとして予備2台*</li> </ul>
9	可搬型代替注水 中型ポンプ	約210m <sup>3</sup> /h/台 (2台のポンプを 直列接続)	4台(2台×2セット) +予備1台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・最も注水量が多くなる，原子炉注水(50m<sup>3</sup>/h)，格納容器スプレイ(130m<sup>3</sup>/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m<sup>3</sup>/h)を同時に実施可能な容量を確保(合計196m<sup>3</sup>/h以上)</li> <li>・必要容量を有する設備を2セット，故障及び点検時のバックアップとして予備1台</li> </ul>
10	可搬型代替注水 大型ポンプ(放水用)	約1,380m <sup>3</sup> /h/台	1台+予備1台*	原子炉建屋原子炉棟の屋上へ網羅的に放水するために必要となる容量を確保(1,338m <sup>3</sup> /h以上)

\*注水用も放水用も大型ポンプの型式は同じであり，予備を共用している。(予備は注水用と放水用で合わせて2台)

## 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
①	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)
②	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)
③	—	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)
④	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)



停止冷却-34

常設低圧代替注水系  
ポンプ(A), (B)

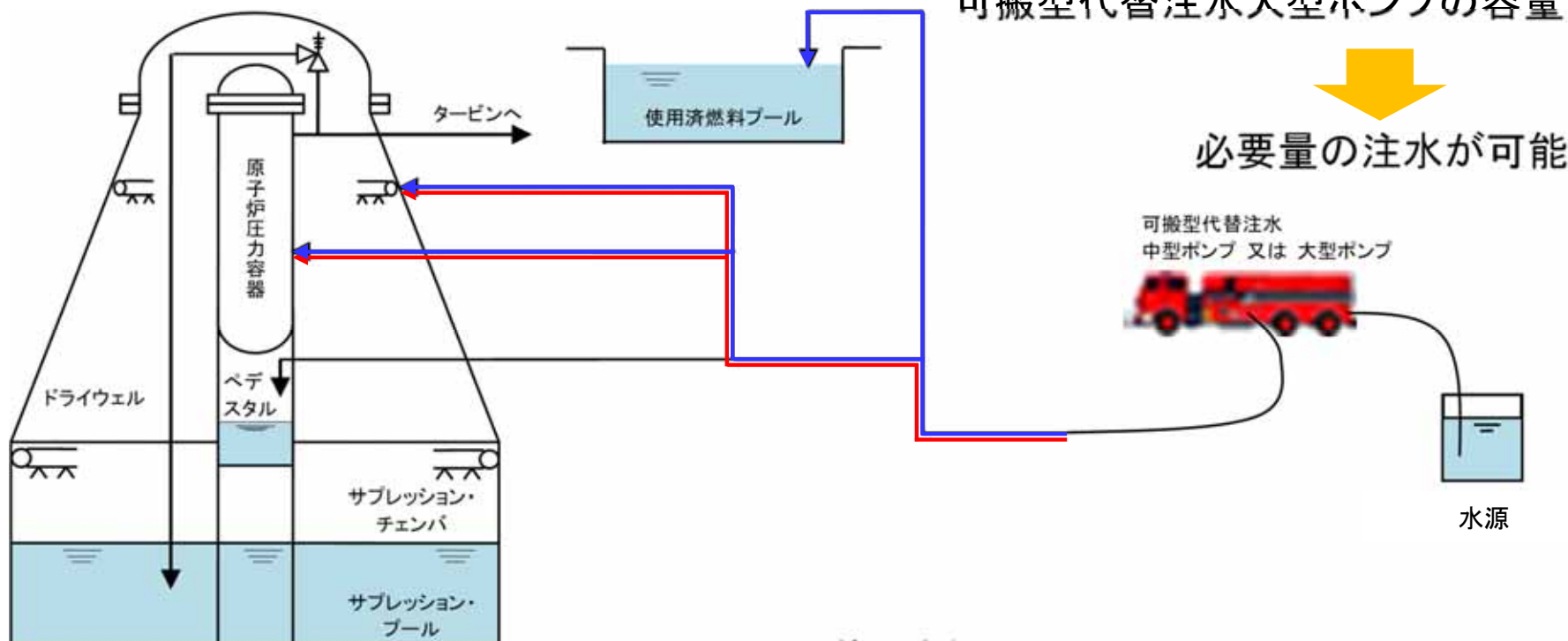
代替淡水貯槽

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)

必要量の注水が可能

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



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

必要量の注水が可能

可搬型代替注水  
 中型ポンプ 又は 大型ポンプ

水源

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		

**【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。

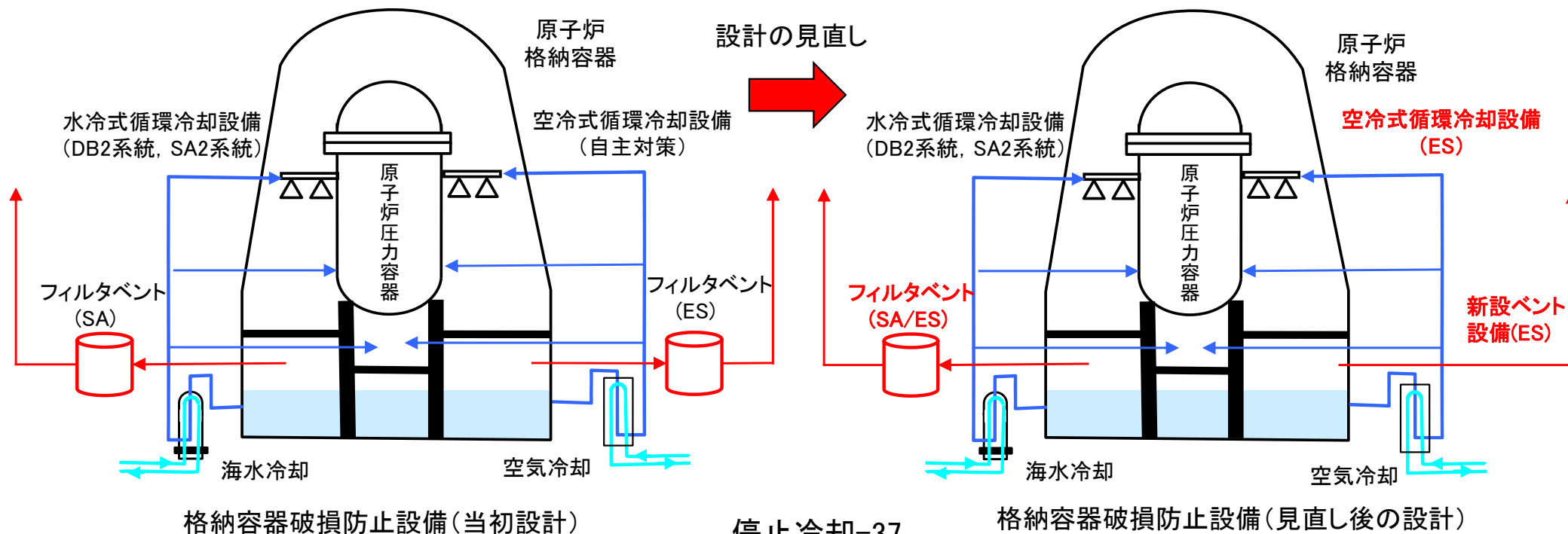
**【原子炉建屋接続口(8m盤)の設置】**

- 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)

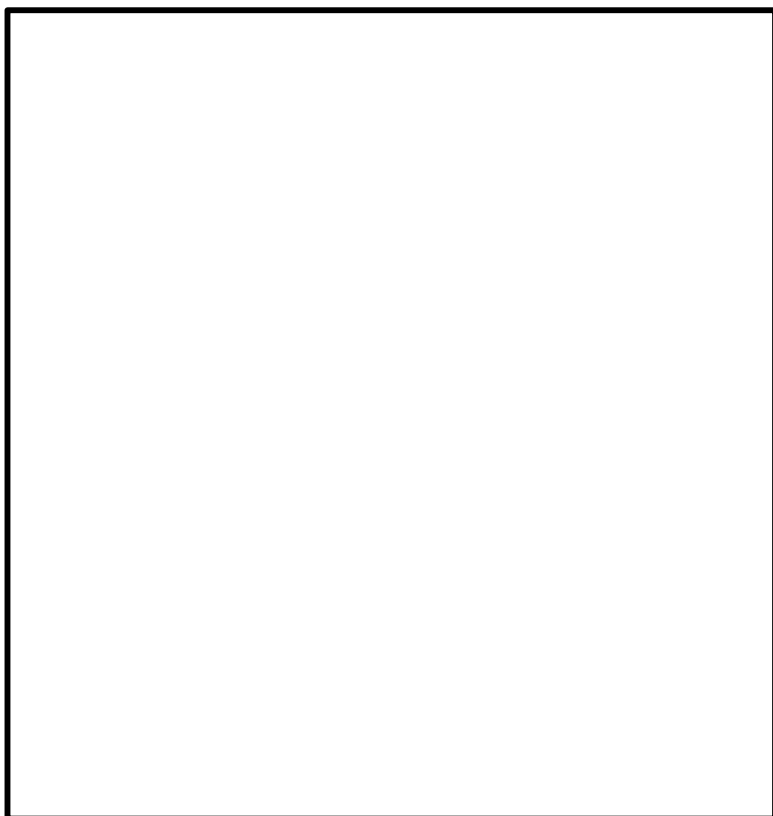
## 5. 特定重大事故等対処施設を踏まえた系統変更について

- 東海第二発電所においては、原子炉格納容器を守るための設備として、従来より循環冷却設備を設けている。これは、格納容器下部に貯められている水を原子炉圧力容器や格納容器上部へ流すことで事故時に燃料から発する熱を冷却することで、圧力上昇を抑制する設備であり、除去した熱は熱交換器を経て海へ逃がす設計である。
- 東海第二発電所では、重大事故によるSA事象時に使用する水冷式循環冷却設備とフィルタベントに加え、ES事象\*時に使用するフィルタベントを設置する計画としていたが、国の審査を経て、熱を大気へ逃がす空冷式循環冷却設備を自主対策設備からES設備へ格上げし、併せてフィルタベントとは位置的分散を図ったES用新設ベント設備を新設することとした。
- 以上の設備を追加し、格納容器を守る機能を強化したことより、従来のフィルタベントをSA/ESで兼用化することとした。兼用は東海第二発電所独特の設計となるが、同じ設備を2個設置するよりも、同じ機能を持つ別のシステムを設置することで、共通要因による故障を回避できるよう、多様性を持たせた方が有利と判断したためである。

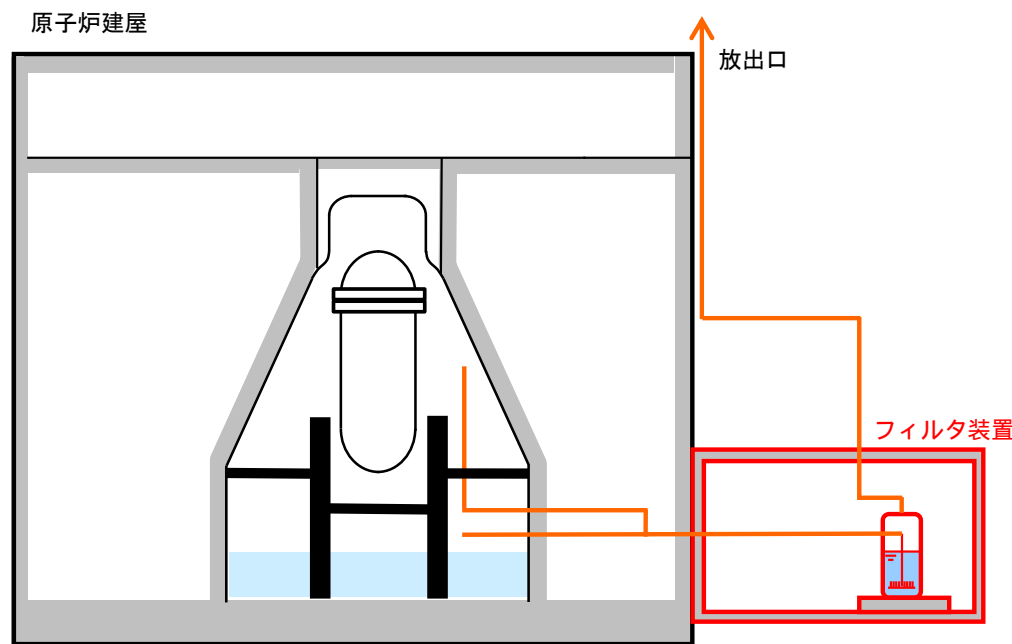
\*ES事象：大型航空機の衝突等、特定重大事故等対処施設で対処すべき事象



- 東海第二発電所では、万一原子炉が破損した場合においても、原子炉格納容器を守ることによって周辺環境への影響を最小化し、長期的な住民避難を伴う事故を防ぐために「格納容器圧力逃がし装置(フィルタ装置)」を用いたフィルタベントを設けることとしている。
- フィルタベントは、原子炉格納容器内から放射性物質を含む蒸気を配管で導いて内部に通気することで、エアロゾル状の放射性物質やよう素の多くを装置で除去した上で、蒸気を大気に放出することで、原子炉格納容器の破損を防止するものである。
- フィルタ装置は、原子炉格納容器で発生した水蒸気の圧力のみで使用できるため、電源が不要であり、ポンプのような可動部もなく、信頼性が極めて高いことが特徴である。



フィルタ装置概要



東海第二発電所 フィルタベント系統図

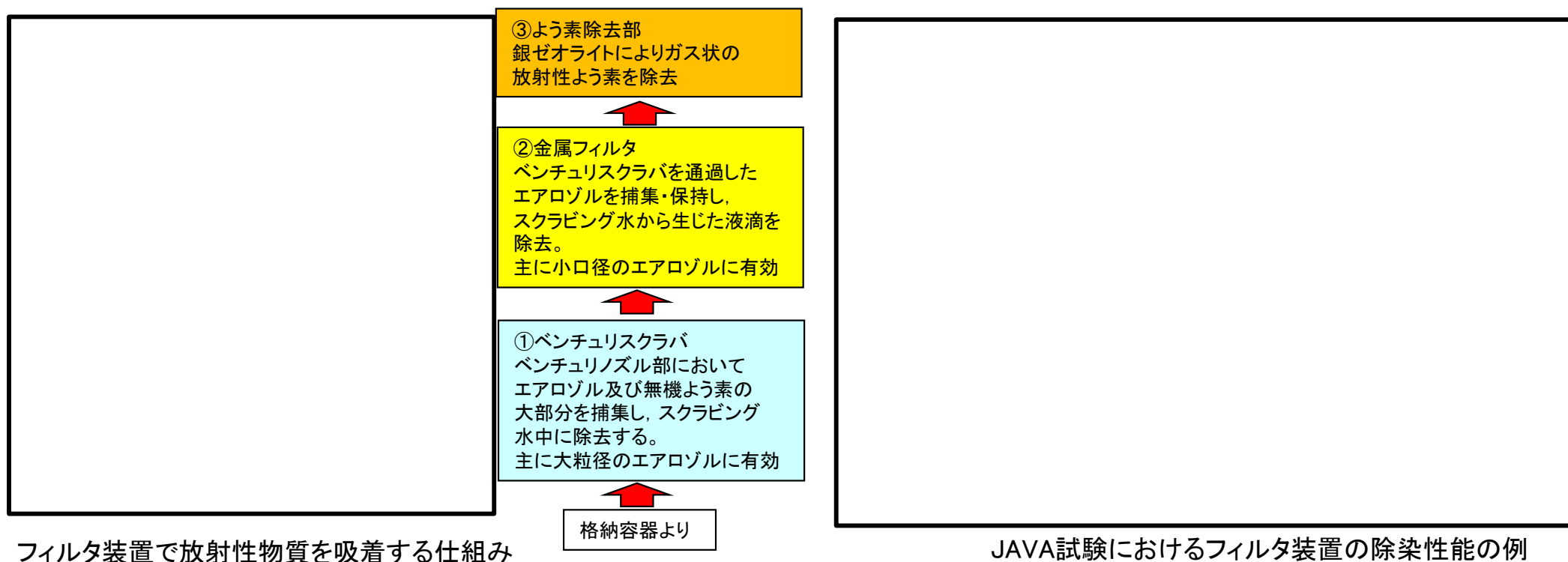
○フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成されており、**大気へ放出されるセシウム137の量を1/1000に減少させることができる。**

- ①ベンチュリスクラバ : 薬液にてエアロゾル(ほこり状の放射性物質)やよう素を除去する
- ②金属フィルタ : ①で除去しきれなかったエアロゾルをフィルタで除去する
- ③よう素除去部 : ①で除去しきれなかったよう素を銀ゼオライトに吸着させる

○フィルタ装置の除染性能については、ドイツのカールシュタインにある試験施設(JAVA)にて、電力会社・ドイツ原子力安全委員会・その他第三者機関立会いの下、性能試験を行っている。

**東海第二発電所で採用するフィルタ装置は、上記の試験結果に基づき設計したものを採用する。**

○なお、フィルタベントは、ドイツ・フランス・フィンランドなど諸外国においても採用されている。



- フィルタ装置自体に動力は不要であるが、フィルタ装置へ水蒸気を導くための弁を開ける必要がある。そのため、系統中の弁は外部電源や非常用発電機が使用できない場合においても発電が可能であるSA用電源装置及びES用電源装置からの給電で動作する**電動弁を採用し**、万一弁が動作しなかった場合のために**バイパス弁を設置し、多重化する**。加えて、電動での操作が出来ない場合においても遮蔽を通して人力で弁を開けられるよう、**遠隔人力操作機構も設置する**。また、**取出口は2箇所設置する**。
- フィルタベントは既設の不活性ガス系との接続があるが、**仕切り弁は多重化されており、ベント前に隔離確認をする手順を設ける**。また、**非常用ガス処理系・耐圧強化ベント系とは独立した系統としている**。
- フィルタベント使用中は、フィルタ装置の薬液が蒸発し、水位が減少する。このため、ベントから**7日間は補給が不要となる水量を確保し**、その後は薬液を補充することができる**補給水ラインを設ける**。
- ES兼用化により、これらの配管・弁においては、基準地震動が発生した場合においても、より裕度を持って耐えられる。



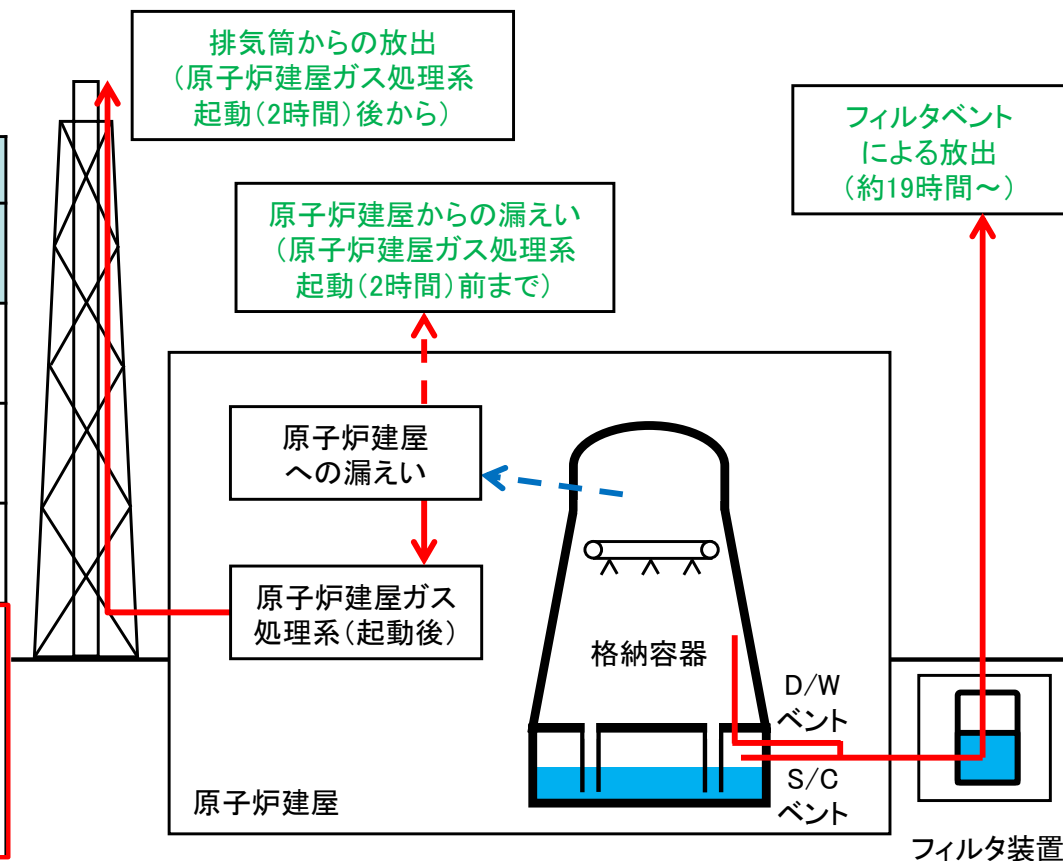
○重大事故等が発生した場合においても、Cs-137の総放出量は**100TBq以下**に抑えることが新規規制基準にて要求されているため、フィルタベントを行った場合の環境への放出量を評価している。

○大気への放出経路としては、「原子炉建屋からの漏えい(事象発生2時間後からは原子炉建屋ガス処理系を通した排気筒からの放出)」「フィルタベントによる放出」があり、**事象発生から100日後においても総放出量は100TBqを十分下回ることを確認している。**

フィルタベント時のCs-137評価結果

	評価結果		
	事象発生 7日間	事象発生 30日間	事象発生 100日間
建屋漏えい	約14.3TBq	約14.4TBq	約15.5TBq
フィルタベント 放出量(S/C)	約0.00012TBq	約0.00013TBq	約0.00015TBq
フィルタベント 放出量(D/W)	約0.73TBq	約0.94TBq	約0.98TBq
環境への 総放出量 (建屋漏えい + フィルタベント 放出量)	約16TBq (約15TBq)*	約16TBq (約15TBq)*	約17TBq (約16TBq)*

※( )はフィルタベント放出量(S/C)時の値を示す

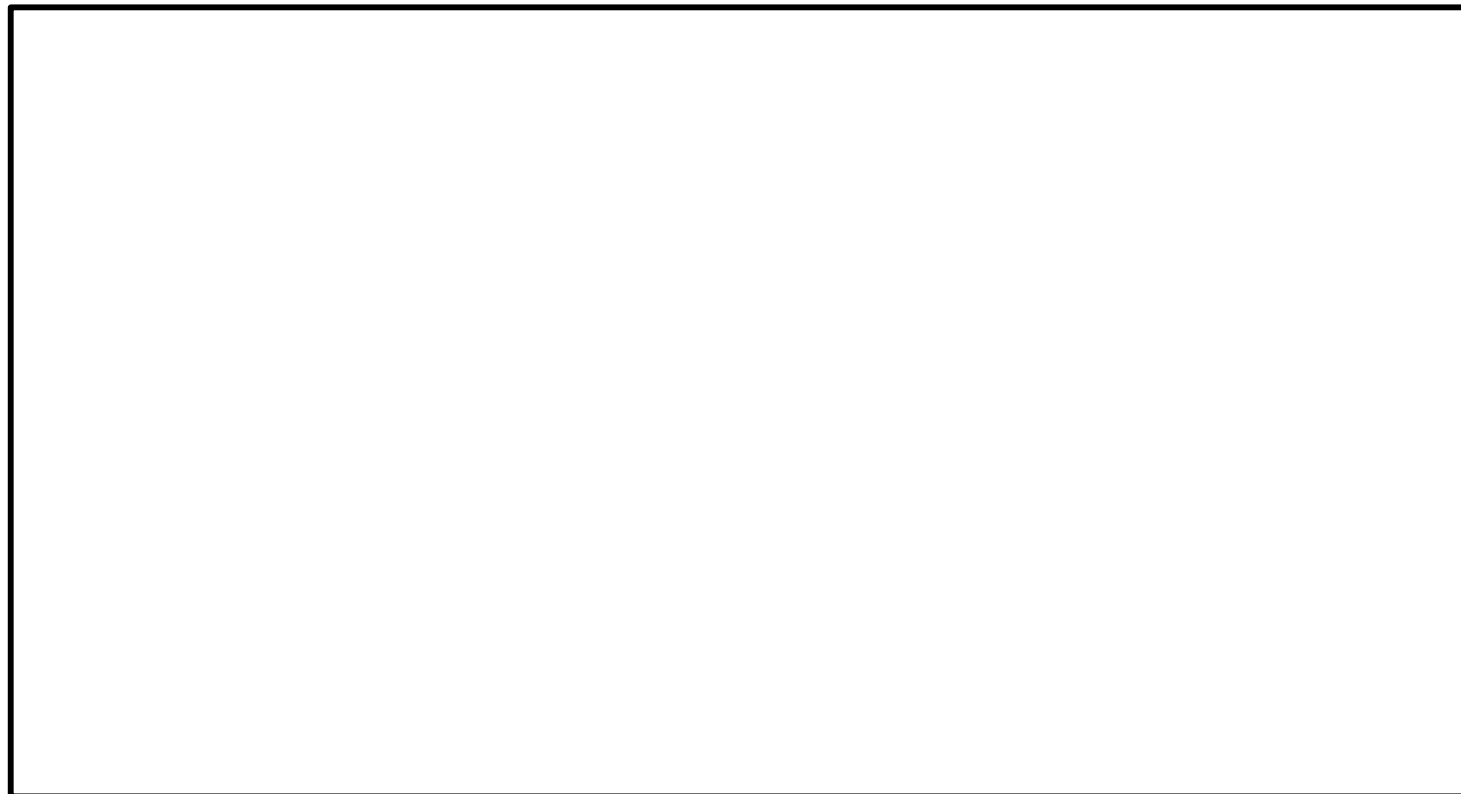


○フィルタベントの放出経路は、従来から設置されている耐圧強化ベント系とは異なり、**排気筒(スタック)からの放出ではなく、独立した排気口を新たに設ける。**

・重大事故によるSA事象時に使用する排気口:原子炉建屋屋上付近に設置

・ES事象時に使用する排気口:大型航空機の衝突その他のテロリズムへの耐性を有する場所に設置

○フィルタベントの放出経路には、大気へ放出する放射性物質濃度を監視するため、排気中の放射性物質からの $\gamma$ 線強度を測定する**放射線モニタが設けられている**。この放射線モニタの指示値上昇を確認することで、フィルタベントが成功した事が確認できる。



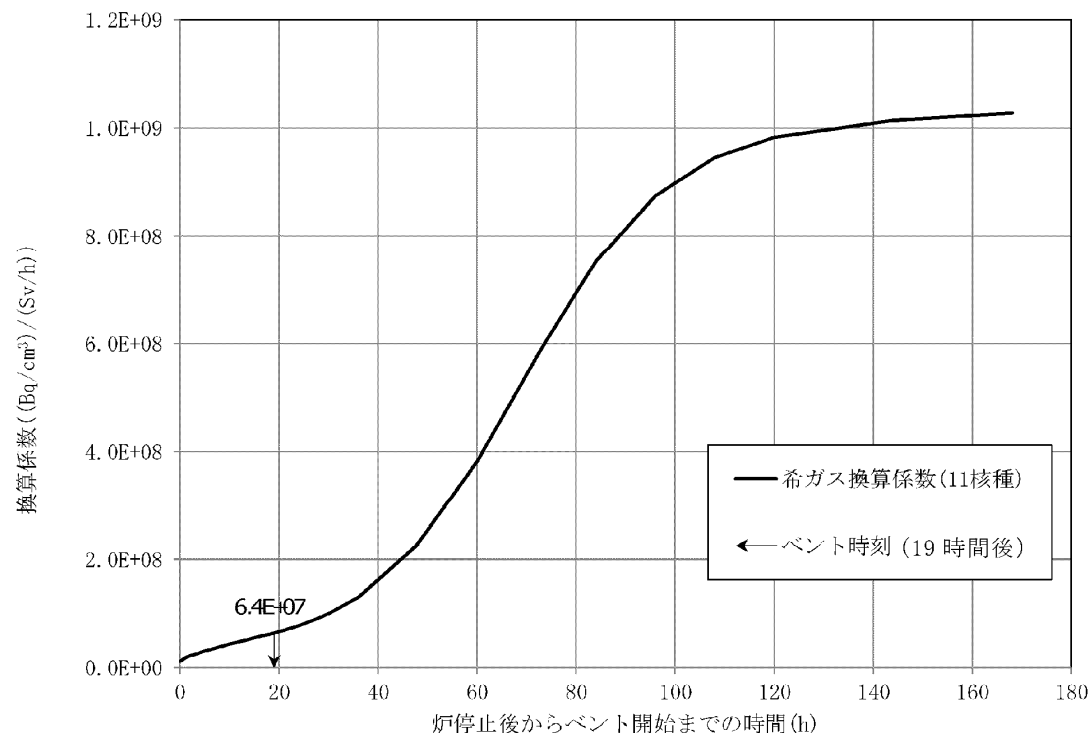
- 放射線モニタは格納容器内にも設置されており、線量率を監視しているが、核種の特定まではできないため、通常運転中は定期的にサンプリングすることで核種の分析を行い、燃料破損等の事故の予兆を確認する。
- 事故時にフィルタベントにて**大気に放出される核種は、フィルタ装置で除去しきれない希ガス及びよう素**となる。これらの線量率を評価した結果、**希ガスの量が支配的**であるため、ベント時に放出される**主な希ガスの核種としてKr,Xeを想定**する。
- フィルタベントの排出経路に設ける**放射線モニタで測定された線量率(Sv/h)**は、換算係数を用いることで**放出放射エネルギー(Bq)**を求めることができる。換算係数は、解析で求めた希ガス総量や、時間経過による核種の減衰量などで決まるため、あらかじめグラフを準備しておくことで、**放射線モニタの線量率から放出される放射エネルギーを把握**することができる。

ベントガスに含まれる核種

評価対象核種	希ガス類:Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素:I-131, I-132, I-133, I-134, I-135
--------	--

ベントガスに含まれる希ガスとよう素の割合

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv/h)	よう素 線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19時間後	$1.5 \times 10^1$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^2$



換算係数グラフ

## 6. 格納容器ベント操作の実施判断基準及び判断フロー



- 格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、実施判断基準に到達した場合に実施する。
- ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷<sup>※1</sup>の有無に関わらず、**サプレッション・プール通常水位+5.0m到達<sup>※2</sup>**によりベント準備操作を開始する。

ベント実施判断基準		
炉心の状態	目的	実施判断基準
炉心損傷 <sup>※1</sup> なし	過圧破損防止	格納容器圧力310kPa[gage] (最高使用圧力)到達
炉心損傷 <sup>※1</sup> を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+6.5m到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%到達

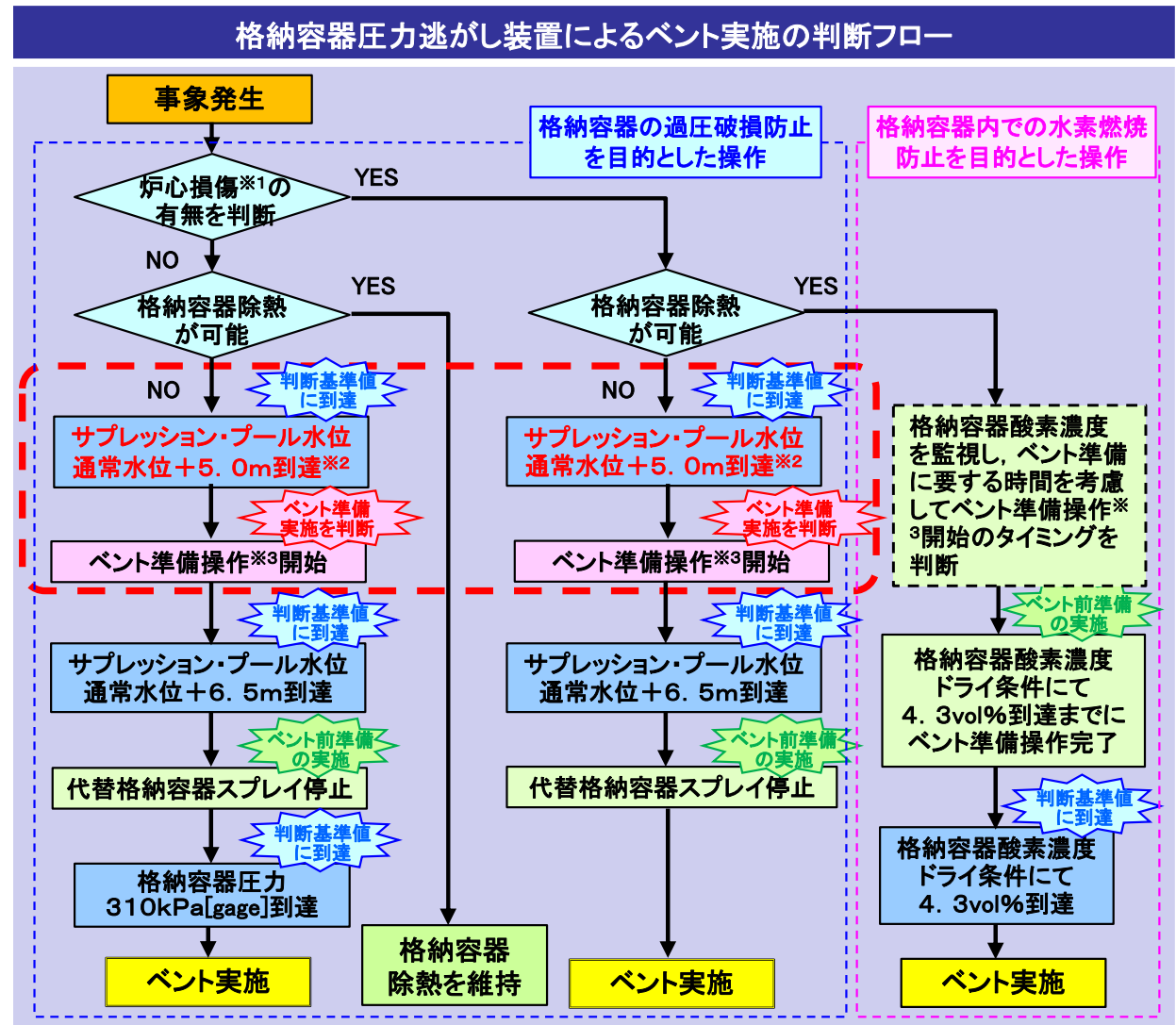
### ※1 【炉心損傷の判断】

格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2 格納容器ベント取り出し口(ベントライン下端:サプレッション・プール通常水位+8.143m)の水没防止のため、外部水源制限水位として定めたサプレッション・プール通常水位+6.5m到達までの余裕を考慮し、サプレッション・プール通常水位+5.0mでベント準備操作を開始する。

※3 ベント実施時の排出経路を構成するため、ベント準備操作としてFV装置入口第一弁を「開」する。

FV装置入口第一弁は、中央制御室から遠隔操作で「開」操作を行うが、遠隔操作が不可の場合は原子炉建屋内で手動で「開」操作を行うことから、現場での手動操作時間(130分)を考慮し、操作を開始する。

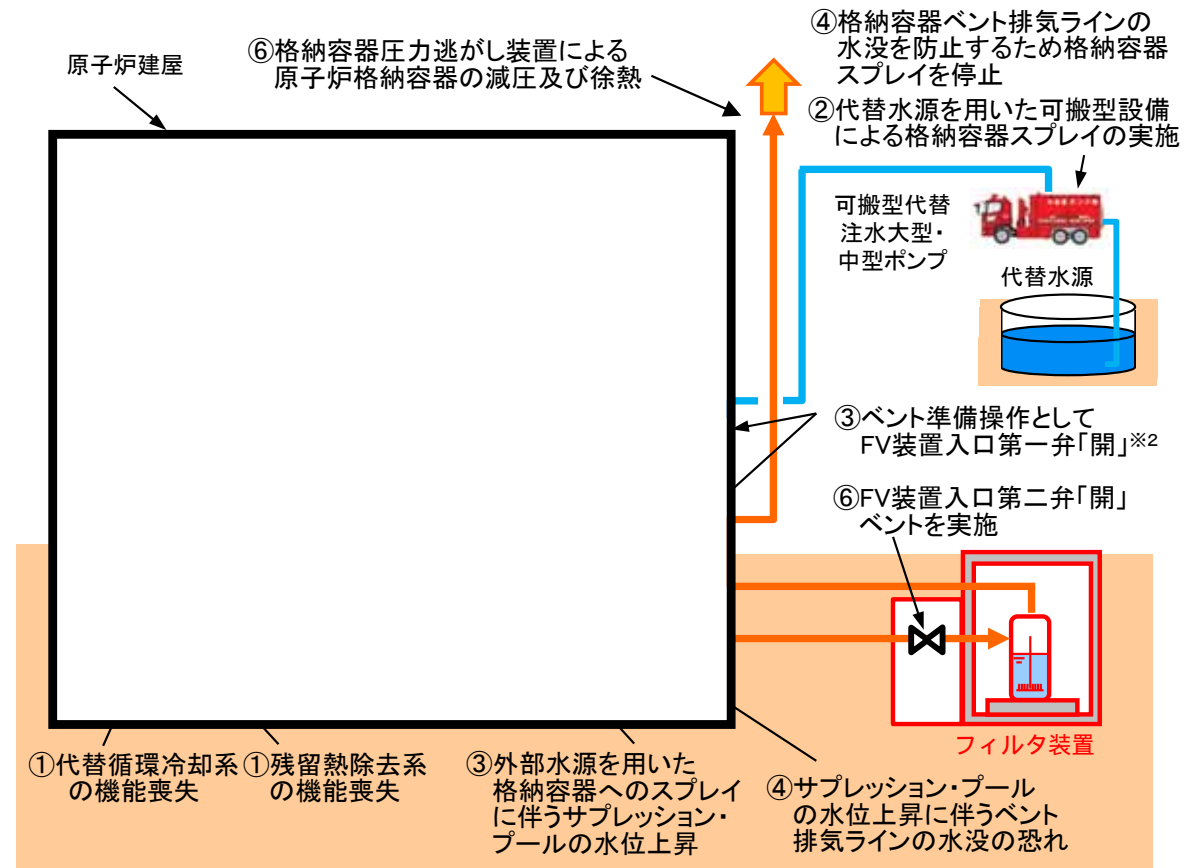
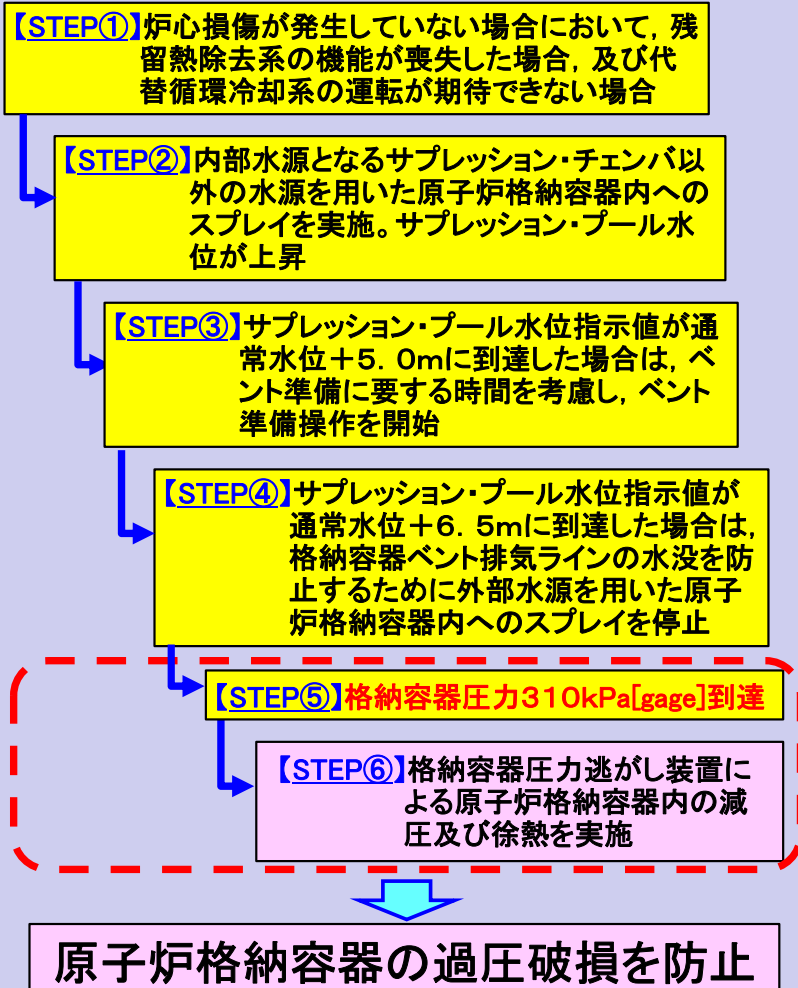


○【炉心損傷していない場合】過圧破損防止のためベント操作手順

➤ 格納容器除熱ができない場合，原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し，原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。このため，**格納容器圧力310kPa[gage]<sup>※1</sup>に到達した時点で格納容器ベントを実施**する。

※1 格納容器最高使用圧力310kPa[gage]：格納容器限界圧力(620kPa[gage]までの余裕を考慮し，格納容器ベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ

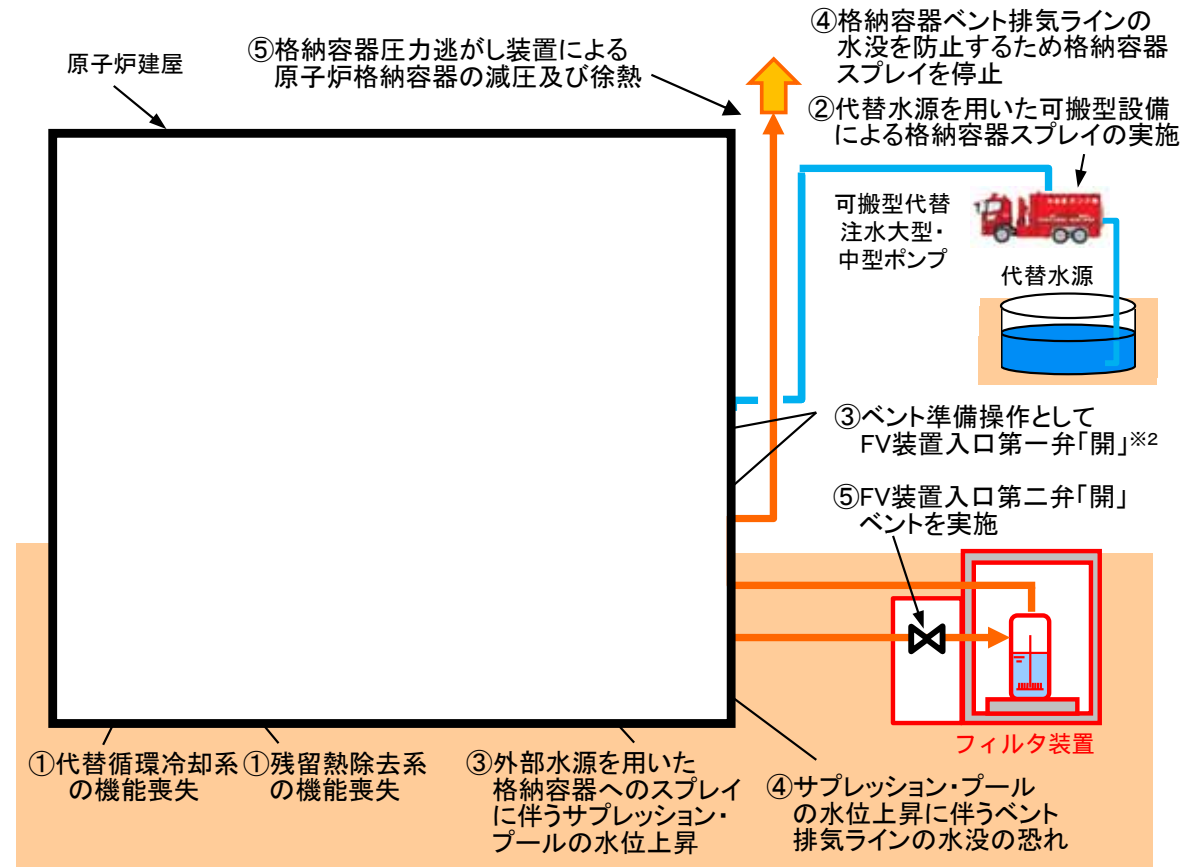
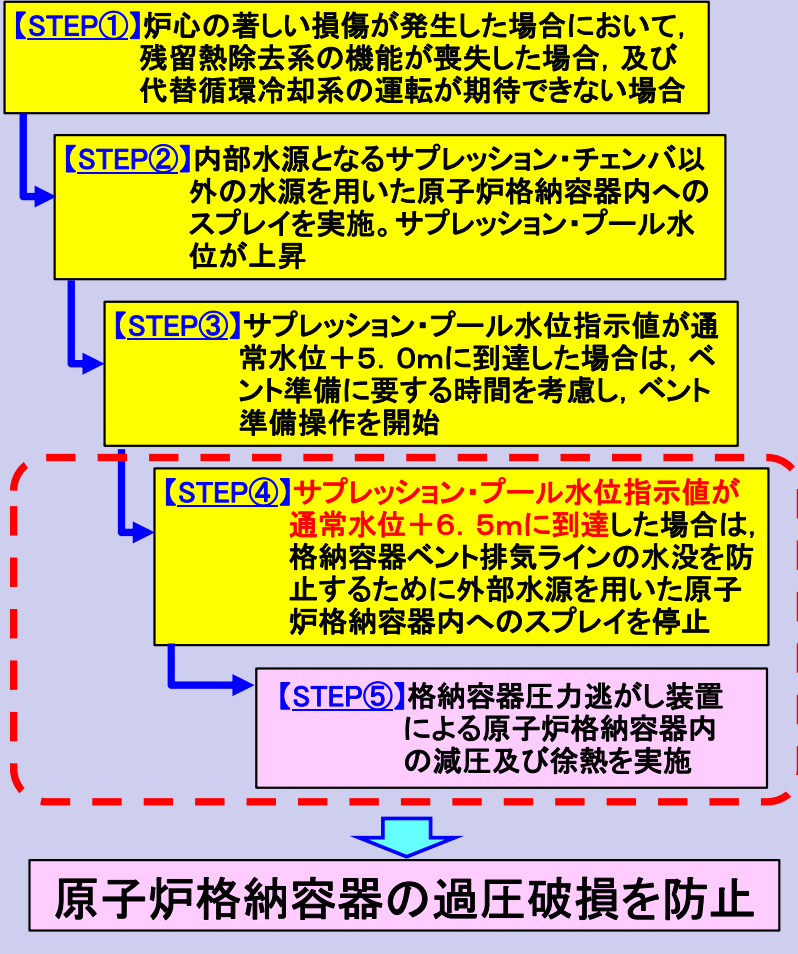


※2 放出系統として，サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが，サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾルの低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

- 【炉心損傷している場合 & 格納容器除熱ができない場合】過圧破損防止のためのベント操作手順
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器除熱ができない場合、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。このため、**サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m<sup>※1</sup>に到達した時点で格納容器ベントを実施**する。

※1 炉心損傷後の外部水源によるスプレィ時、格納容器圧力は最高使用圧力を上回る範囲で維持される。スプレィ停止後は、格納容器限界圧力までの余裕を考慮して速やかにベントを実施する。

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ



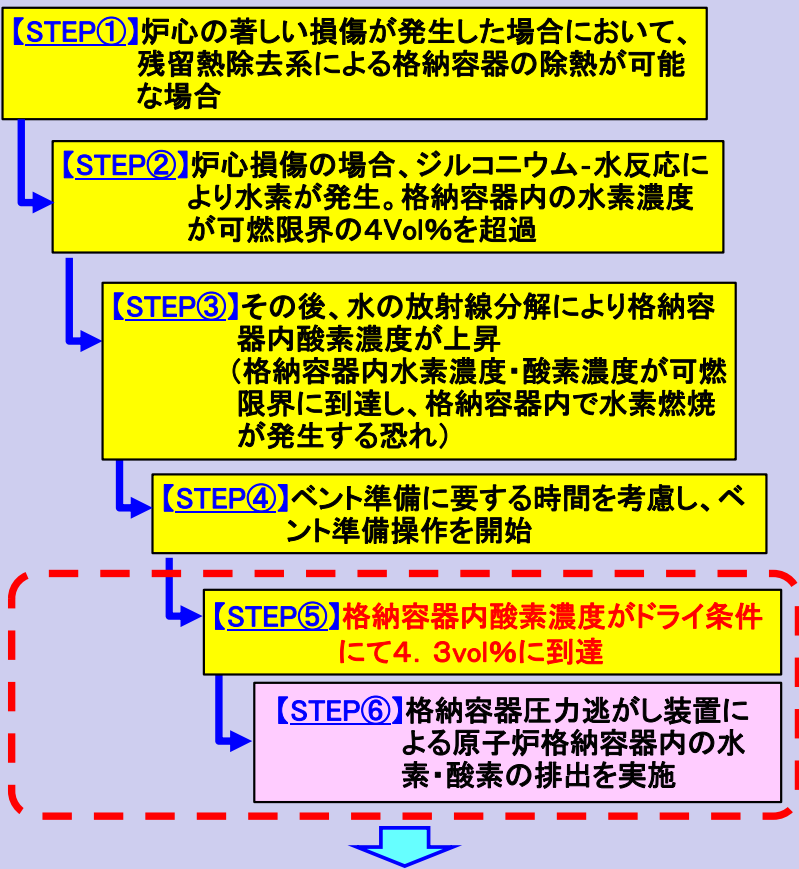
※2 放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○【炉心損傷している場合 & 格納容器除熱ができる場合】水素燃焼防止のためのベント操作手順

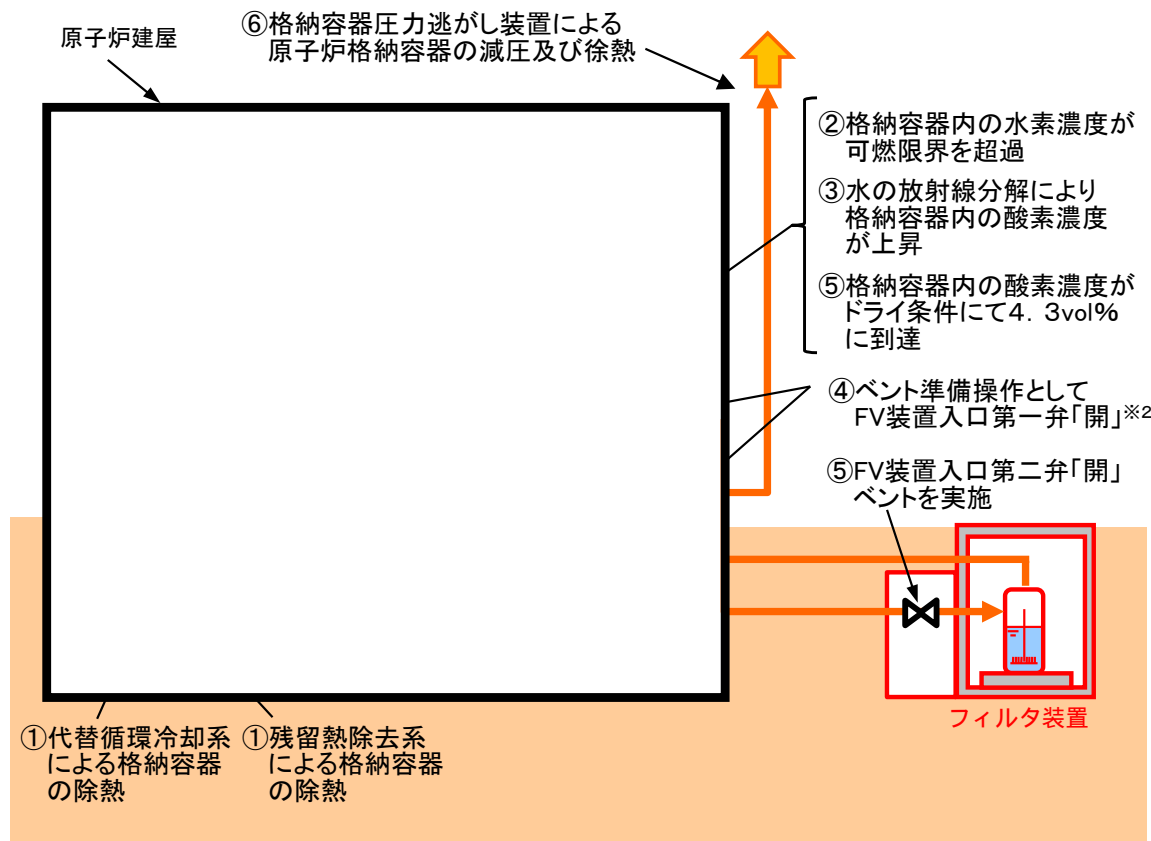
➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器除熱が可能な場合、格納容器圧力の上昇は抑制されるが、ジルコニウム-水反応により発生した水素及び水の放射線分解により発生した酸素により、格納容器内で水素燃焼が発生する恐れがある。このため、**格納容器内酸素濃度が4.3vol%<sup>※1</sup>に到達した時点で格納容器ベントを実施する。**

※1 4.3vol%(ドライ条件):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て設定

格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施するまでの流れ



原子炉格納容器内での水素燃焼を防止



※2 放出系統として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統と2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果(エアロゾル等の低減効果)が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用

○重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の区分

➤SA設備の材料及び構造等の区分

- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)の解釈では、規定に適合する**材料及び構造は、JSME※の規定・要件による**こととしている。〈表1参照〉

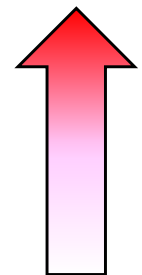
注)施設時にJSMEが適用されていない設備については、施設時に適用された規格  
 (「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」等)による。

※日本機械学会の『発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005等』

表1. 材料及び構造による重大事故等クラスの区分 〈DB設備の区分は別紙1参照〉

材料及び構造によるSA設備クラス	技術基準規則によるSA設備クラス区分の定義	設計条件等	JSMEクラス
重大事故等クラス1	重大事故等対処設備のうち <b>特定重大事故等対処施設</b> に属する容器、管、ポンプ又は弁	特重時の環境条件(大型航空機の衝突その他テロリズム等含む)及び一定程度の裕度を確保	クラス2 (クラス1)
重大事故等クラス2	重大事故等対処設備のうち <b>常設のもの</b> に属する容器、管、ポンプ又は弁(特定重大事故等対処施設を除く)	SA事象時の環境条件(温度、放射線、荷重)	
重大事故等クラス3	<b>可搬型重大事故等対処設備</b> に属する容器、管、ポンプ又は弁	SA事象時の環境条件にて、JSMEによる評価または完成品においては一般産業品の規格及び基準が妥当と確認されたもので評価	クラス3

強度要求及び設計条件大



- ・SA設備は、**材料及び構造による既設時からの区分のクラスアップ※1**、**条件アップ※2**及び**耐震重要度分類Sクラス※3**としての評価により、SA時においても、**必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行っている。**

※1 既設時の区分が同じまたは上位は除く

※2 SA事象時の条件が設計基準事故時の条件に包絡されていない場合

※3 全体的な変形を弾性域に抑え、延性破断や座屈を生じない設計 〈耐震上の区分は別紙2参照〉

- ・保安規定にて保全プログラム(保全計画)を策定し**保全及び有効性評価等を行う**こととしている。

〈保全計画の詳細は別紙3参照〉



○技術基準規則の解釈における**DB設備**の機器クラスとJSMEにおける機器クラスの比較

材料及び構造区分	技術基準 第二条 DB設備のクラス区分定義	JSMEにおける定義
クラス1	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。</li> </ul>
クラス2	<ul style="list-style-type: none"> <li>イ 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、<b>発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備</b>であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトにあっては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。)</li> <li>ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水をいう。)<b>が循環する回路に係る設備</b>に属する機器であって、クラス1機器(クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。)の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</li> <li>ハイ及びロに掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>a) 原子炉を安全に停止するために必要な設備または非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理設備に属するダクトにあっては原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る)</li> <li>b) タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</li> <li>c) a)およびb)に掲げる機器以外の機器であって原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁または外側隔離弁までのもの</li> </ul>
クラス3	<ul style="list-style-type: none"> <li>それぞれ<b>クラス1機器、クラス2機器</b>(クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。)、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)<b>に属するダクト以外の設計基準対象施設</b>に属する容器又は管(内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあっては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル)以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。)をいう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>a) <b>クラス1機器、クラスMC容器※、クラス2機器および放射線管理設備に属するダクト以外の容器および管</b>(内包する流体の放射性物質の濃度<math>37 \text{ mBq/cm}^3</math>(流体が液体の場合にあっては、<math>37 \text{ kBq/cm}^3</math>)以上の管または最高使用圧力<math>0 \text{ MPa}</math>を超える管に限る。)*クラスMCの該当は原子炉格納容器のみため記載省略</li> <li>b) 原子炉を安全に停止するためまたは非常時に安全を確保するために必要な設備を<b>二次的に冷却するために設けられているポンプ及び弁</b>、または<b>これに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁</b></li> <li>c) b)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、<b>使用済み燃料貯蔵設備を冷却するために設けられているポンプおよび弁</b>、または<b>これに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁</b></li> <li>d) b)およびc)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、<b>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する系統のうち、2つの弁(通常時閉あるいは自動閉可能)により原子炉冷却材圧力バウンダリから隔離できる範囲に属するポンプおよび弁</b>(なお、この場合において、上位のクラスに属するものおよび第3の弁により隔離可能な範囲に属するものは除く)</li> </ul>
クラス4	<ul style="list-style-type: none"> <li><b>放射線管理施設又は原子炉格納施設</b>(非常用ガス処理設備に限る。)<b>に属するダクト</b>であって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの(クラス2管に属する部分を除く。)をいう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li><b>放射線管理施設に属するダクト</b>であって内包する流体の放射性物質の濃度が<math>37 \text{ mBq/cm}^3</math>以上のもの(クラス2配管に属する部分を除く)</li> </ul>

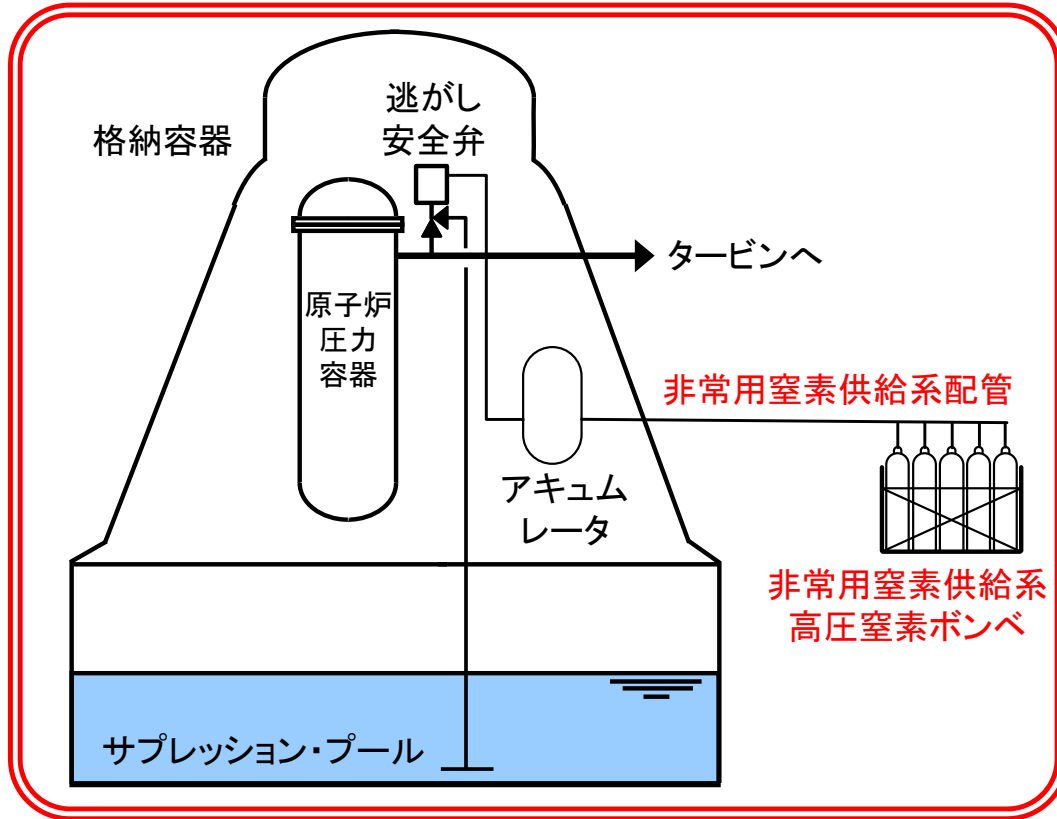
➤上記比較より、DB設備における技術基準とJSMEの機器クラスは同等である。

○重大事故等対処設備は、要求される機能に応じて、**重大事故等の発生を防止する機能を有する設備**（重大事故防止設備）、又は**事故の拡大を防止しまたその影響を緩和するための設備**（重大事故緩和設備）に区分し、さらに設置方法により**常設**、**可搬**に区分される。

○これら設備区分に応じ耐震評価に適用する設計用地震力は下表のとおりとなる。

設備区分	該当する施設 (設備, 機能の例)	設計用地震力
重大事故 防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち <b>常設</b> のものであって、重大事故等時において <b>耐震Sクラス</b> に属する設備の機能を代替するもの (代替制御棒挿入機能, 高压代替注水系による原子炉注水)
	常設耐震重要重大事故 防止施設以外の 常設重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち <b>常設</b> のものであって、重大事故等時において <b>耐震Bクラス及び耐震Cクラス</b> に属する設備の機能を代替するもの (使用済燃料プール水位・温度監視設備(主要監視設備の代替機能))
	<b>可搬型</b> 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち <b>可搬型</b> のもの (可搬型代替注水中型/大型ポンプ, 可搬型代替低圧電源装置)
	常設耐震重要重大事故防止設備 及び可搬型重大事故防止設備が 設置される <b>重大事故等対処施設</b>	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される <b>建物・構築物及び土木構造物</b> (原子炉建屋)
重大事故 緩和設備	<b>常設</b> 重大事故 緩和設備	重大事故緩和設備のうち <b>常設</b> のもの (格納容器圧力逃がし装置)
	<b>可搬型</b> 重大事故 緩和設備	重大事故緩和設備のうち <b>可搬型</b> のもの
	常設重大事故緩和設備及び可搬 型重大事故緩和設備が設置され る <b>重大事故等対処施設</b>	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される <b>建物・構築物及び土木構造物</b>

原子炉建屋



- 非常用窒素供給設備\*のうち、非常用窒素供給系配管は「常設耐震重要重大事故防止設備」に、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは「可搬型重大事故防止設備」に該当するため、いずれも基準地震動Ssによる地震力を用いた評価を行い、発生値が許容値に収まることを確認している。
- また、これら設備が設置される原子炉建屋についても、「常設耐震重要重大事故防止設備等」が設置される建物として基準地震動による地震力により発生値が許容値に収まることを確認している。

\* 減圧手段の強化の一つとして、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、逃がし安全弁に窒素を供給することで、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。

評価対象設備 (設備区分)	設計用 地震力	評価項目	評価部位	応力分類	発生値	許容値
非常用窒素供給系配管 (常設耐震重要重大事故防止設備)	Ss	構造強度	配管本体	一次応力	144 MPa	< 371 MPa
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ (可搬型重大事故防止設備)	Ss	構造強度	アンカプレート	せん断	13 MPa	< 70MPa
原子炉建屋 (常設耐震重要重大事故防止設備等が設置される重大事故等対処施設)	Ss	構造強度	耐震壁	せん断ひずみ	$0.60 \times 10^{-3}$	< $2.0 \times 10^{-3}$

- 発電所で新たに導入するSA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。
- SA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及び代替注水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 SA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SA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SA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。

○ SA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(DB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> (SA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

○SA設備として新たに設置する代替注水設備は、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\*1について、代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(DB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注水設備(案)*1 (SA設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心スプレイ系</li> <li>・低圧炉心スプレイ系</li> <li>・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等)</li> </ul>	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査</li> </ul>
原子炉 運転時*2		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認</li> <li>・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査</li> </ul>
原子炉 運転時*2		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認</li> <li>・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の動作確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認</li> <li>・弁の開閉動作の確認</li> <li>・分解検査*3</li> <li>・車両の走行確認 (定期試験頻度:1ヵ月に1回)</li> </ul>

\*1 代替注水設備の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審査、保全計画策定により決定する。

\*2 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)

\*3 ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施, 弁の検査は定期検査時に実施

### ➤ SA設備の安全機能に関する重要度分類との関係

- ・原子力発電所が従来より備える**設計基準対象施設(DB設備)**については、施設の安全性を確保するために必要な安全機能について、**安全上の見地から相対的な重要度を定めている**※。

※ 原子力安全委員会『発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針』

- ・一方、**SA設備**は、いずれの設備も、DB設備の機能が失われた場合又はDB設備で対処しきれない、重大事故等に対処するための設備であり、**安全機能について直接的な分類はなされていない**。

### 発電用軽水型原子炉施設の安全上の機能別重要度分類とSA設備の対応

設 備	重要度による分類	設備の例	設計上の基本的目標
設計基準対象施設 (DB設備)	クラス 1	・非常用ディーゼル発電機 ・非常用炉心冷却系	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 2	・使用済燃料プール冷却系	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 3	・タービン, 主発電機	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
重大事故等対処設備 (SA設備)	安全機能の直接的な 分類なし	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系	重大事故等が発生した場合に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

○技術基準規則の解釈により、材料及び構造の適用すべき規格が記載されている。

○また、「技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。」との記載もあるため、ここでは東海第二における対応を記載する。

DB設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
クラス1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・施設時:昭和45年告示第501号 ⇒ JSME or 昭和45年告示第501号(安全側)</li> <li>・施設時:平成6年告示第501号 ⇒ JSME※</li> <li>・その他: JSME</li> </ul>
クラス2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・JSME</li> </ul>
クラス3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・火災防護設備用水源タンク(原水タンクを除く):JIS B 8501(1995)「鋼製石油貯槽の構造(全溶接製)」</li> <li>・消火設備用ポンベ及び消火器: 高圧ガス保安法及び消防法</li> <li>・その他: JSME</li> </ul>
クラス4	<ul style="list-style-type: none"> <li>・JSME</li> </ul>

※平成6年告示第501号の評価式は、ほぼJSME規格と同じものであることから、JSME規格にて評価を行う。

- 【凡例】・昭和45年告示第501号：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和45年9月3日, 昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)  
 ・平成6年告示第501号：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(平成6年7月21日 通商産業省告示第501号)  
 ・JSME：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)等

SA設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
重大事故等クラス1 (特重)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・JSME</li> </ul>
重大事故等クラス2 (常設SA設備)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・施設時:告示第501号 ⇒ JSME or 告示第501号(安全側)</li> <li>・非常用炉心冷却設備に係るろ過装置(ストレーナ):「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))要求</li> <li>・その他: JSME または 規定によらない評価(例:長方形板の大たわみ式, ねじ山のせん断破壊式, クラス1容器準用等)</li> </ul>
重大事故等クラス3 (可搬型SA設備)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・JSME (完成品は一般産業品の規格及び基準)</li> </ul>



## 8. 格納容器ベント系配管による線量影響(1/2)

ベント実施に伴う作業において、線源となるフィルタ装置及び配管に最も接近する作業場所は、第1図及び第2図に示すとおりであり、フィルタ装置及び配管と作業場所の間には十分な厚さの遮蔽壁が設置されており、フィルタ装置及び配管の線量が最大となる**ベント実施直後でも作業場所の作業員の被ばく線量率は1mSv/h以下**である。

また、一般公衆においては、遮蔽壁の線量低減効果に加え、第3図のとおり、フィルタ装置及び配管から周辺監視区域境界までの最短距離は400m以上あり、離隔距離による線量低減効果(1/10000以下)にも期待できることから、**フィルタ装置及び配管からの線量影響は十分に小さくなる**。

第1表 フィルタ装置入口配管からの線量率評価条件

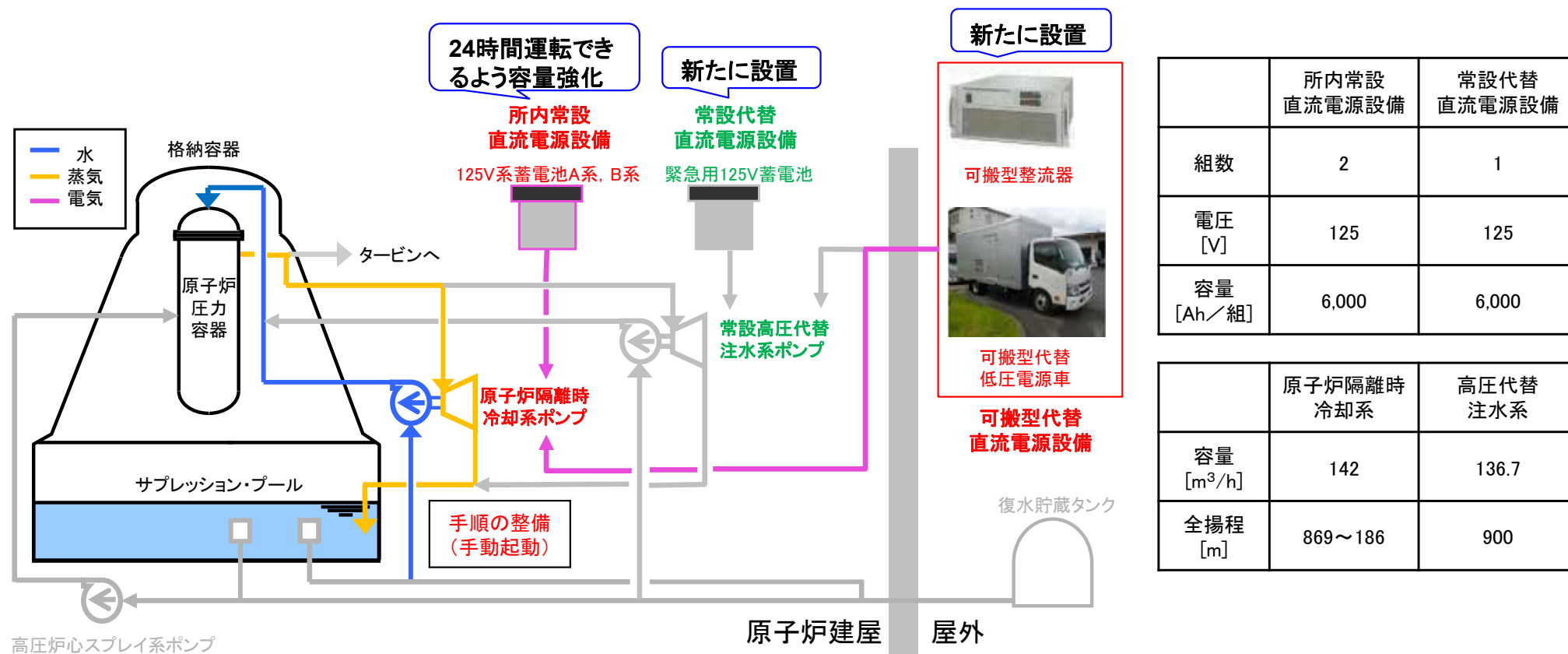
項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	被ばく評価上厳しくなる大破断LOCA時において格納容器ベントに至る事象を選定
放出開始時間	格納容器ベント:事象発生から約19時間後	シビアアクシデント解析コード(MAAP)による解析結果
線源	フィルタ装置に捕集された放射性物質 配管に付着した放射性物質	保守的に付着後の放射性物質の減衰は考慮しない。
遮蔽設備		フィルタ装置及び配管を取り囲むように設置
フィルタ装置除去効果	有機よう素:1/50 無機よう素:1/100 粒子状物質:1/1000	設計値に基づく

## 8. 格納容器ベント系配管による線量影響(2/2)

# 9. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却



- ・RCICは、**直流電源のみ**で作動可能であり、**直流電源喪失時にも現場で手動起動できる手順を整備している**。
- ・また、RCICの作動に必要な所内常設直流電源設備は容量を強化しており、全交流動力電源喪失時には不要負荷の切り離しにより、**事象発生から24時間は枯渇しない設計**としている。
- ・所内常設直流電源の蓄電池が枯渇する前に可搬型代替直流設備によりRCICの運転継続に必要な直流電源を確保できる設計としている。
- ・なお、RCICと同様の機能(蒸気駆動であり、全交流動力電源喪失時にも使用可能)を有する高圧代替注水系を新たに設置する。



	所内常設 直流電源設備	常設代替 直流電源設備
組数	2	1
電圧 [V]	125	125
容量 [Ah/組]	6,000	6,000

	原子炉隔離時 冷却系	高圧代替 注水系
容量 [m <sup>3</sup> /h]	142	136.7
全揚程 [m]	869~186	900

従来の対策 (原子炉隔離時冷却系, 所内常設直流電源設備) → バックアップ (高圧代替注水系, 常設代替直流電源設備) → 更なるバックアップ (可搬型代替直流電源設備, 手順の整備)

# 9. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 原子炉隔離時冷却系の位置づけ



- RCICは、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に位置付けており、炉心損傷に至るおそれがある事象の発生時に炉心を冷却する機能を有する。

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の  
重要度分類確認結果 (2/4)

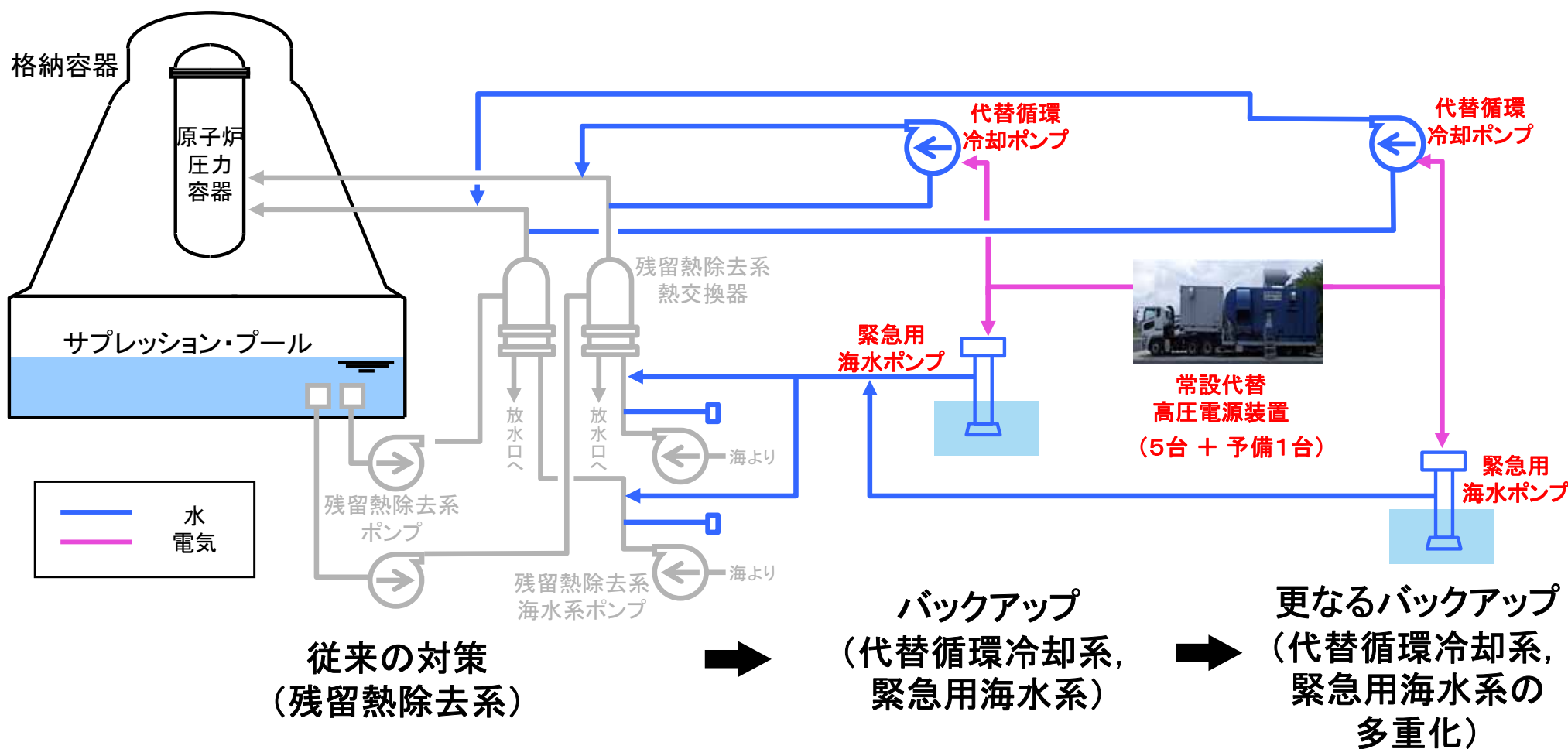
設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材流量の喪失</li> <li>原子炉冷却材ポンプの軸固着</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒及び制御棒駆動系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の緊急停止機能</li> <li>未臨界維持機能</li> </ul>	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁（安全弁としての開機能）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉停止後の除熱機能</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> </ul>		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁（手動逃がし機能）</li> <li>自動減圧系（手動逃がし機能）</li> </ul>		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気止め弁閉）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能</li> </ul>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用所内電源系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上特に重要な関連機能</li> </ul>		

45条 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設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
高圧代替注水系による原子炉注水	常設高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	高圧代替注水系タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	高圧炉心スプレイ系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）				
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	(高圧炉心スプレイ系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	サブプレッション・チェンバ [水源]	原子炉隔離時冷却系	S		56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）	
ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水貯蔵タンク [水源]	56条に記載（常設重大事故緩和設備）				
原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	逃がし安全弁（安全弁機能）	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

# 9. 重大事故等対策における冷却システムの信頼性及び位置付け 代替循環冷却系の多重化

- ・代替循環冷却系の駆動源となる常設代替高圧電源装置は複数台配備されている。
- ・多重化した代替循環冷却系それぞれに独立した制御回路を有しており、手動でポンプの起動停止等を行う設計としている。

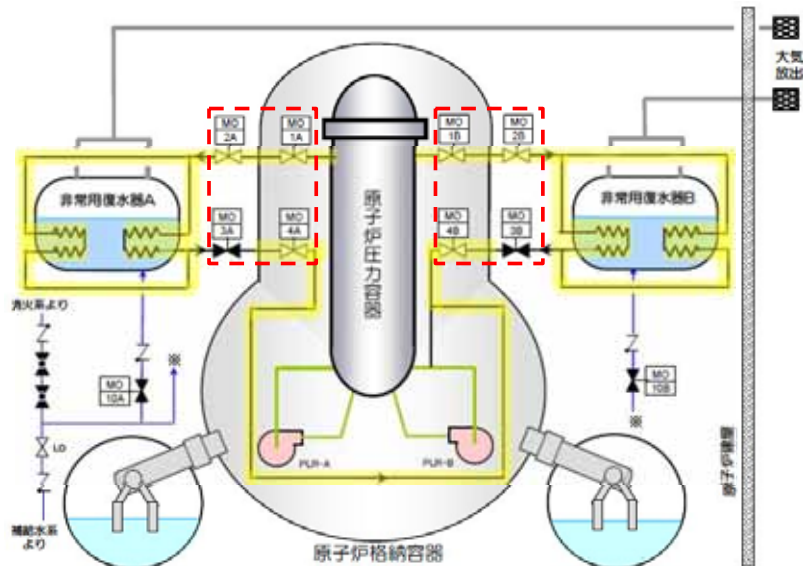


# 10. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 格納容器内閉じ込め対策の考え方について

## ●「冷やす」機能と「閉じ込める」機能の優先順位について

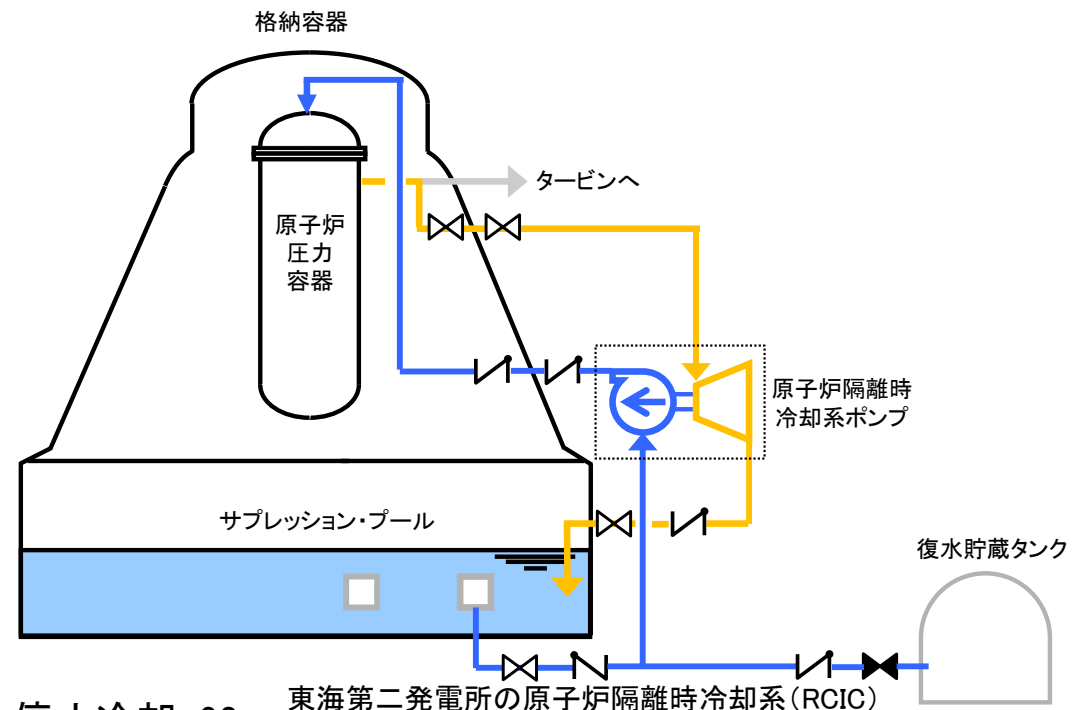
- ・格納容器隔離弁は、**プラントの異常**(原子炉水位の低下等)を検知した場合に、**原則として、自動的に閉状態**となる設計としている(「閉じ込める」機能)。
- ・ただし、**原子炉への注水機能を有する非常用炉心冷却系等の系統**については、「閉じ込める」機能よりも「冷やす」機能を優先した設計としている。
- ・なお、**福島第一原子力発電所1号機の非常用復水器(IC)**(原子炉への注水機能なし)は、制御用電源が喪失した場合に格納容器隔離信号が発信する設計のため、「閉じ込める」機能が優先され自動隔離されたが、**2号機及び3号機の原子炉隔離時冷却系(RCIC)**(原子炉への注水機能あり)は「冷やす」機能が優先され、自動隔離されず、原子炉への注水が継続された。

福島第一原子力発電所1号機の非常用復水器(IC)は、原子炉への注水機能がないため、制御用電源喪失により隔離信号が発信し、自動隔離された。



福島第一原子力発電所1号炉の非常用復水器(待機状態)  
(出典:東京電力 福島原子力事故調査報告書)

東海第二発電所のRCIC(福島第一原子力発電所2, 3号機と同じ)は、原子炉への注水機能があるため、「閉じ込める」機能よりも「冷やす」機能が優先される設計であり、制御用電源喪失により隔離信号が発信した場合でも自動隔離されず、原子炉への注水が継続される。



# 10. 重大事故等対策における格納容器内閉じ込め対策の考え方 フィルタベント設備の系統構成及び操作の信頼性

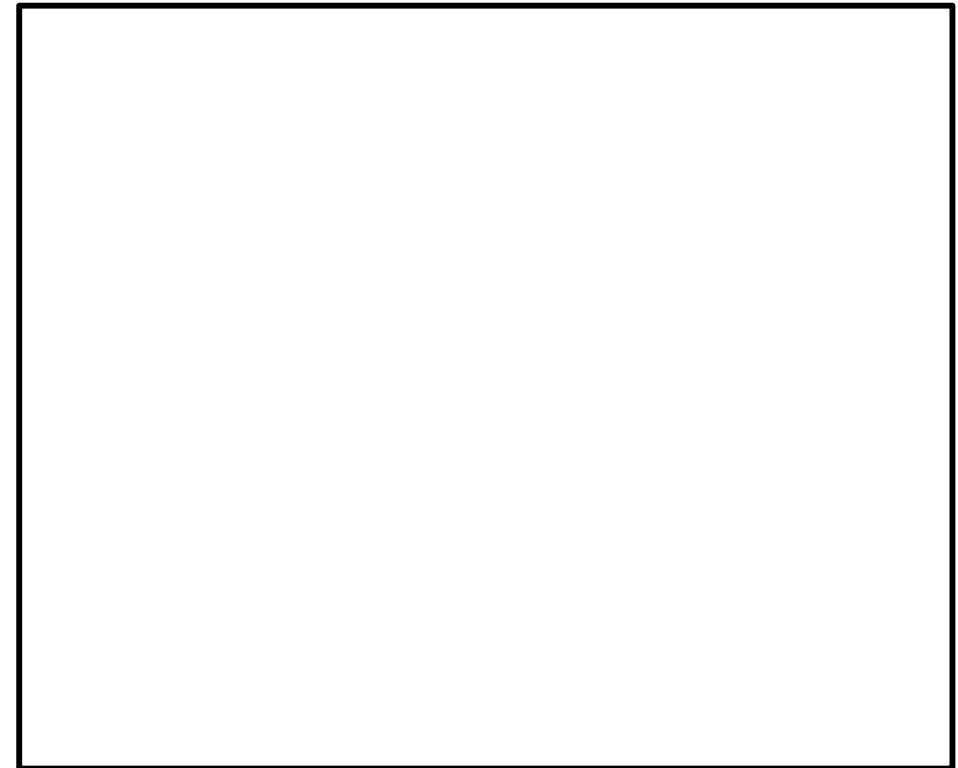


## ●フィルタベント設備の系統

- ・フィルタベント設備は、下表の判断基準に基づき**中央制御室又は現場で2つの電動弁を開**操作すると、崩壊熱が大気中へ放出される(格納容器除熱が行われる)ものとなっている。
- ・**電動弁の下流には、圧力開放板(開放圧力80kPa[gage])が設置されているが**、下表のとおり、圧力開放板はフィルタベント実施の妨げにならない。

### 【手順におけるフィルタベントの実施判断基準】

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力310kPa[gage]到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+6.5m到達※
炉心損傷を判断した場合	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%到達※



重大事故等対策の有効性評価においては、これらの基準に到達して格納容器ベントを実施しており、そのときの格納容器圧力は、圧力開放板の開放圧力より十分高い状態である