

東海第二発電所

停止・冷却設備への対応について(改訂版)

2022年7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

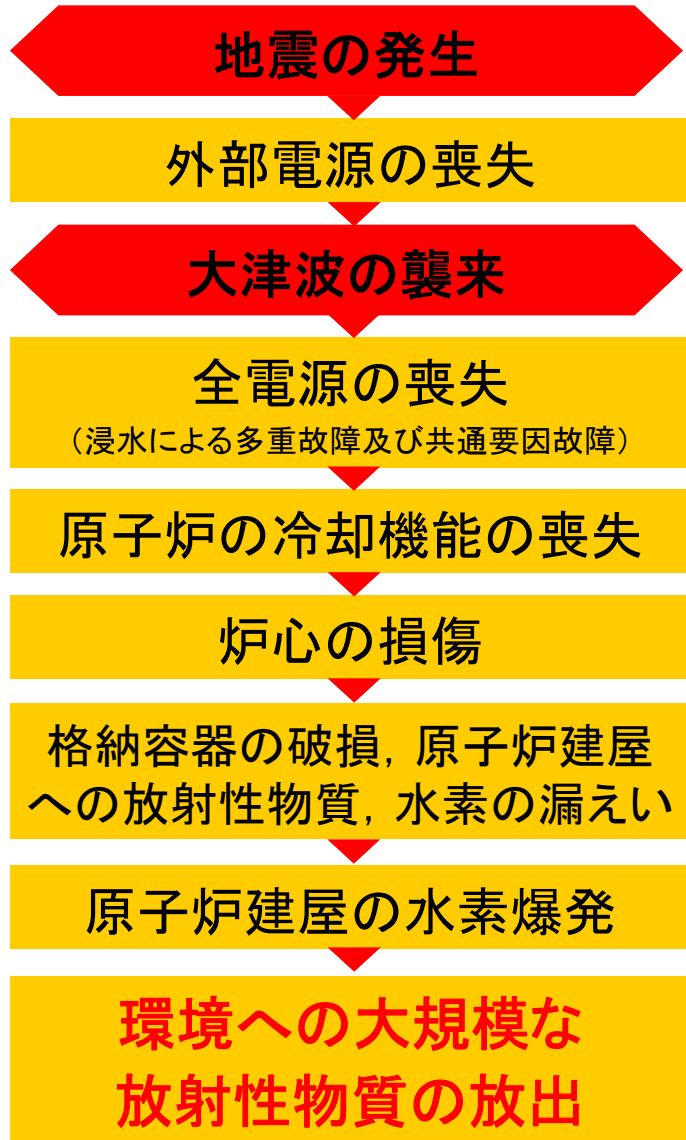
1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	3
2. 停止・冷却設備の主要な変更	4
3. 停止・冷却設備の概要	5
4. 事故の教訓に基づく安全対策	6
5. まとめ	16

補足説明資料 停止・冷却設備への対応について

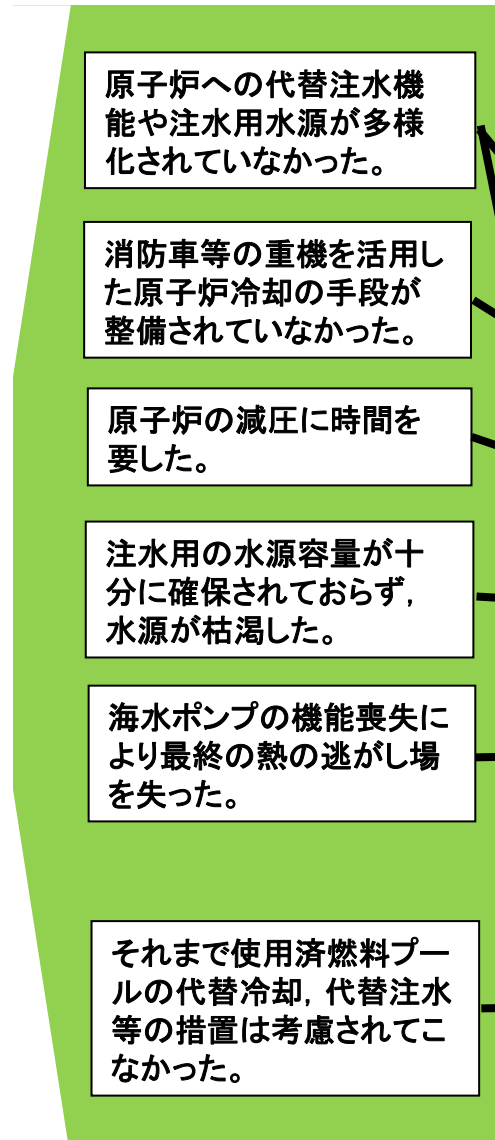
1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



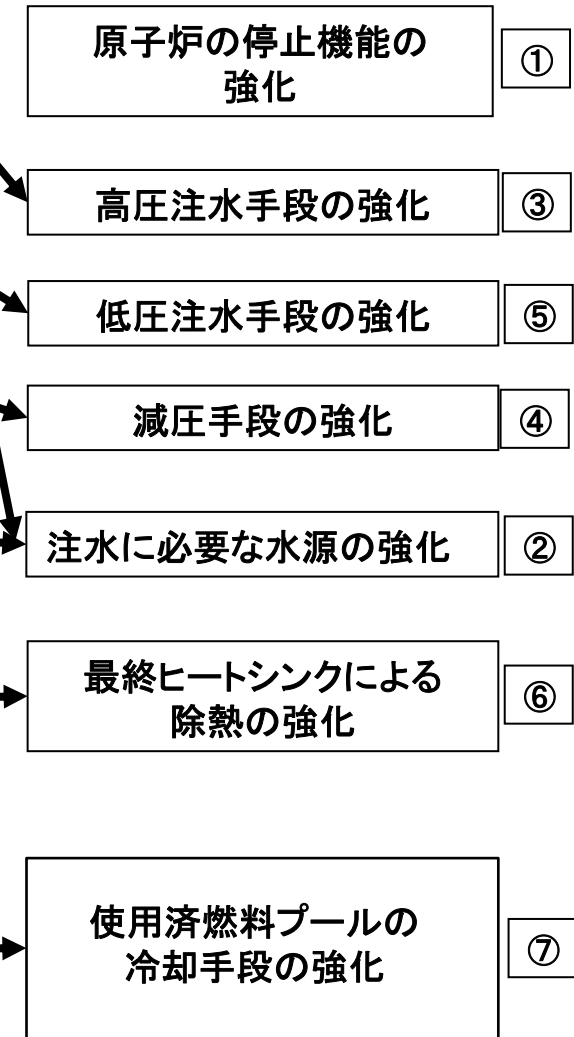
【事故の推移】



【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ポンプ	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)



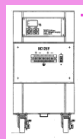
① 原子炉の停止機能の強化

再循環ポンプ停止回路追加

④ 減圧手段の強化



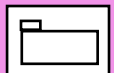
窒素ポンペ



逃がし安全弁用
可搬型蓄電池

③ 高圧注水手段の強化

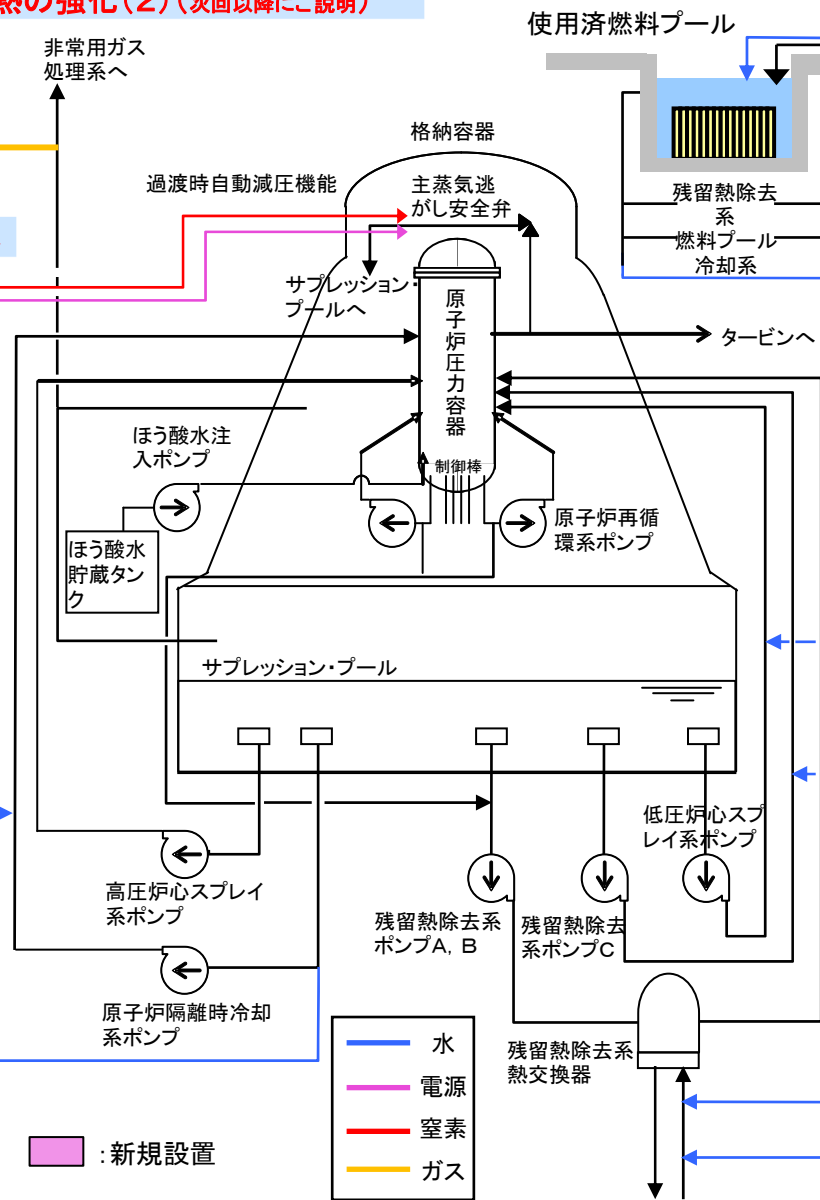
常設高圧代替注水ポンプ



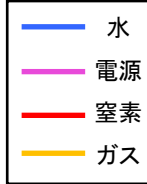
緊急用125V系蓄電池
常設代替直流電源設備



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

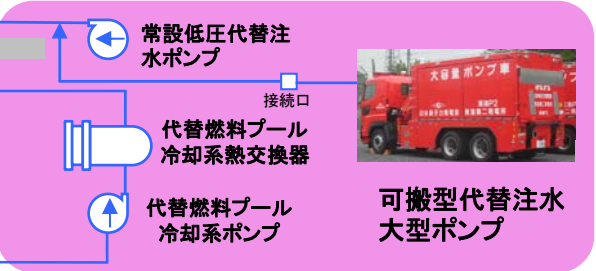


■ : 新規設置



停止冷却-5

⑦ 使用済燃料プール冷却手段の強化

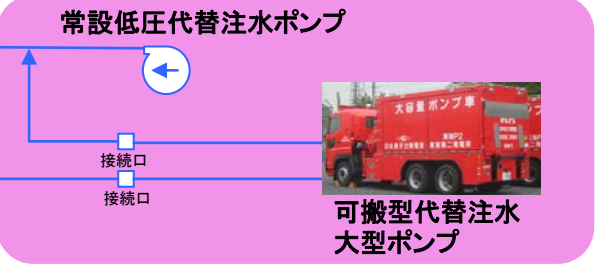


可搬型代替注水
大型ポンプ

② 注水に必要な水源の強化



⑤ 低圧注水手段の強化



可搬型代替注水
大型ポンプ

⑥ 最終ヒートシンクによる除熱の強化(1)



可搬型代替注水
大型ポンプ

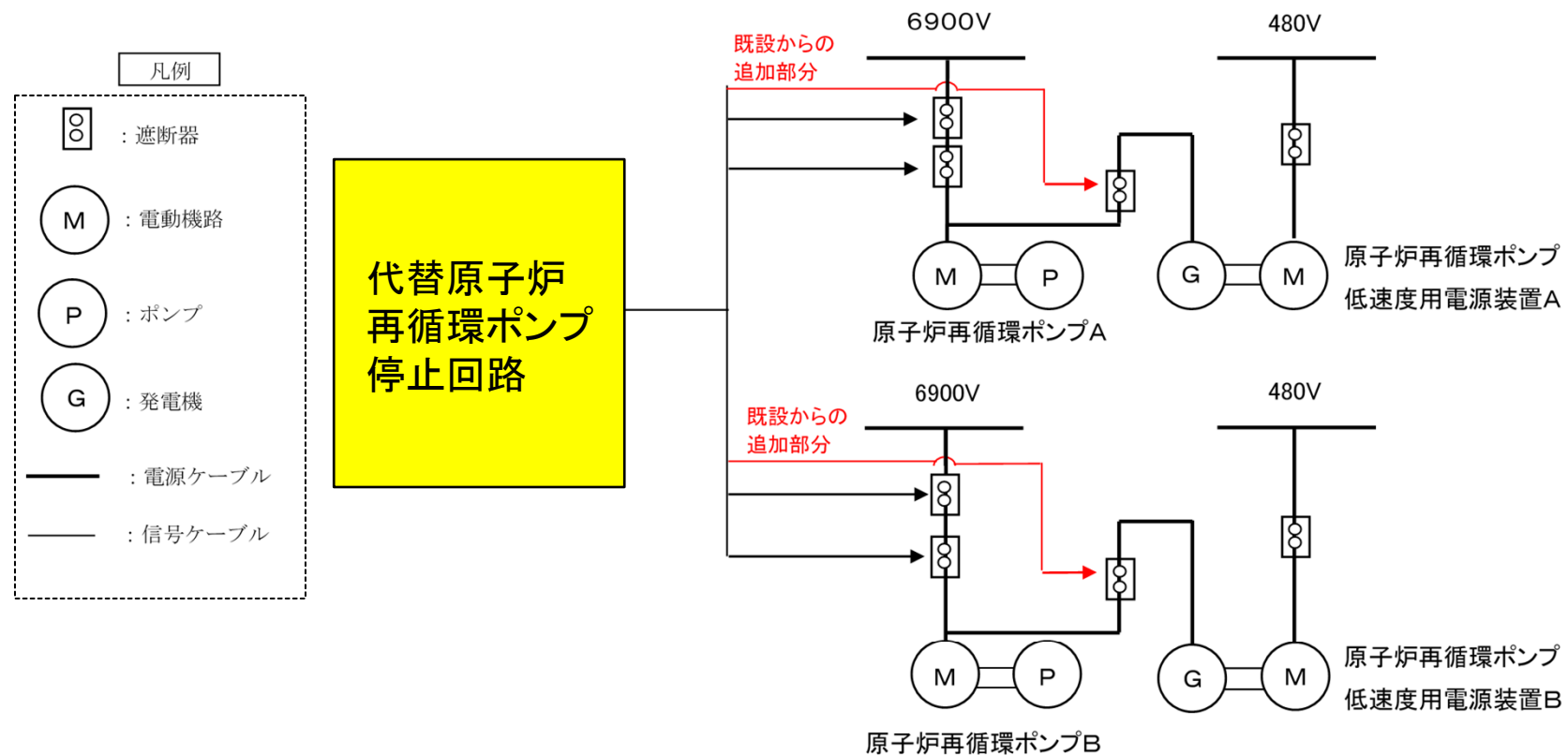
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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。



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。

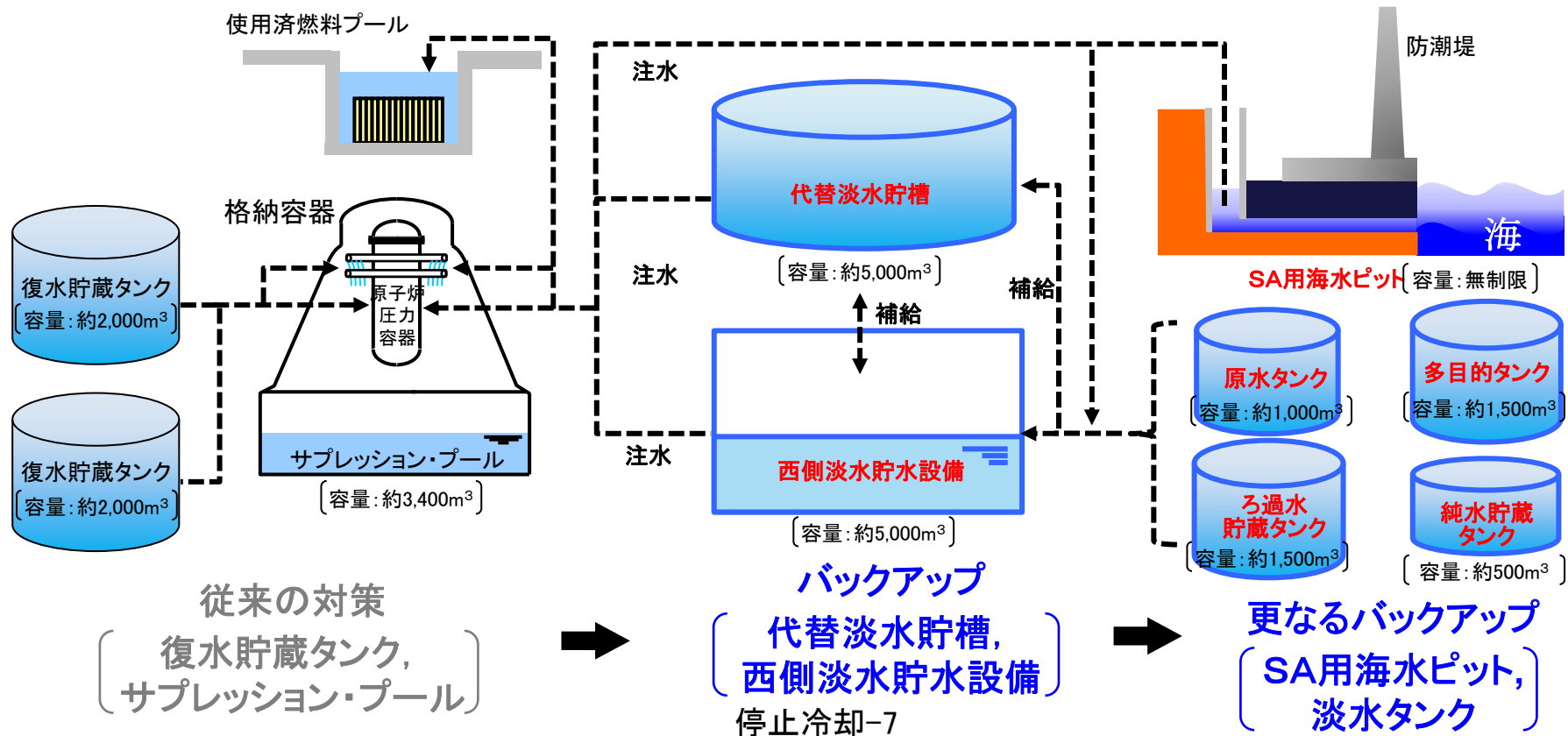
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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



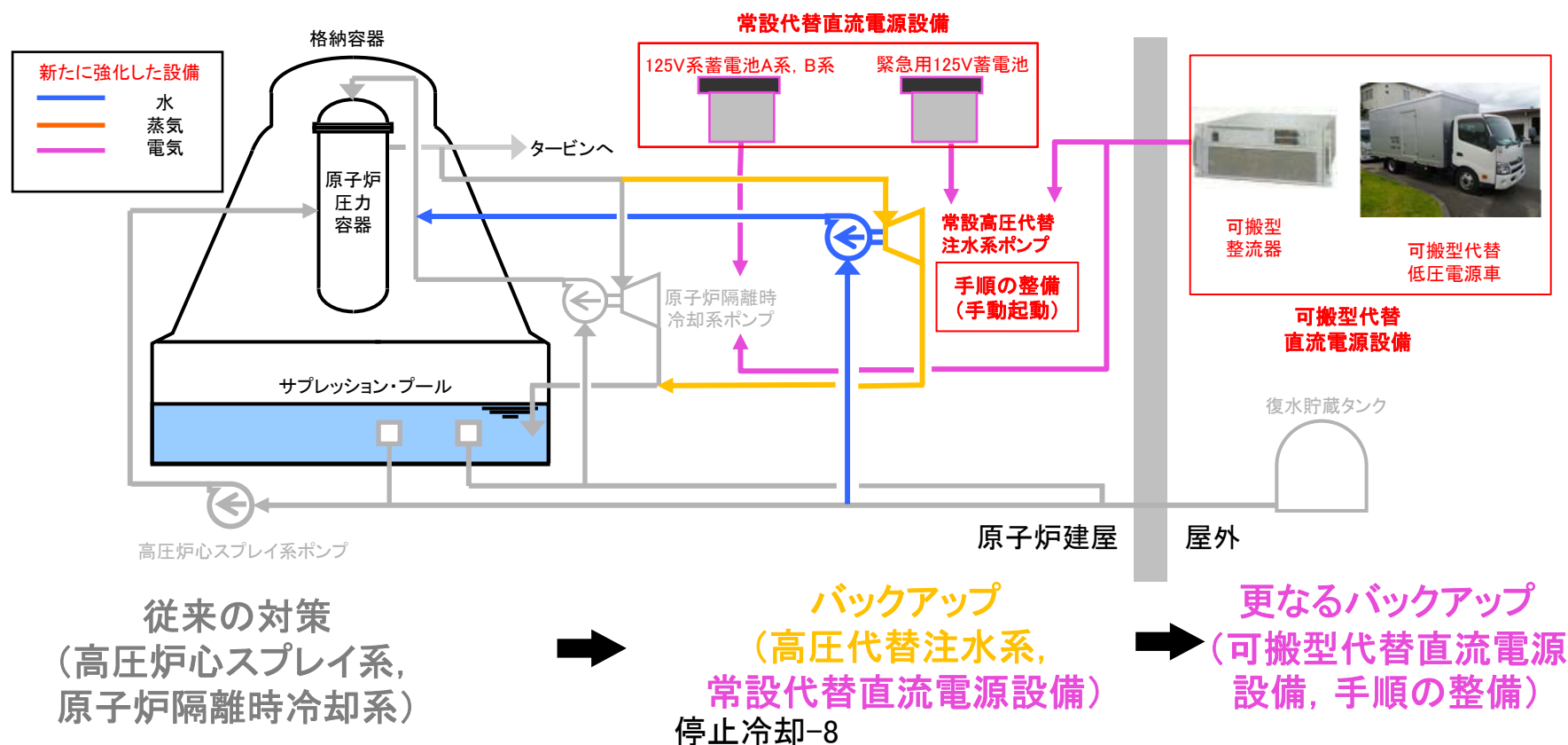
4. 事故の教訓に基づく安全対策



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、直流電源システム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。



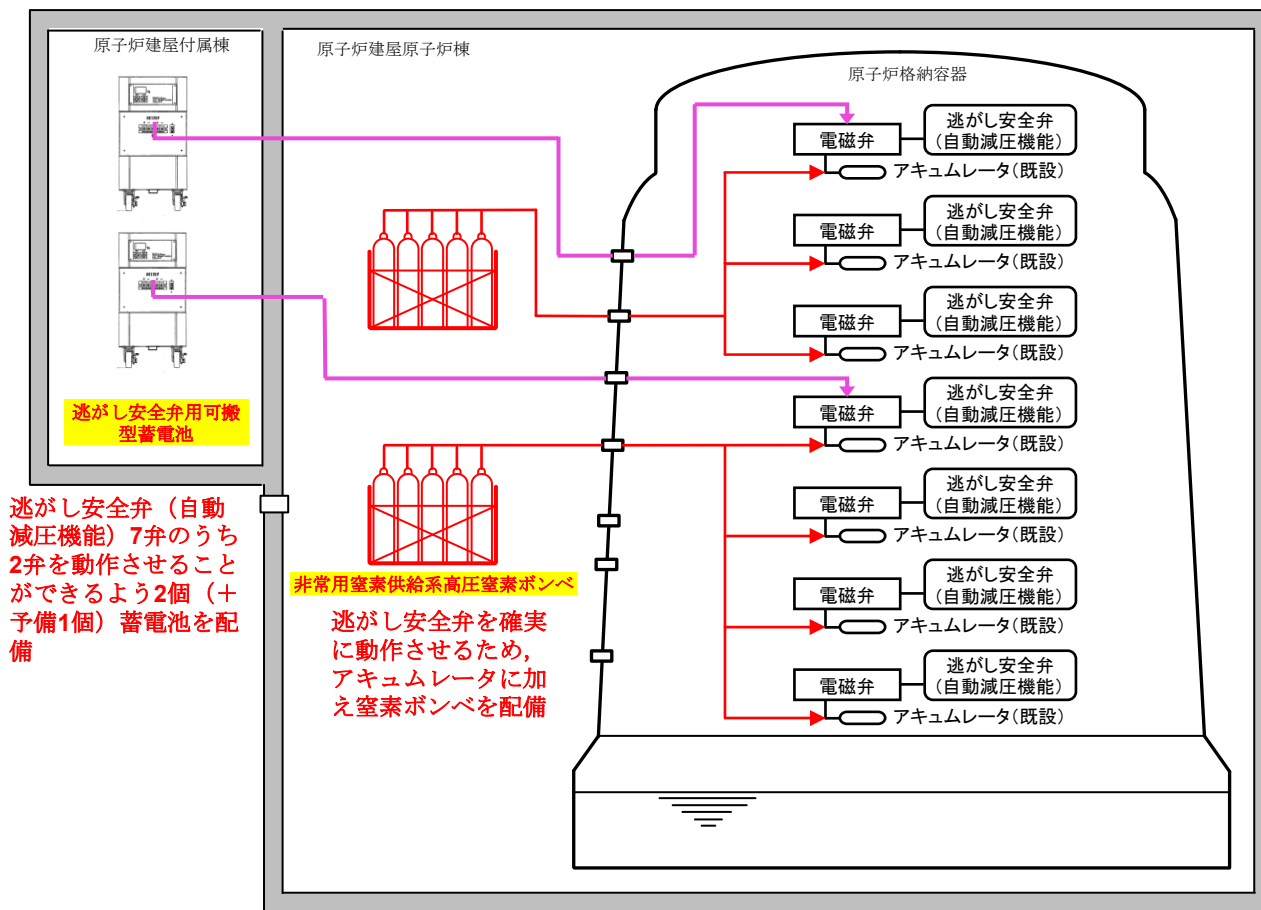
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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。**



逃がし安全弁(自動減圧機能)7弁のうち2弁を動作させることができるよう2個(+予備1個)蓄電池を配備

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ
逃がし安全弁を確実に動作させるため、アキュムレータに加え窒素ポンベを配備

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

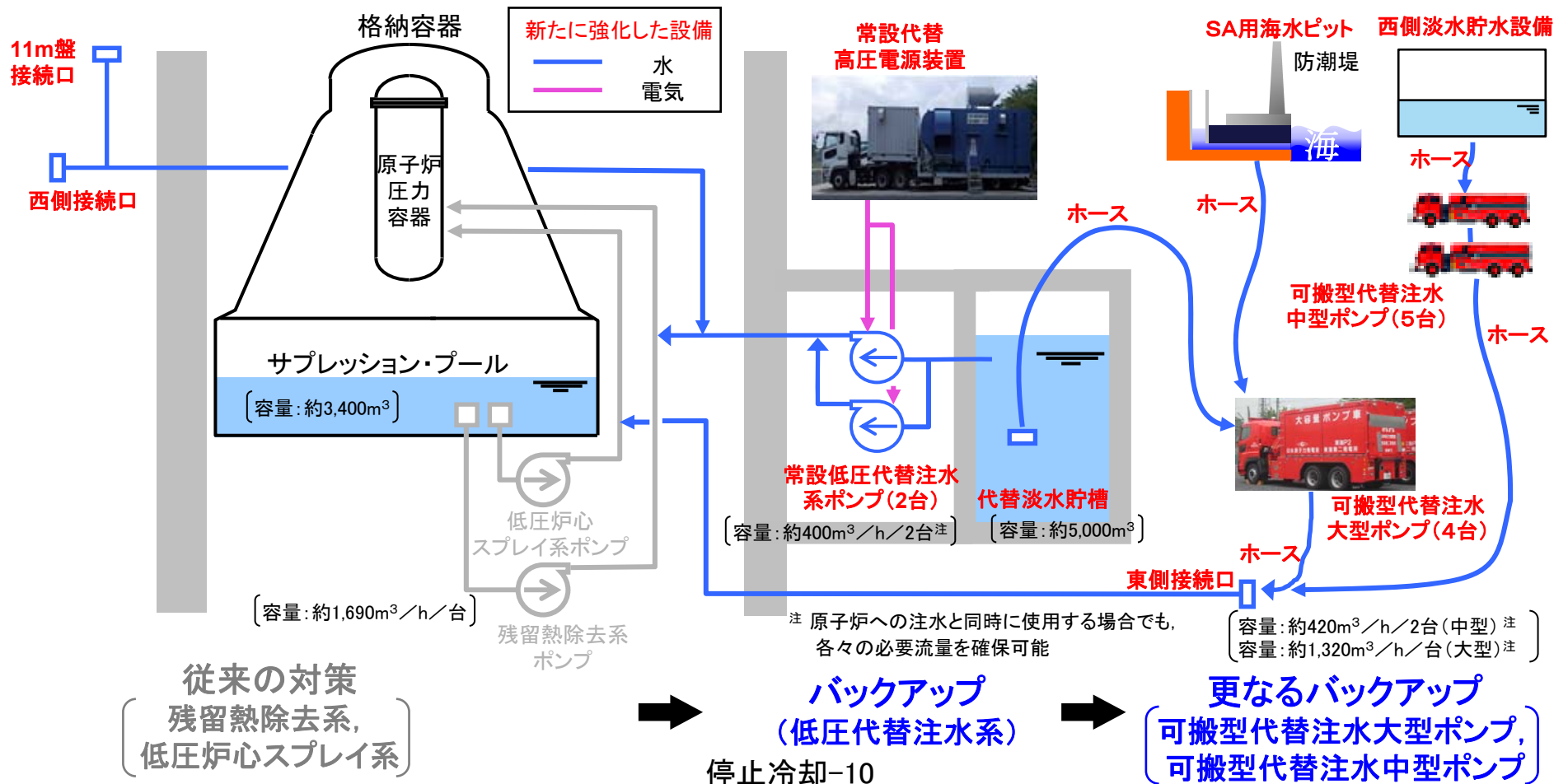
4. 事故の教訓に基づく安全対策



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



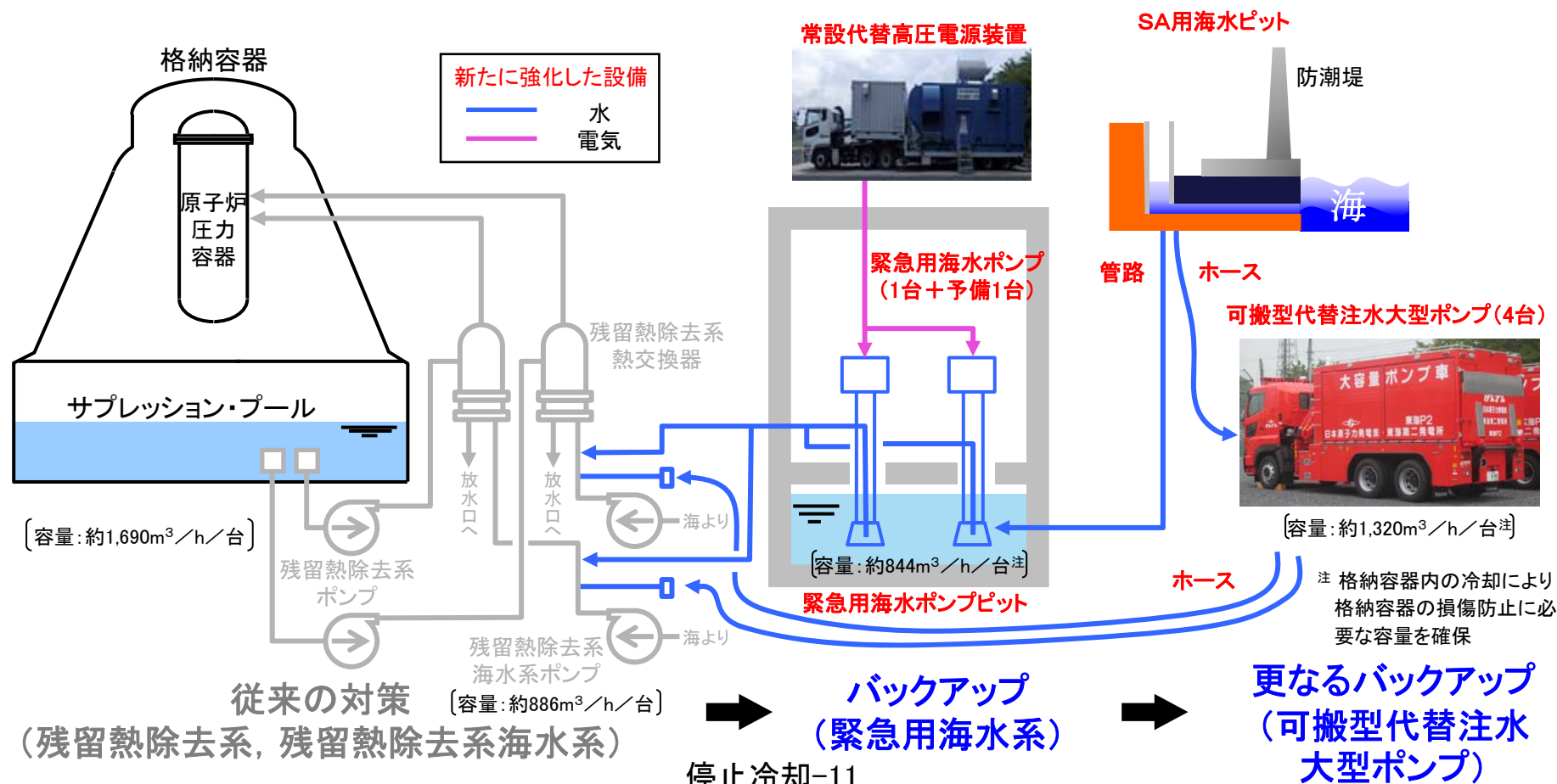
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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



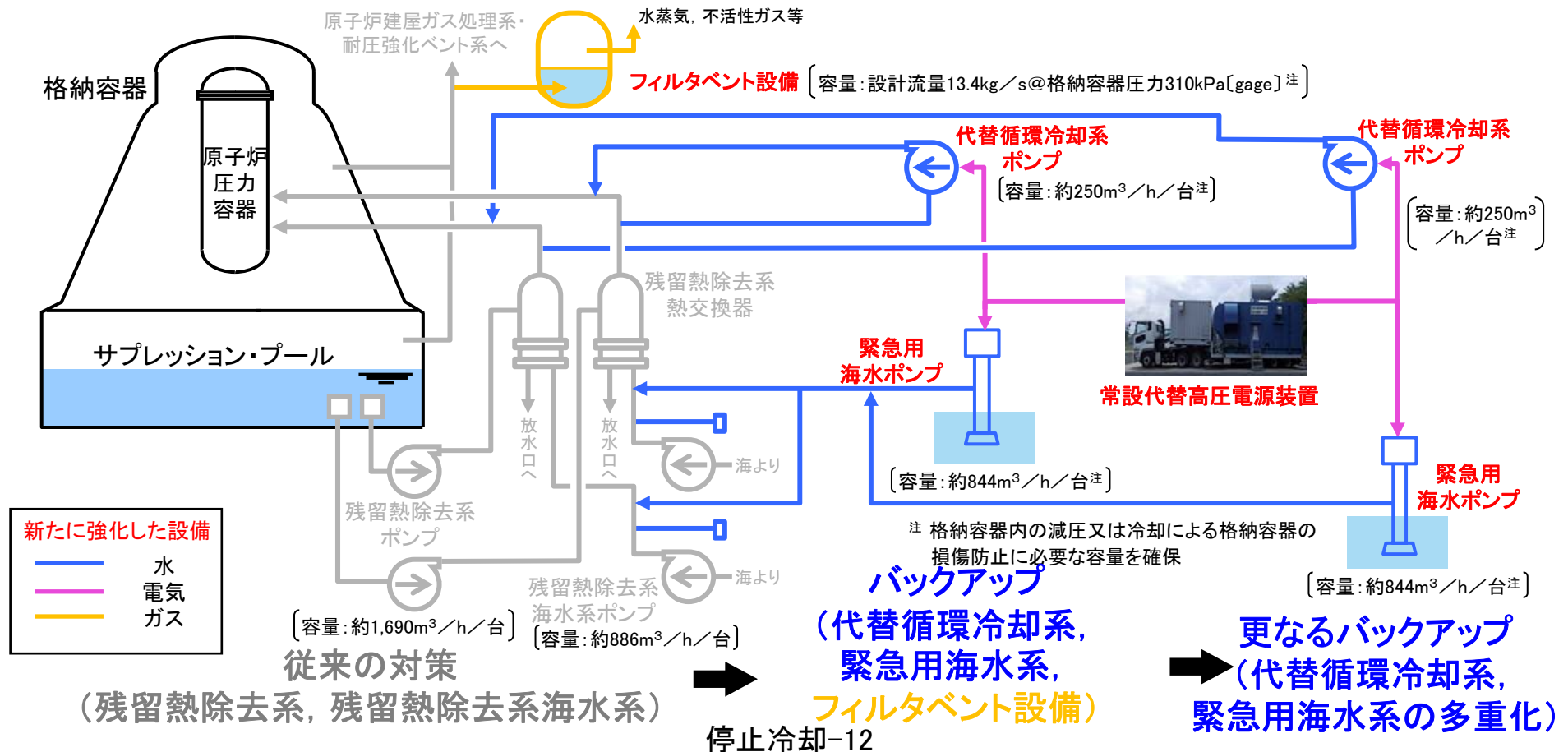
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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**



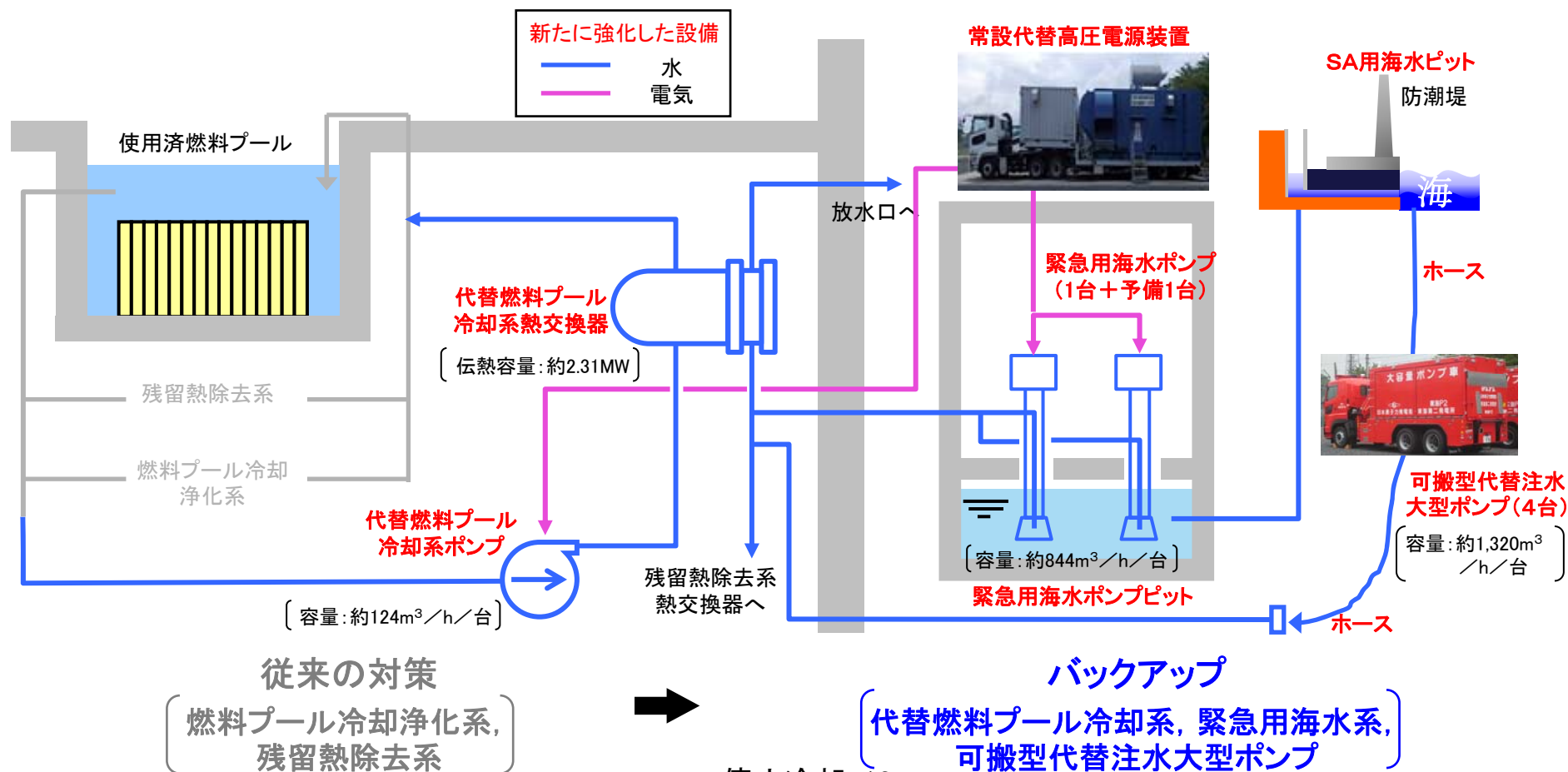
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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



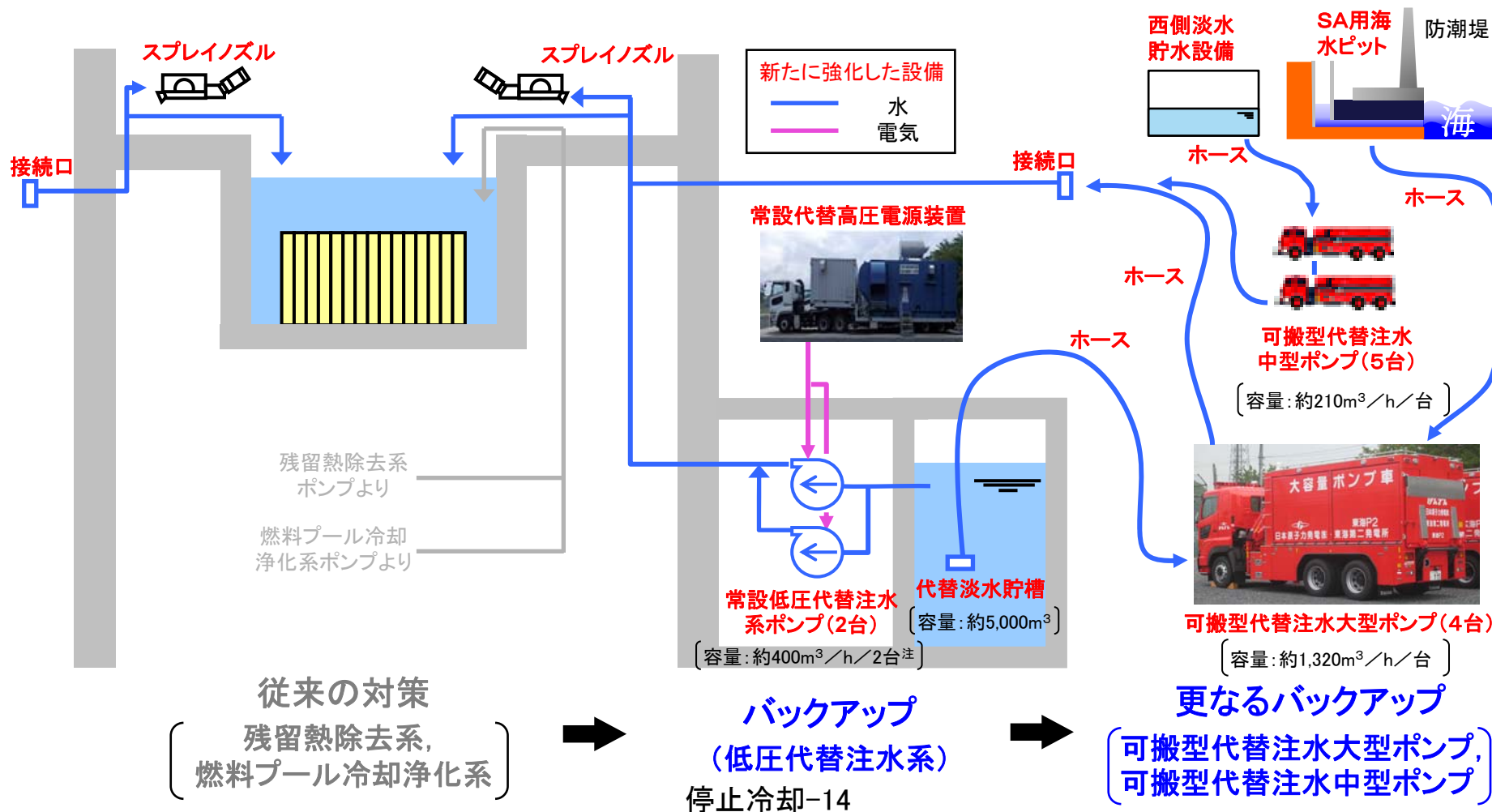
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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



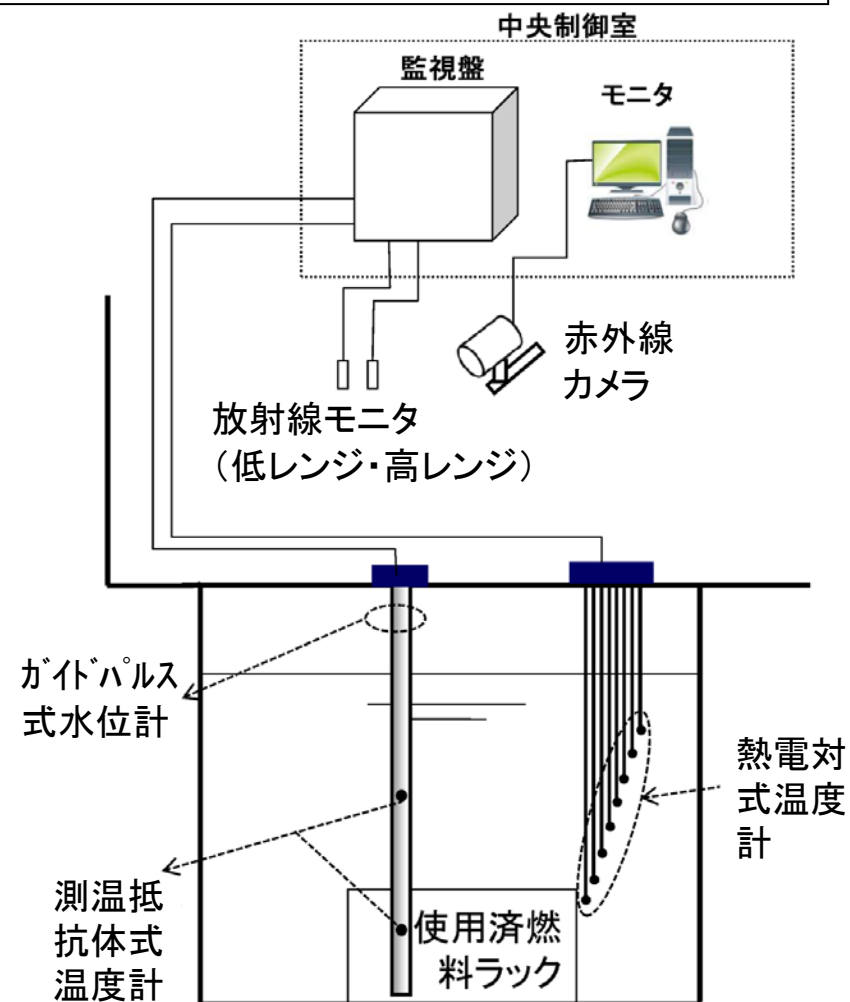
4. 事故の教訓に基づく安全対策

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 ・SFP底面 近傍まで 連続測定可能 ・ 耐環境性向上 (~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** ・ 燃料頂部付近まで8点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~100°C蒸気環境)
		測温抵抗体式温度計2台 ・ 燃料体付近まで2点 の温度測定可能 ・ 耐環境性向上 (~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 10⁵ Sv/h までを監視 ・ 耐環境性向上 (~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 ・ 赤外線監視機能 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 耐環境性向上 (~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 停止冷却-15

【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

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

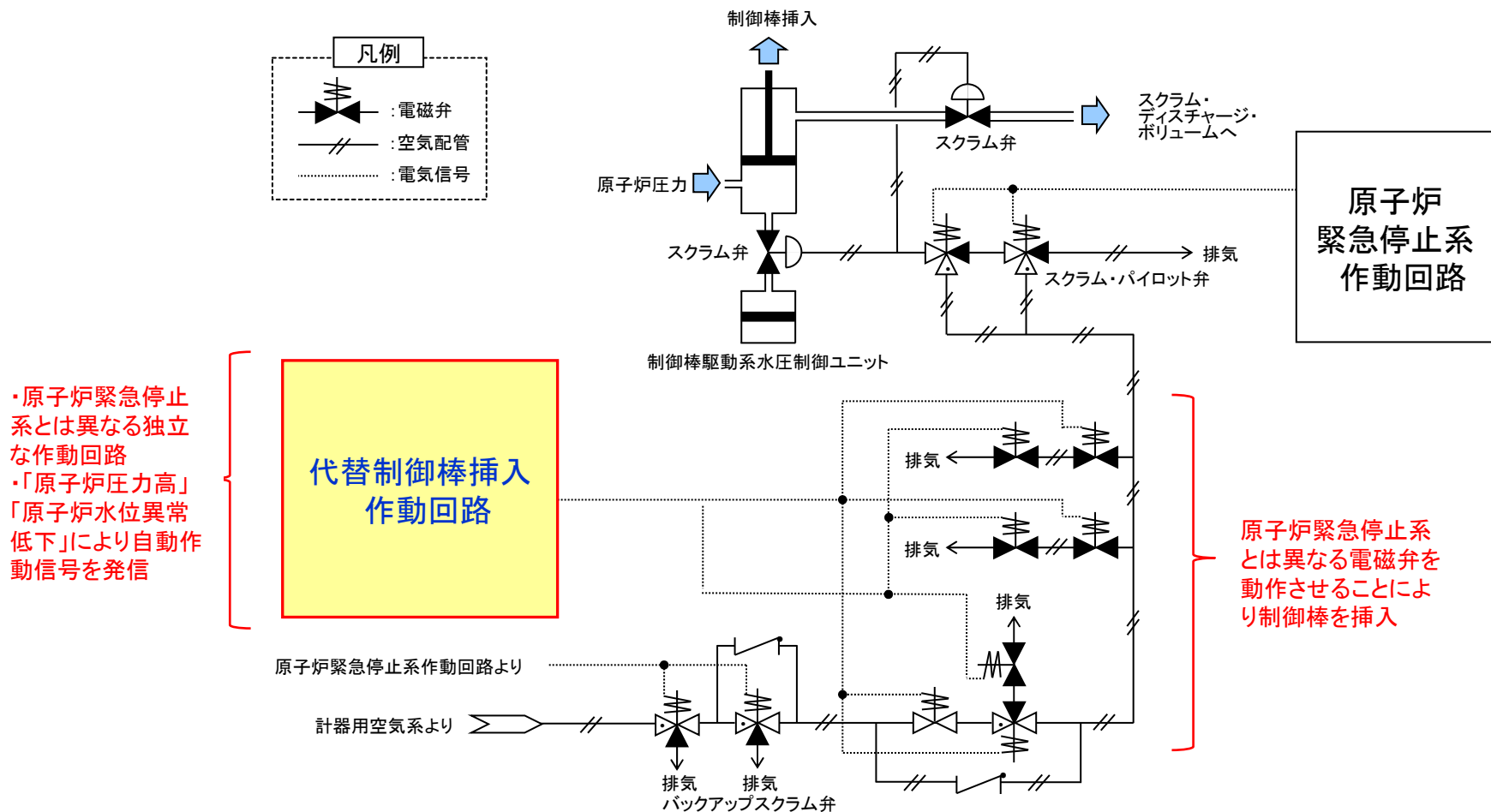


①原子炉の停止機能の強化

【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



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



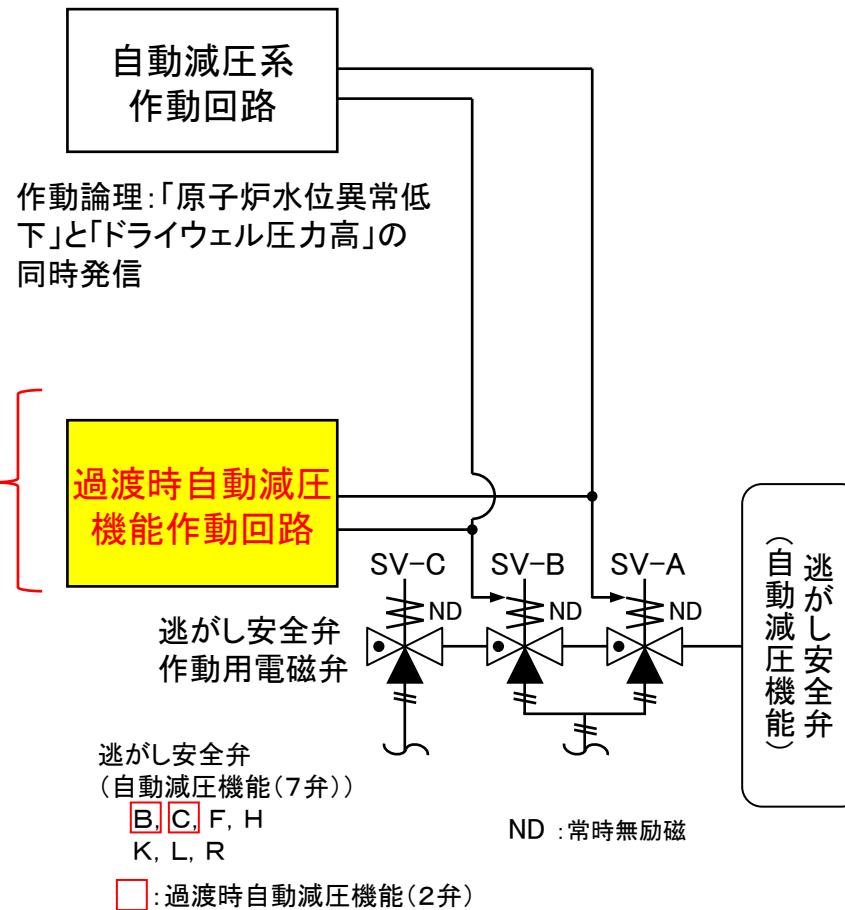
④減圧手段の強化

【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。



2. 原子力発電所の重大事故等対処設備等を含む施設の保全に関する実施方針



○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：

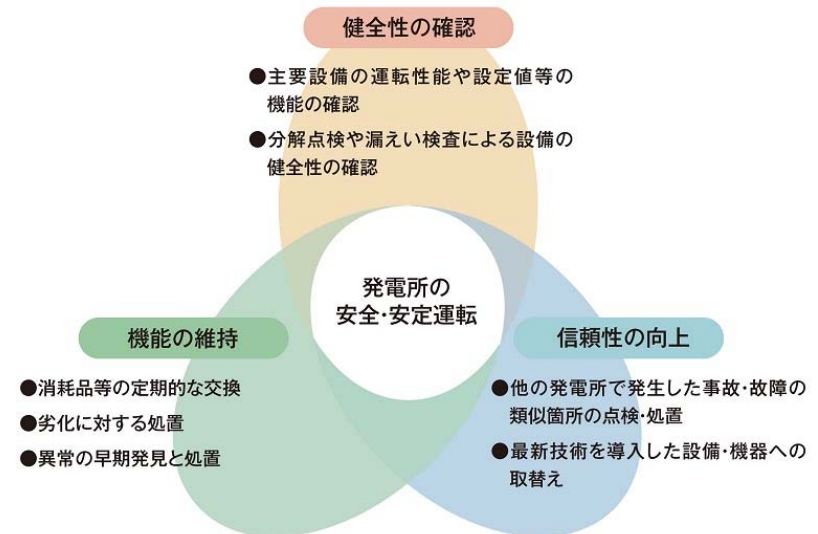
- ・主要な設備が正常に機能することを確認する。
- ・分解点検や漏洩検査によって、設備の機能が維持されていることを点検する。

・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」

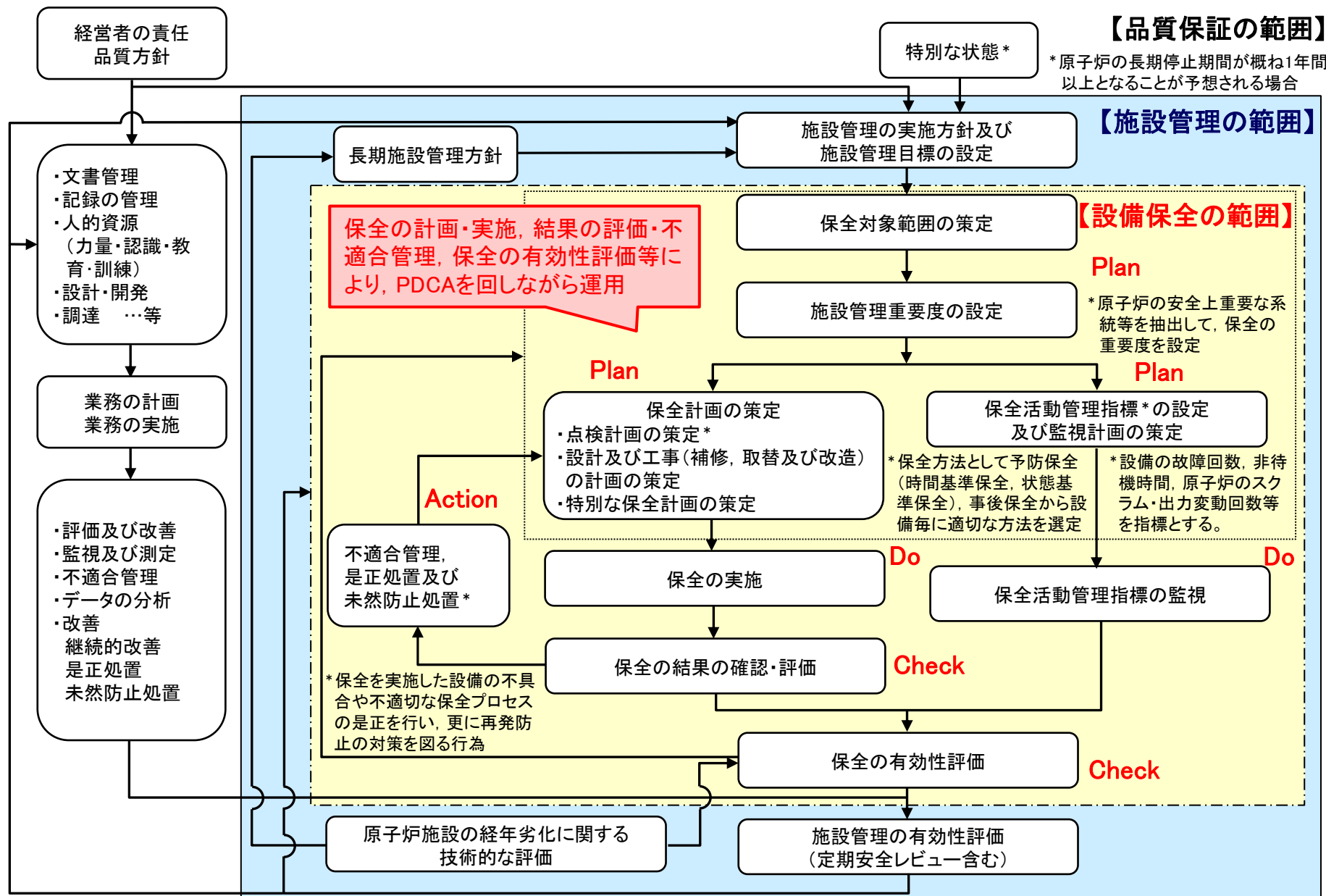
○東海第二発電所では品質マネジメントシステムに基づき、上記の定期的な検査等を含め、**発電所施設の管理・設備の保全に関して包括的な社内ルール***を定め、**PDCAを回しながら運用**している。〈別紙1参照〉

*「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



<別紙2> 重大事故等対処設備の機能確認の時期, 頻度等の設定方針



- 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。

<別紙3> 重大事故等対処設備の機能確認の内容, 頻度(代替電源設備)



○ 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*1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)*1 (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 *3	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*2		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1カ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1カ月に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カ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器*4)	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*2		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*2	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*5)	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カ月に1回)

*1 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。

*2 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)

*3 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)

*4 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

*5 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

<別紙4> 重大事故等対処設備の機能確認の内容, 頻度(代替注水設備)



- 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*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(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)* ¹ (重大事故等対処設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等) 	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"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回)
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"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度:1か月に1回)
—	—	—	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"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査*³ ・車両の走行確認 (定期試験頻度:1か月に1回)

*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

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。

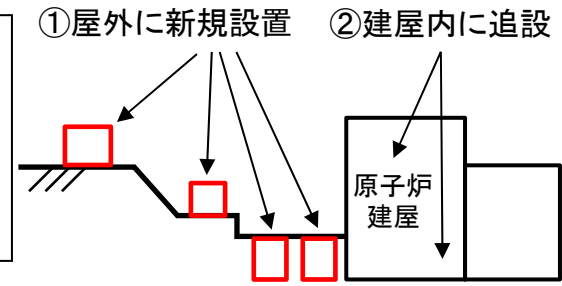
・独立性及び位置的分散の確保	: 対応する設計基準事故対処設備(既存設備)との独立性を確保
・環境条件及び荷重条件	: 地震や津波，その他の外部事象時や，重大事故等発生時の温度，放射線，荷重等の使用条件下でも機能を発揮
・操作性	: 重大事故等が発生した場合に確実に操作可能
・試験検査	: 運転中又は停止中に試験又は検査が可能
・切替えの容易性	: 本来の用途以外の用途で重大事故に対処する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切り替えが可能
・悪影響の防止	: 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの
・容量	: 重大事故等の収束に必要な容量を有する

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。〈別紙3参照〉

<別紙> 原子炉建屋内への追設設備の設置場所と配置スペース (1/4)



- 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。

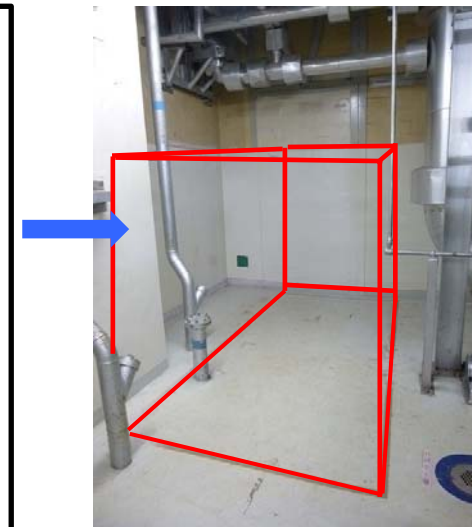
原子炉建屋内(屋内)に設置する主な設備及び屋内の設備等に対する対策			
地震対策(屋内設備の耐震性向上)	溢水対策(機器補強, 浸水防止堰, 水密扉整備, 漏えい検知装置等)	火災対策(耐火壁, ケーブル取替・防火シート, 感知消火設備追設等)	緊急用125V蓄電池, 盤
常設高圧代替注水系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ・代替燃料プール冷却系熱交換器	高圧窒素ボンベ・蓄電池(逃がし安全弁作動用)
代替燃料プール注水系 常設スプレイヘッド	格納容器ペDESTAL防護対策	格納容器頂部注水系(常設)	静的触媒式水素再結合器

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

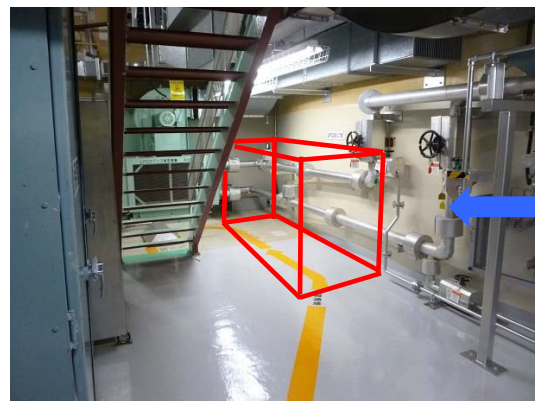
* 建屋の外壁, 外壁境界部の対策は屋外側に区分している。



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

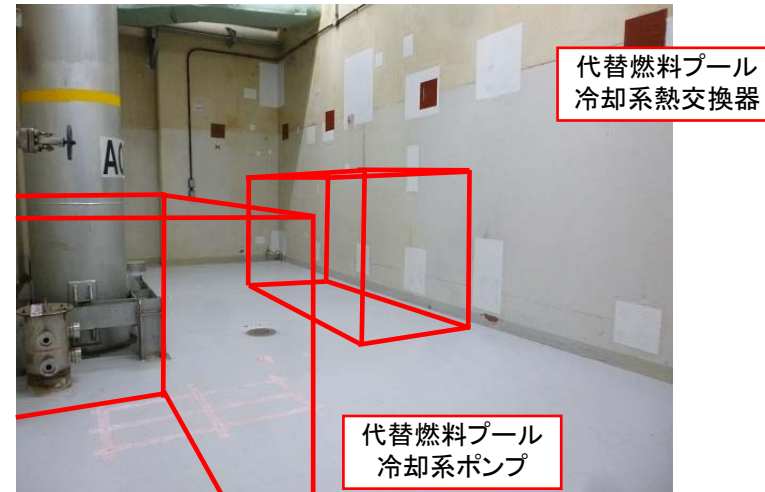
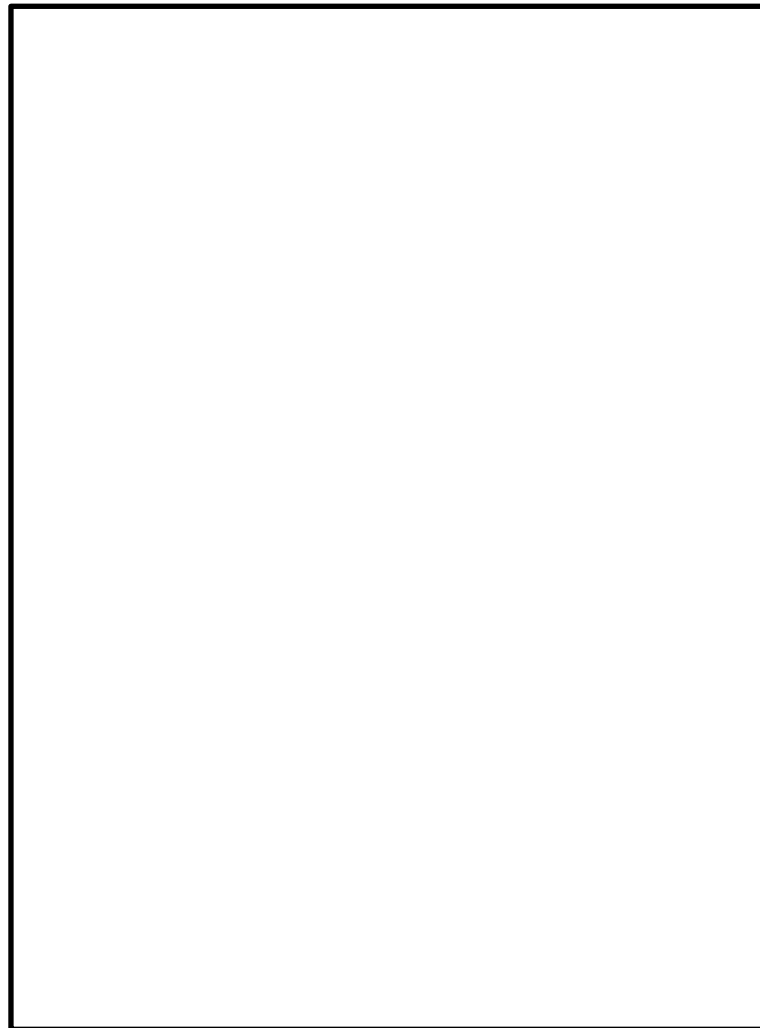


常設高圧代替注水系ポンプ
設置場所イメージ



<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)

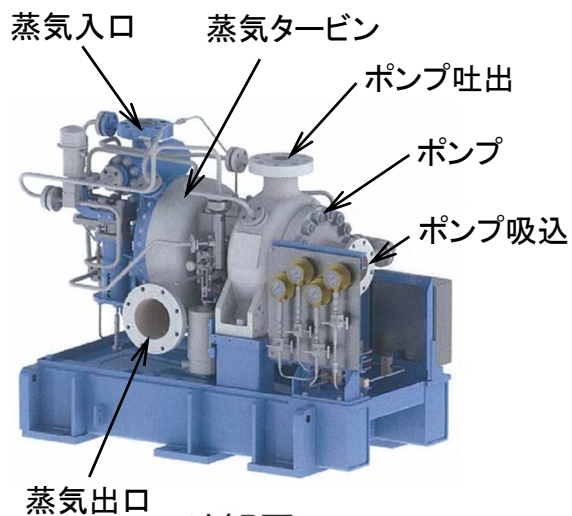
原子炉建屋内の高圧代替注水系及び代替循環冷却系の配置場所



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

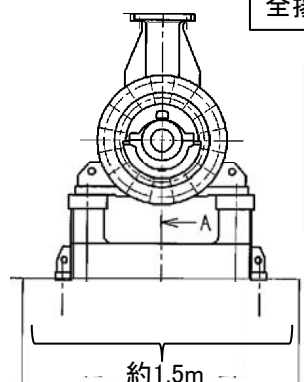
原子炉建屋内の代替燃料プール冷却系の設置場所

<別紙> 原子炉建屋内への追設設備の設置場所と配置スペース (4/4)

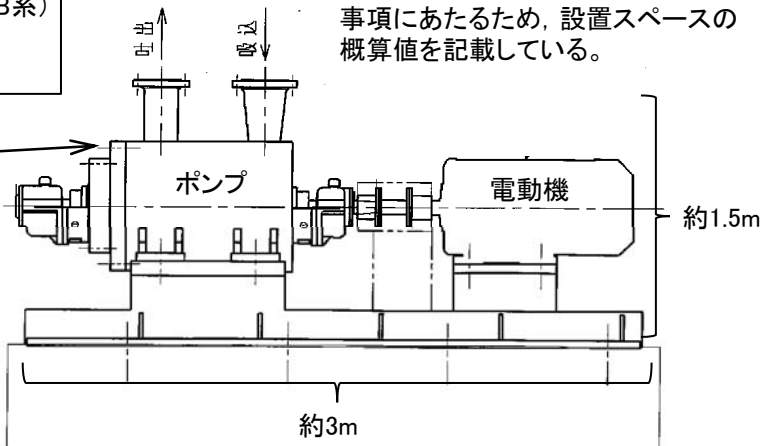


外観図

台数 : 2台 (A系, B系)
 容量 : 250m³/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



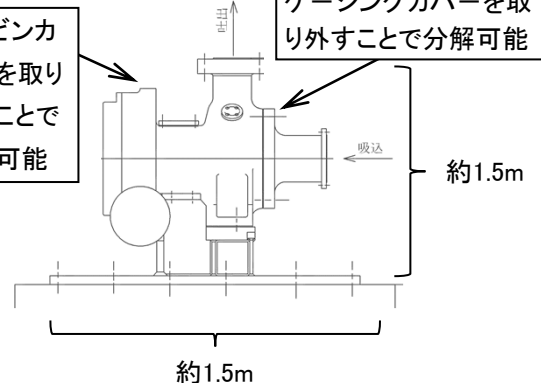
* 各設備の寸法の詳細値は営業秘密事項にあたるため、設置スペースの概算値を記載している。

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137m³/h
 全揚程 : 約900m

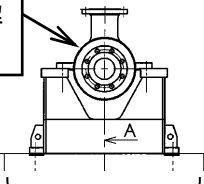
タービンカバーを取り外すことで分解可能

ケーシングカバーを取り外すことで分解可能

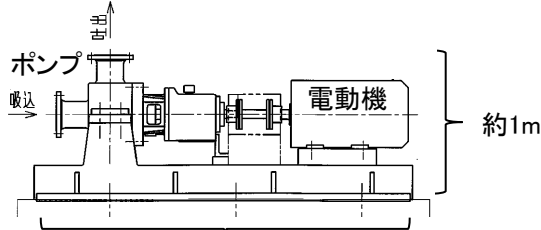


常設高圧代替注水系ポンプ外観図及び主要仕様

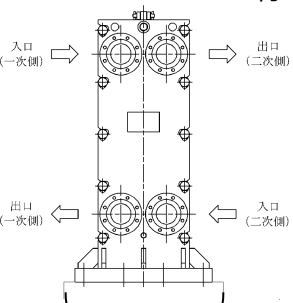
ケーシングカバーを取り外すことで分解点検可能



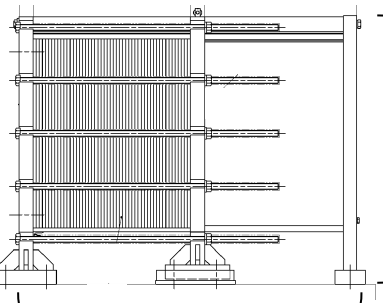
約1m



約1m



約0.5m



約1.5m

台数 : 1台
 容量 : 約124m³/h
 全揚程 : 約40m
 熱交換器容量 : 約2.31MW
 伝熱面積 : 51.1m²以上

約1m

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


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

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

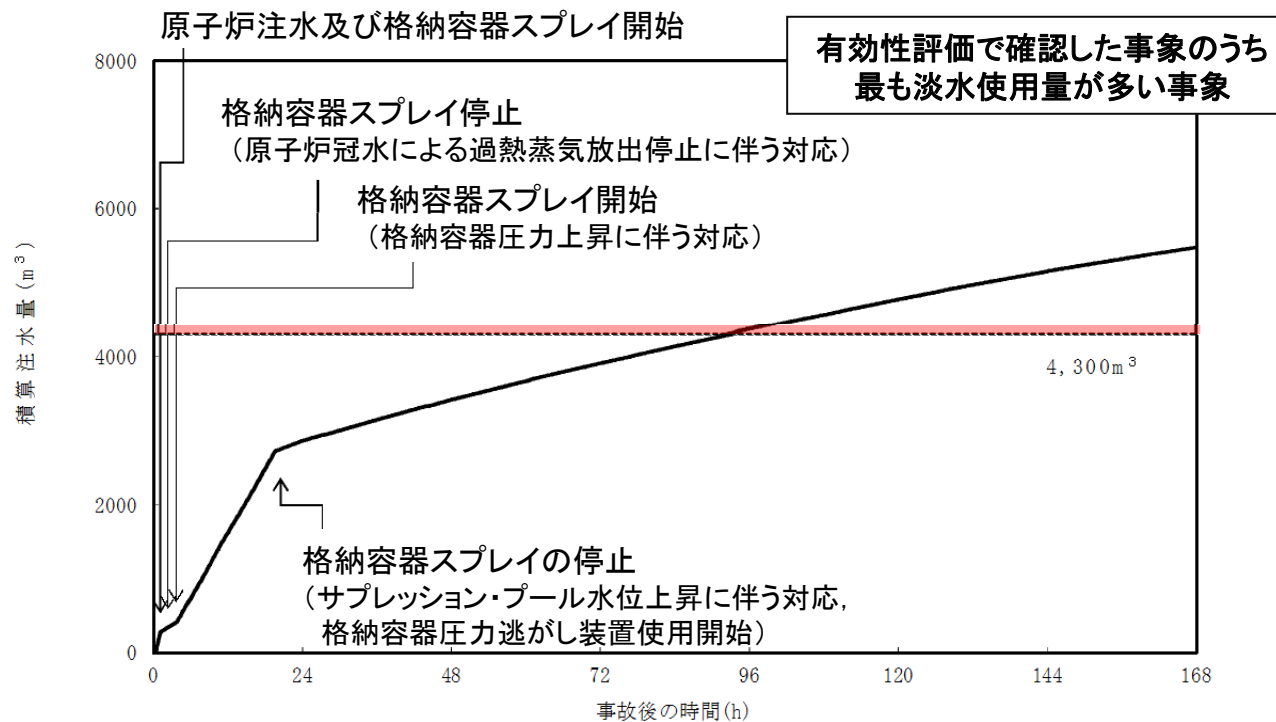
No.	設備名称	容量	台数, 予備	設定根拠
1	常設高圧代替注水系ポンプ	約136.7m ³ /h/台	1台*	原子炉停止後15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止できる流量を確保 *全交流動力電源喪失時の原子炉高圧時の注水手段としては、既存設備の原子炉隔離時冷却系(RCIC)もある。
2	常設低圧代替注水系ポンプ	約200m ³ /h/台 (約400m ³ /h/2台)	2台*	・重大事故等対策の有効性評価で、事象発生後初期の原子炉への注水流量を最大 378m³/h としている。ポンプ2台運転においてこれを上回る容量を確保 ・別紙に示す各注水ケースを容量が上回ることを確認 *本ポンプ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 ³ /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 ³ /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(124m³/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 ³ /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 834m³/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 ³	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 4,300m³ を上回る容量 *7日間で約 5,490m³ を使用する。
7	西側淡水貯水設備	約5,000m ³	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

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

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>

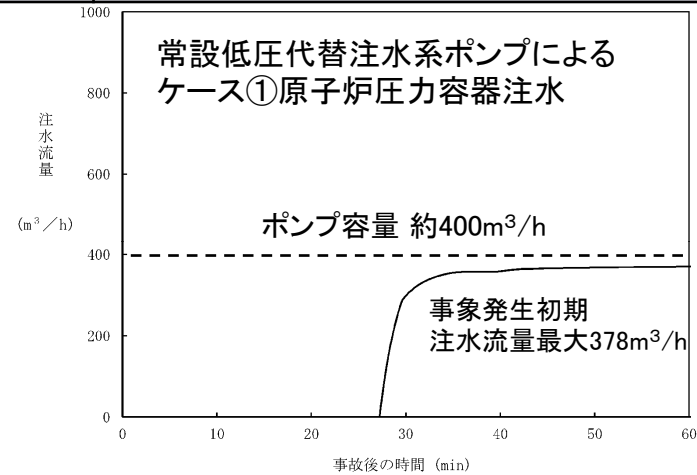
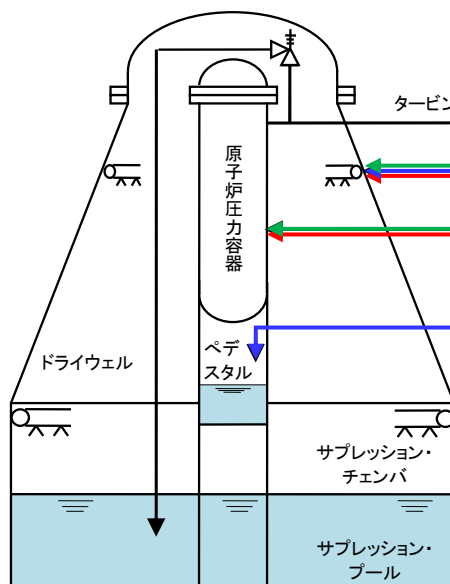
第3表 可搬型の冷却設備の容量, 流量, 台数等の考え方

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 ³ /h/台	2台(1台×2セット) + 予備2台*	<ul style="list-style-type: none"> ・最も注水量が多くなる, 原子炉注水(50m³/h), 格納容器スプレイ(130m³/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m³/h)を同時に実施可能な容量を確保(合計196m³/h以上) ・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*
9	可搬型代替注水 中型ポンプ	約210m ³ /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"> ・最も注水量が多くなる, 原子炉注水(50m³/h), 格納容器スプレイ(130m³/h)及び使用済燃料プールへの注水(16m³/h)を同時に実施可能な容量を確保(合計196m³/h以上) ・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
10	可搬型代替注水 大型ポンプ(放水用)	約1,380m ³ /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 ³ /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 ³ /h	—	—	—	事象発生初期の注水段階の流量(最大378m ³ /h)
②	230m ³ /h	130m ³ /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 ³ /h)
③	—	300m ³ /h	80m ³ /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 ³ /h)
④	50m ³ /h	130m ³ /h	—	114m ³ /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 ³ /h)



停止冷却-34

常設低圧代替注水系
ポンプ(A), (B)

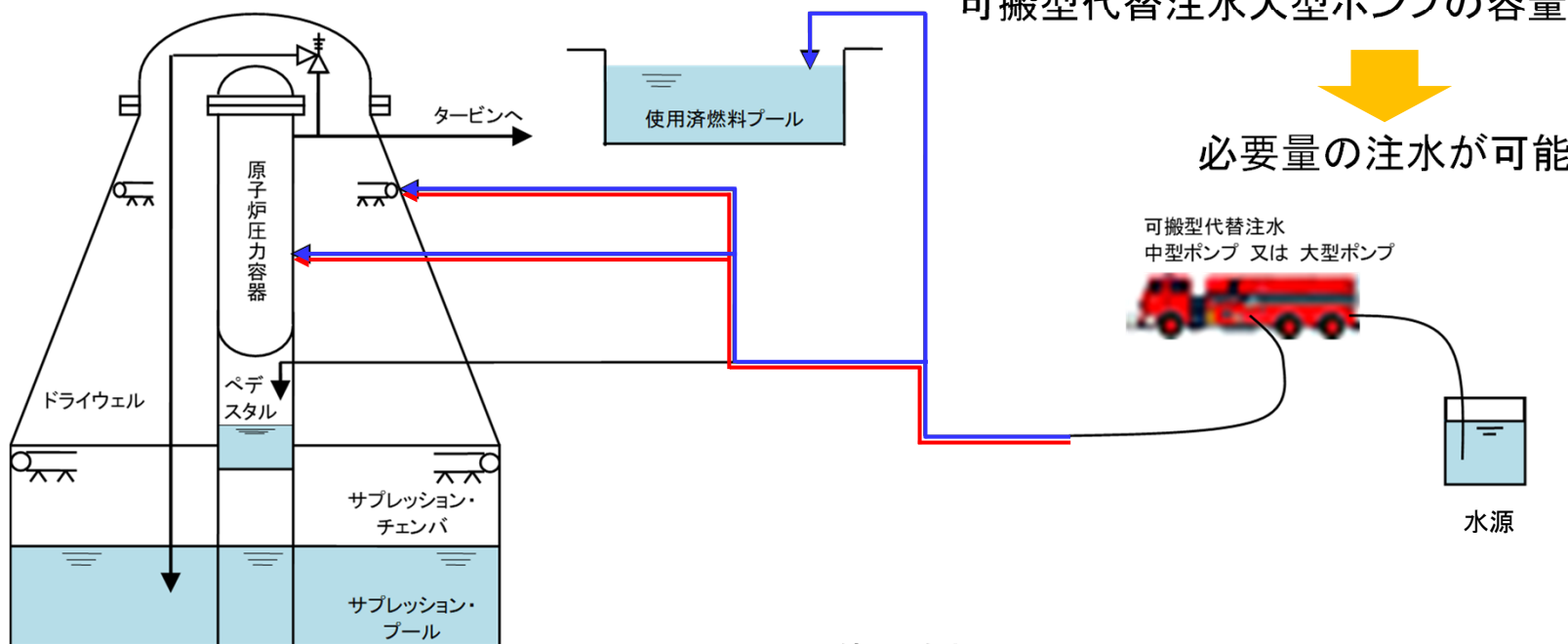
代替淡水貯槽

常設低圧代替注水系ポンプ容量:
約400m³/h(約200m³/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 ³ /h	130m ³ /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 ³ /h)
②	50m ³ /h	130m ³ /h	—	16m ³ /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 ³ /h)



<別紙2> 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)