

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

- 重大事故等対処設備

(No.67,76,77,78関連)

令和元年8月2日

東北電力株式会社

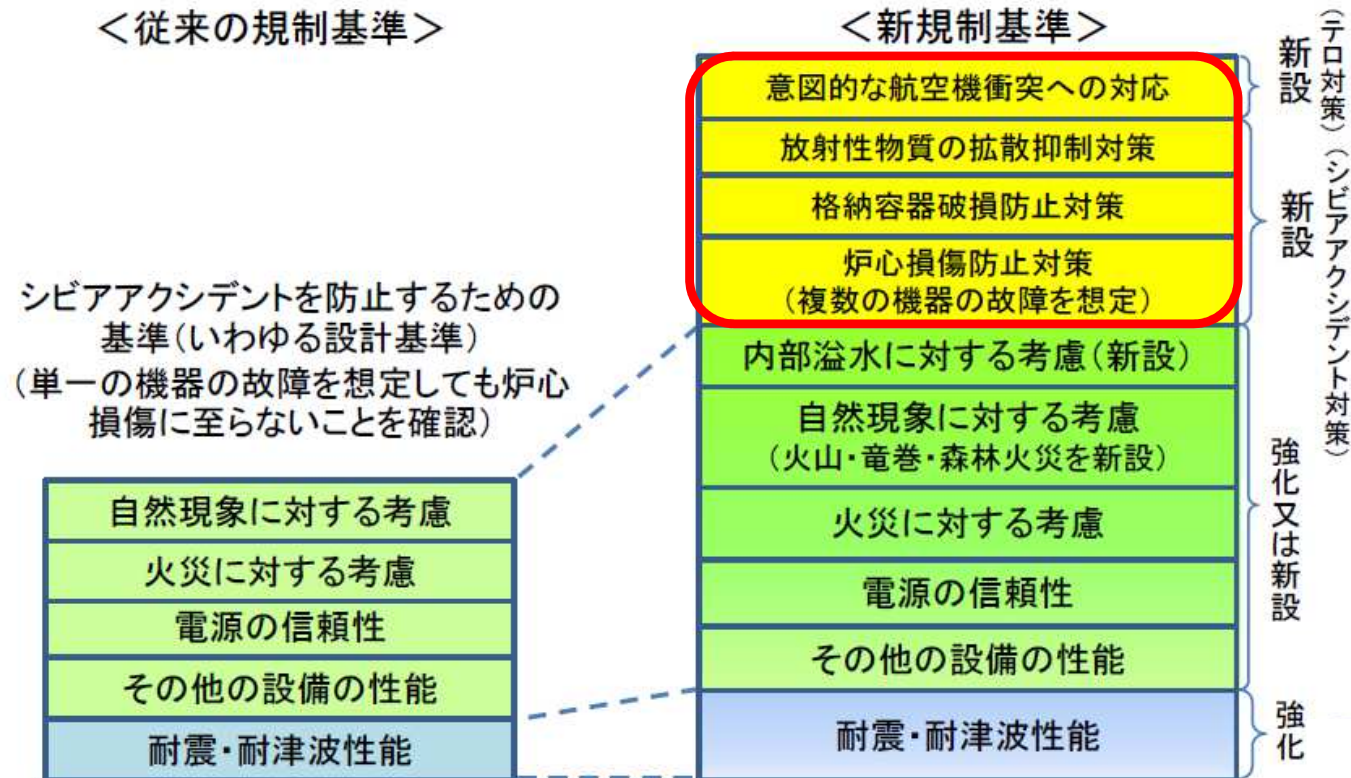
1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要)
2. 主な重大事故等対処設備
3. 適合性審査の状況
4. これまでのご意見に対する回答
5. 参考



1. はじめに

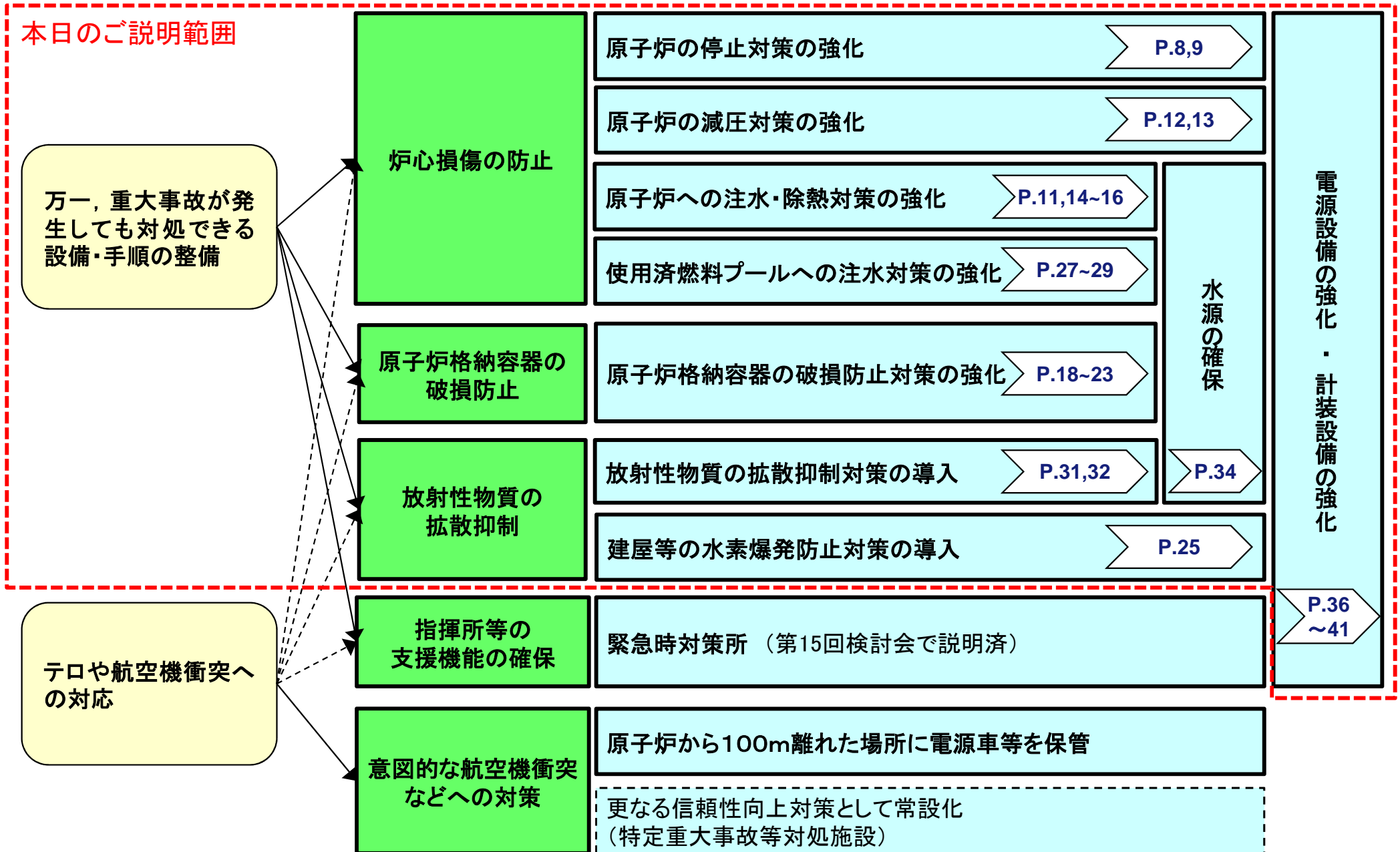
1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要 1/3)

- 従来, 重大事故対策は, 事業者の自主対策として位置付けられていた
- 福島第一原子力発電所事故の教訓, 海外の最新知見等を踏まえた新規制基準においては, 重大事故が発生した場合に備え, 重大事故の進展を防止するための対策が義務付けられた



1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要 2/3)

■ 万一、重大事故が発生した場合に備え、重大事故の進展を防止するための対策を整備



1. はじめに(重大事故等対処設備の全体概要 3/3)

■炉心損傷の防止

- 万一、共通要因による安全機能の喪失などが発生したとしても炉心損傷に至らせないための対策
(例1) 電源喪失時にも、代替電源により主蒸気逃がし安全弁を開し、代替注水設備による注水が可能となるまで原子炉を減圧
(例2) 原子炉を減圧後、代替注水設備により原子炉へ注水

■原子炉格納容器の破損防止


- 炉心損傷が起きたとしても原子炉格納容器を破損させないための対策
(例1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持しながら圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を設置
(例2) 原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下を図り、放射性物質を低減しつつ排気する原子炉格納容器圧力逃がし装置を設置
(例3) 熔融炉心により原子炉格納容器が破損することを防止するため、熔融炉心を冷却する原子炉格納容器下部注水設備を設置

■放射性物質の拡散抑制

- 原子炉格納容器が破損したとしても敷地外への放射性物質の拡散を抑制するための対策(放水設備、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備の配備)

■意図的な航空機衝突などへの対策

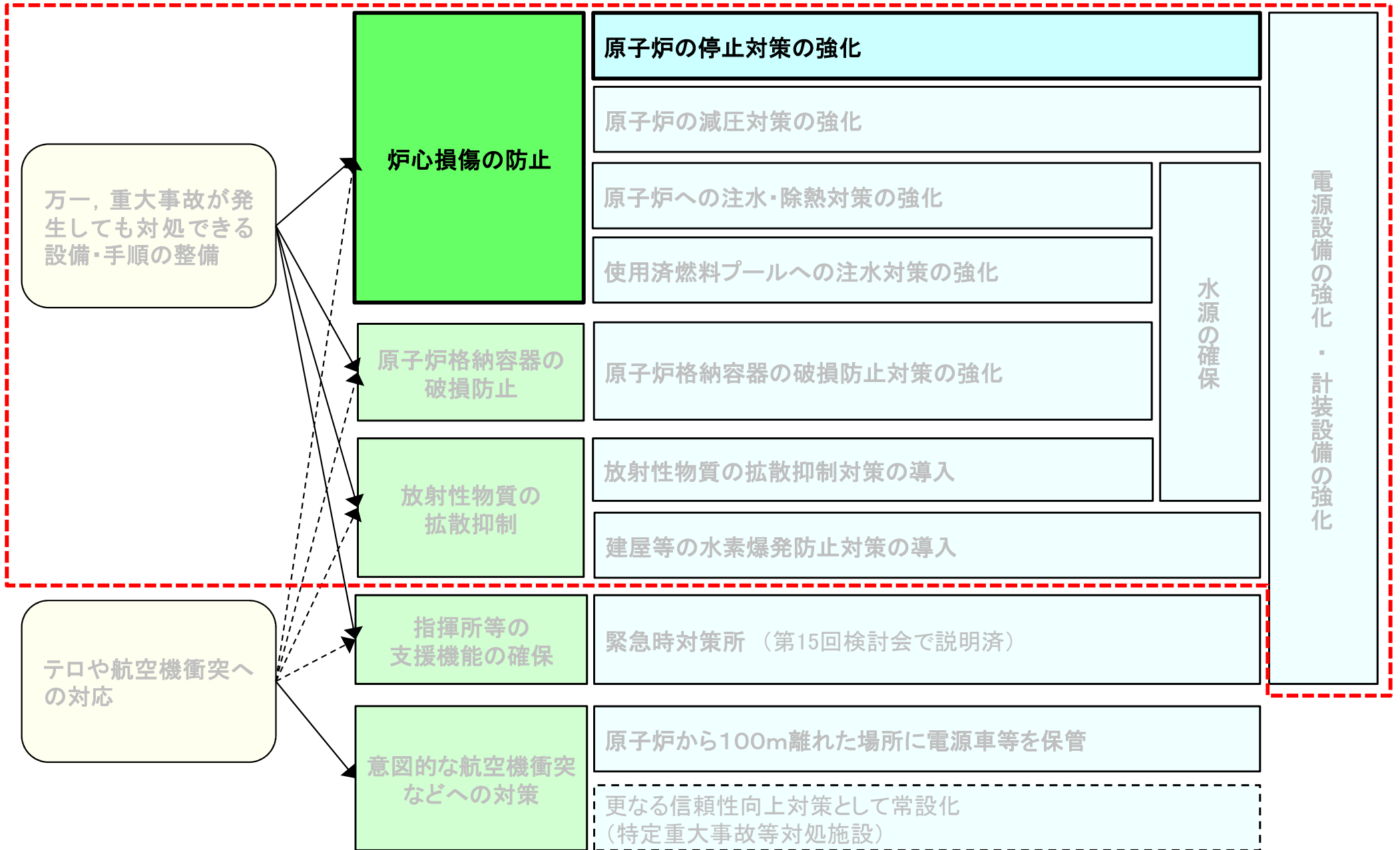
- 可搬型設備を中心とした対策(可搬型設備・接続口の分散配置)



2. 主な重大事故等対処設備

2. 主な重大事故等対処設備

全体概要(p.4)再掲



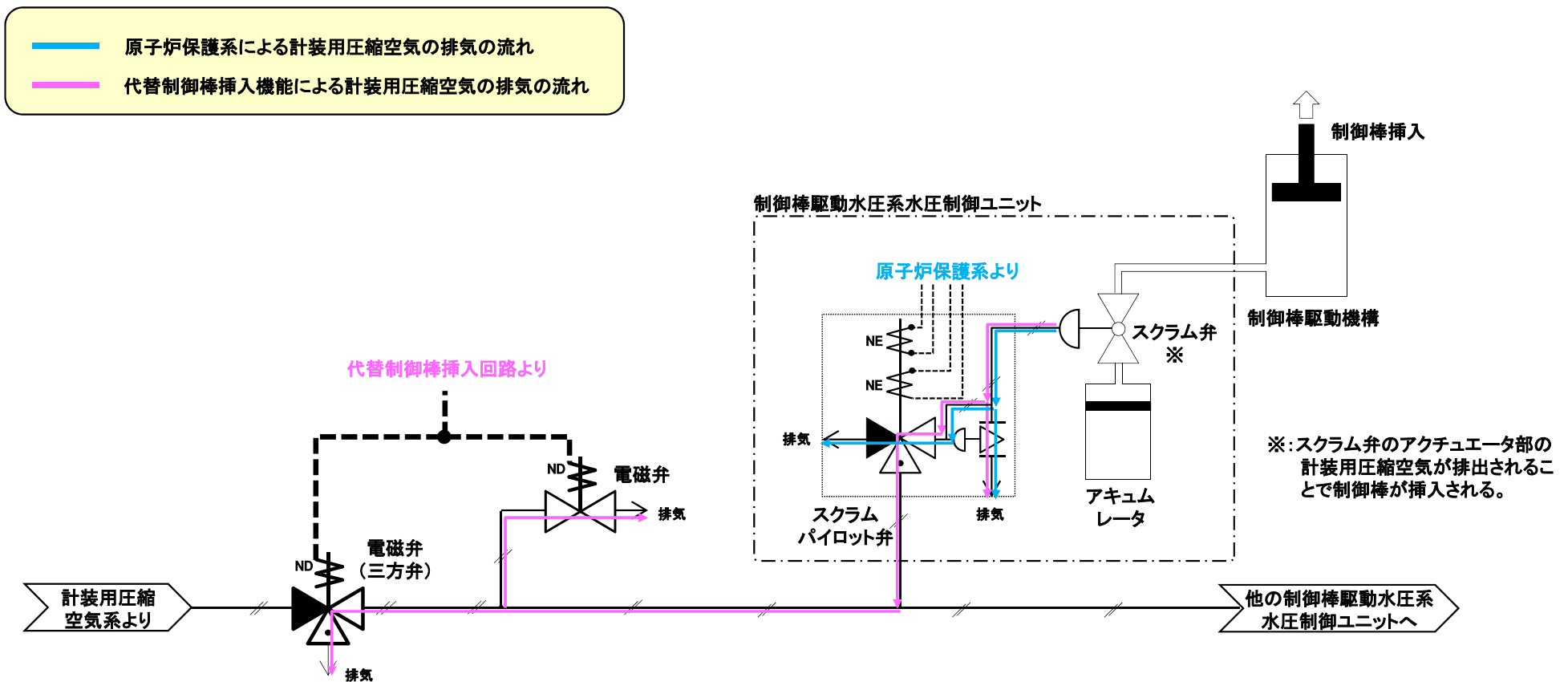
2. 主な重大事故等対処設備

2.1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備(1/2)

■ 原子炉の運転を緊急に停止(原子炉スクラム)することができない事象が発生した場合においても、原子炉を未臨界にするため、以下の対策を実施

➤ 代替制御棒挿入機能の整備

- 既設の原子炉保護系と独立した代替制御棒挿入回路により、制御棒駆動水圧系の空気配管内の圧縮空気を排気し、スクラム弁を「開」することで制御棒を挿入させ原子炉を未臨界にする

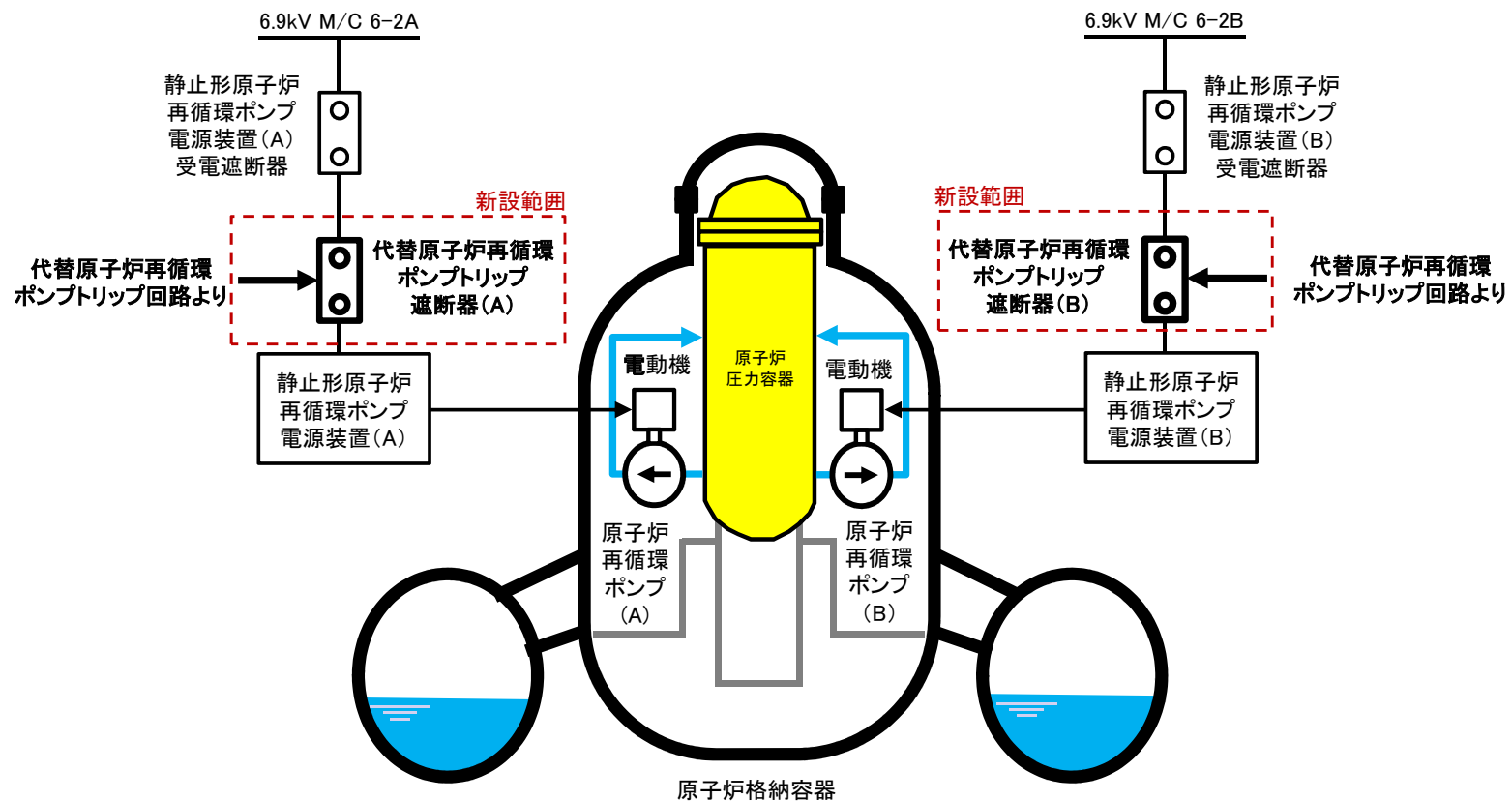


2. 主な重大事故等対処設備

2.1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備(2/2)

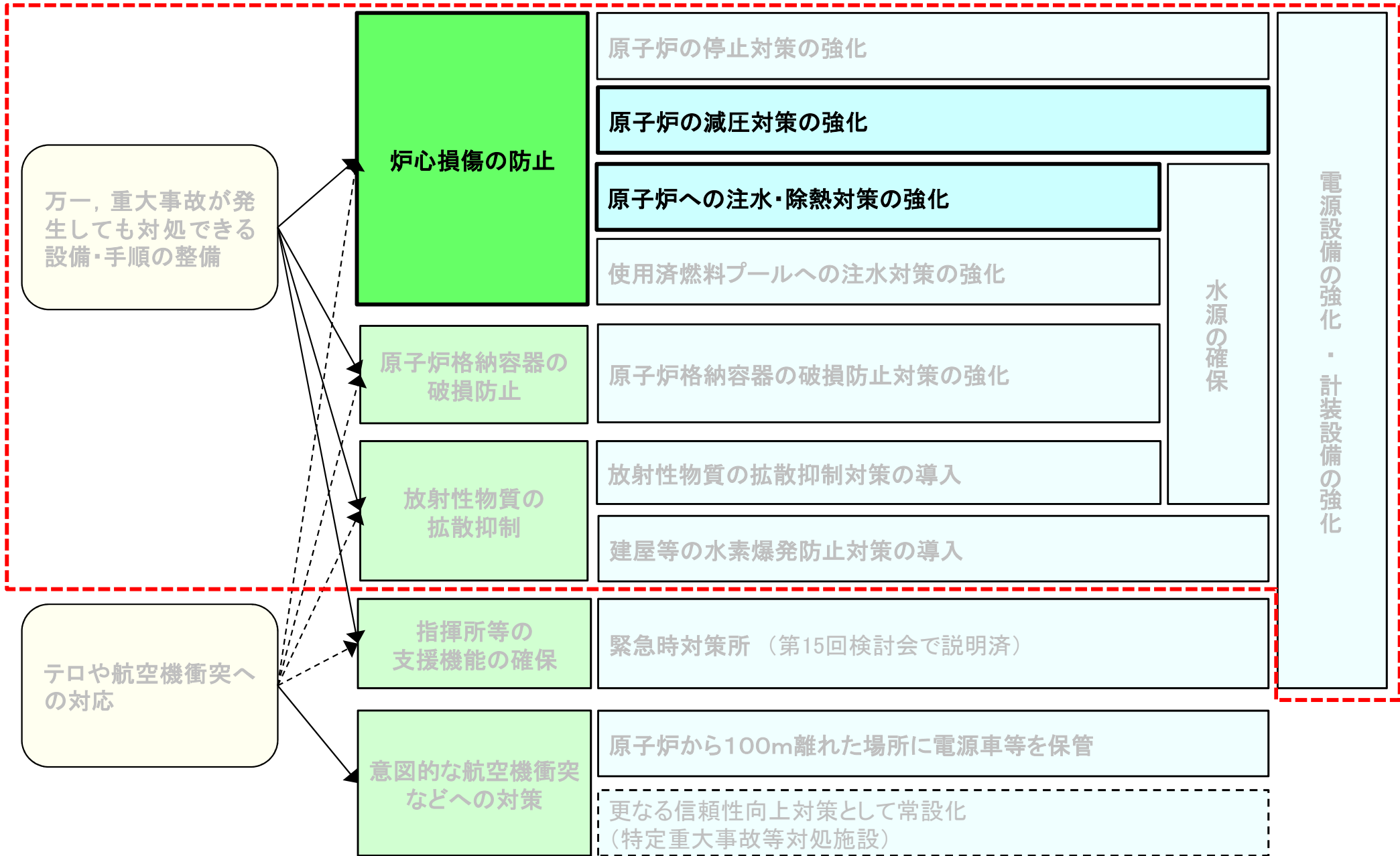
➤ 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の整備【一部新設】

- 既設の原子炉保護系と独立した代替原子炉再循環ポンプトリップ回路により、原子炉再循環ポンプを停止させることで原子炉に負の反応度を印加し、原子炉出力を抑制
- 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により原子炉出力を抑制した後、ほう酸水注入系により原子炉にほう酸水を注入することで、原子炉を未臨界にする



2. 主な重大事故等対処設備

全体概要(p.4)再掲



2. 主な重大事故等対処設備

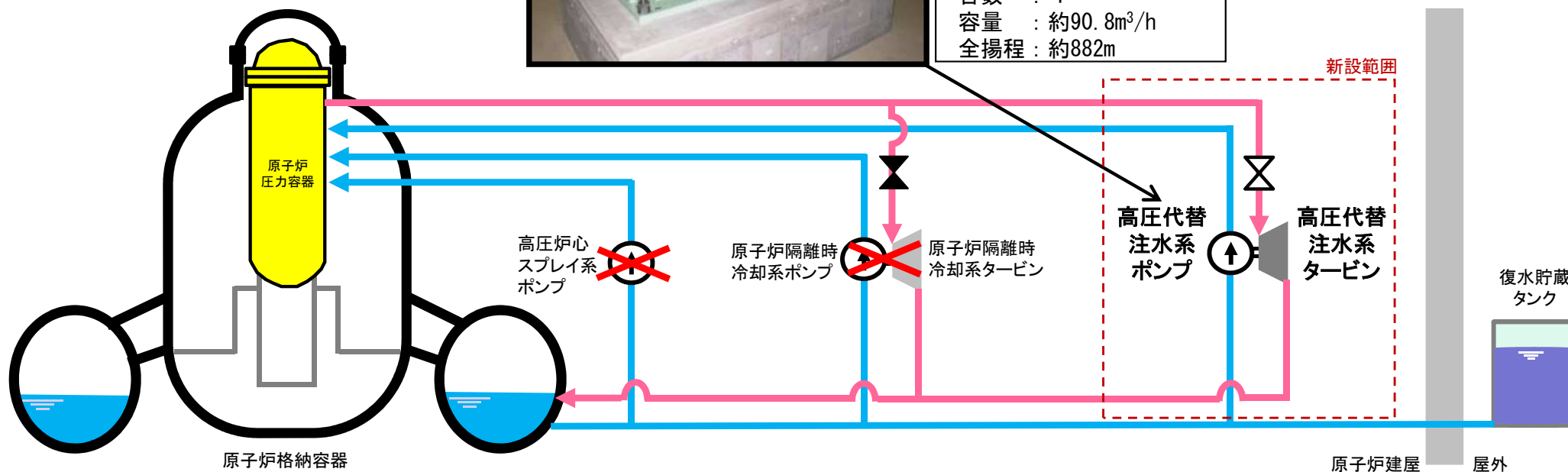
2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備

■ 原子炉高圧時において、既設の高圧注水設備（高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系）が機能喪失した場合でも、原子炉を冷却するため、**高圧代替注水系を設置【新設】**

- 高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動の高圧代替注水系ポンプ等で構成し、復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水
- 新たに設置する代替直流電源設備からの給電を可能とすることで、既設の電源設備が機能喪失した場合でも運転可能
- 仮に全ての電源設備が機能喪失した場合でも、人力により弁を操作することで、起動及び運転継続が可能



・ 高圧代替注水系ポンプ
台数 : 1
容量 : 約90.8m³/h
全揚程 : 約882m



2. 主な重大事故等対処設備

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(1/2)

■ 原子炉高圧時において、既設の原子炉の減圧機能が喪失した場合でも、原子炉を減圧するため、以下の対策を実施

➤ 代替自動減圧機能の整備

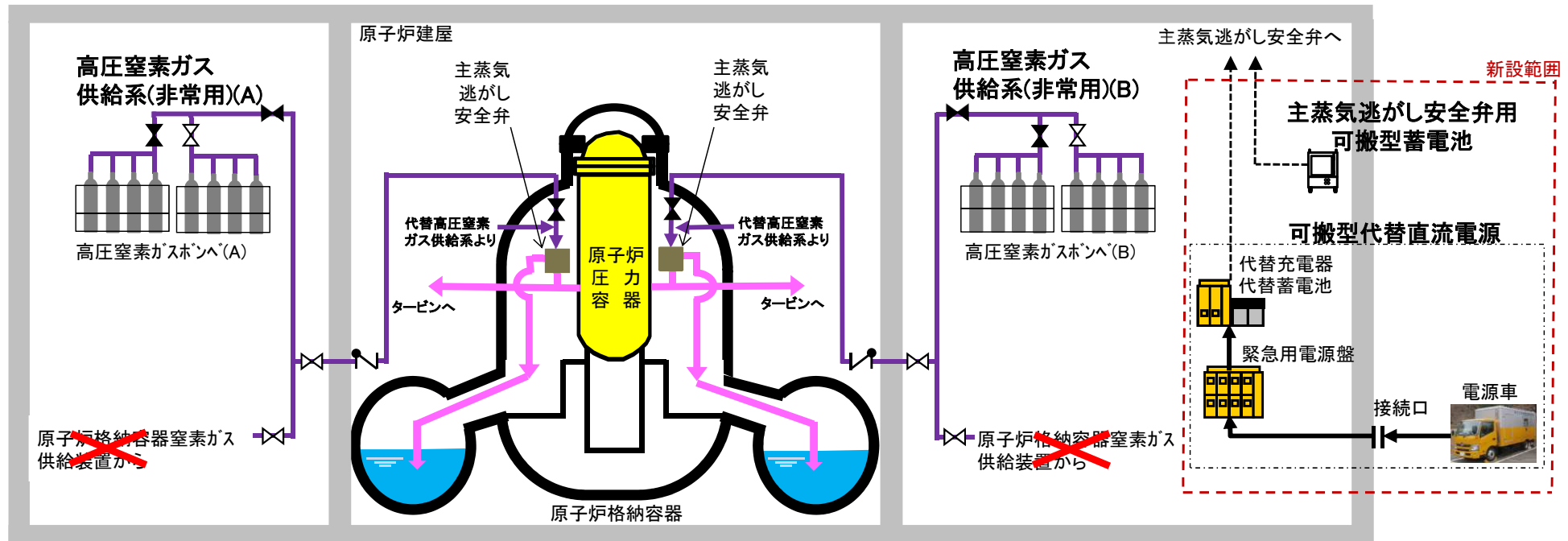
- 既設の自動減圧系の回路と独立した代替自動減圧回路により、主蒸気逃がし安全弁を作動させ原子炉を減圧

➤ 代替直流電源設備からの給電【新設】

- 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な電源設備が機能喪失した場合でも、新たに設置する代替直流電源設備からの給電が可能。さらに、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を新たに配備

➤ 高圧窒素ガス供給系(非常用)の使用

- 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な原子炉格納容器窒素ガス供給装置が機能喪失した場合でも、高圧窒素ガスポンペを供給源として、主蒸気逃がし安全弁の作動が可能

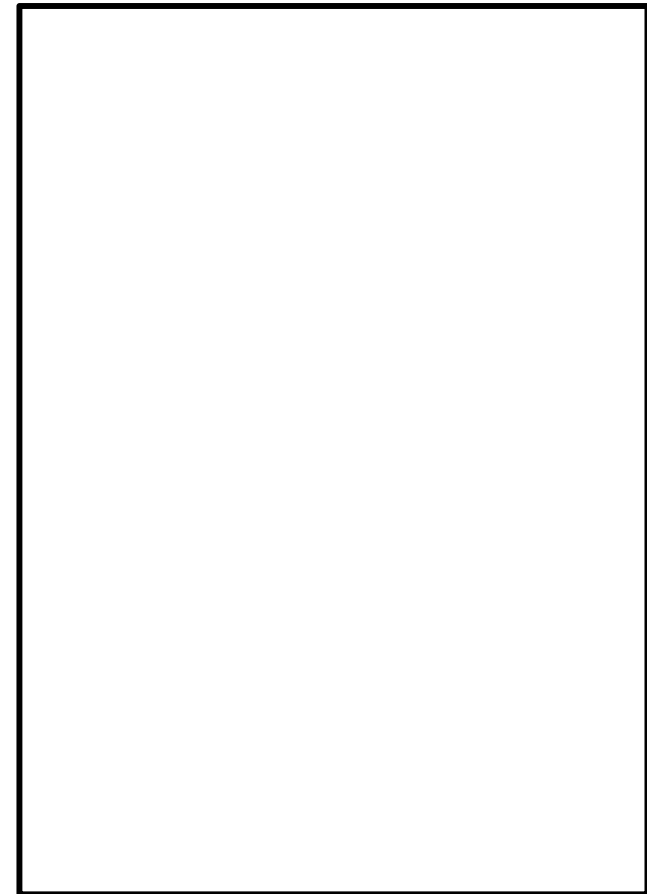
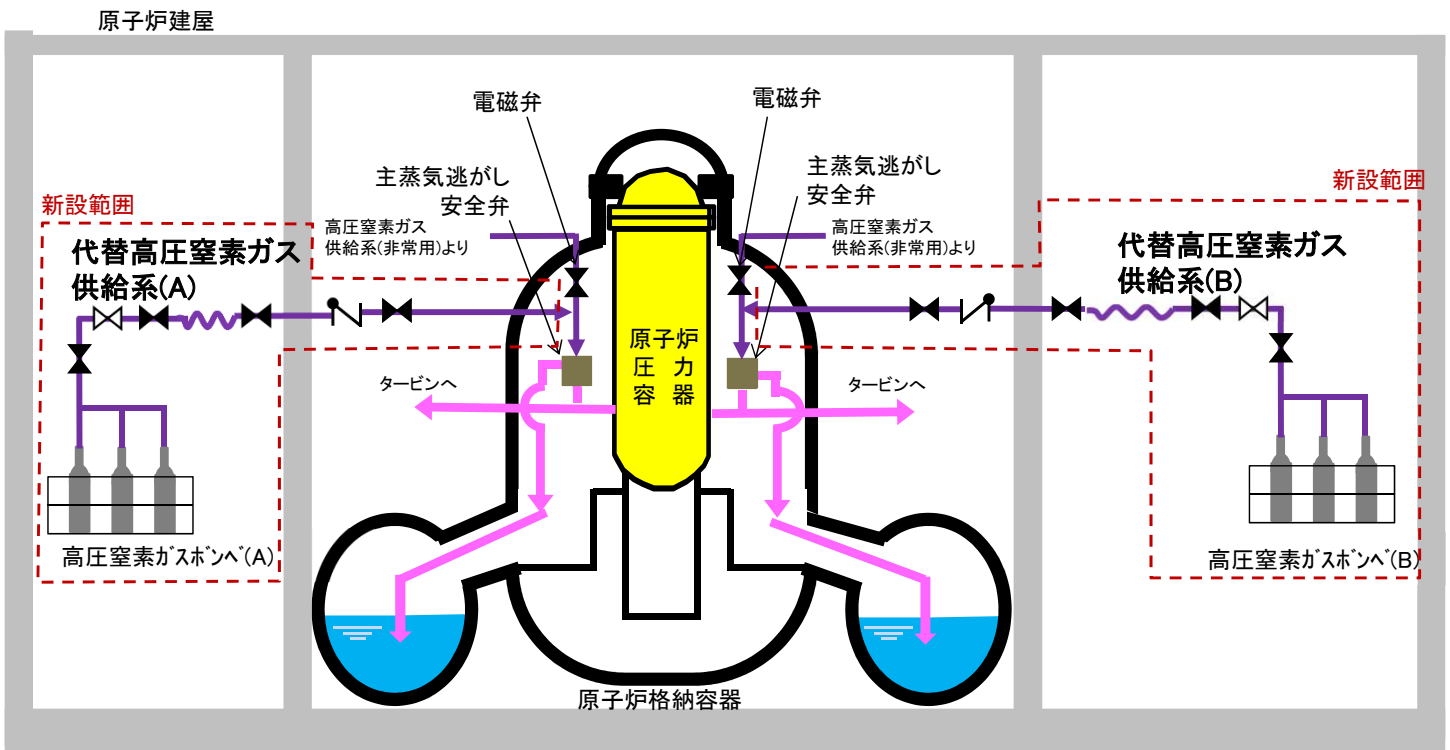


2. 主な重大事故等対処設備

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(2/2)

➤ 代替高圧窒素ガス供給系の設置【新設】

- 高圧窒素ガスポンペを供給源として、原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態(854kPa[gage])に達した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の操作が可能
- 主蒸気逃がし安全弁は、電磁弁動作によりアクチュエータへの窒素の流路を構成し窒素を供給することで開操作するが、代替高圧窒素ガス供給系は、電磁弁動作を必要とせず、直接、主蒸気逃がし安全弁のアクチュエータに窒素を供給することで開操作することが可能



主蒸気逃がし安全弁への窒素供給イメージ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 主な重大事故等対処設備

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備(1/2)

■原子炉低圧時において、既設の低圧注水設備(残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系)が機能喪失した場合でも、原子炉を冷却するため、以下の対策を実施

➤ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の整備【一部新設】

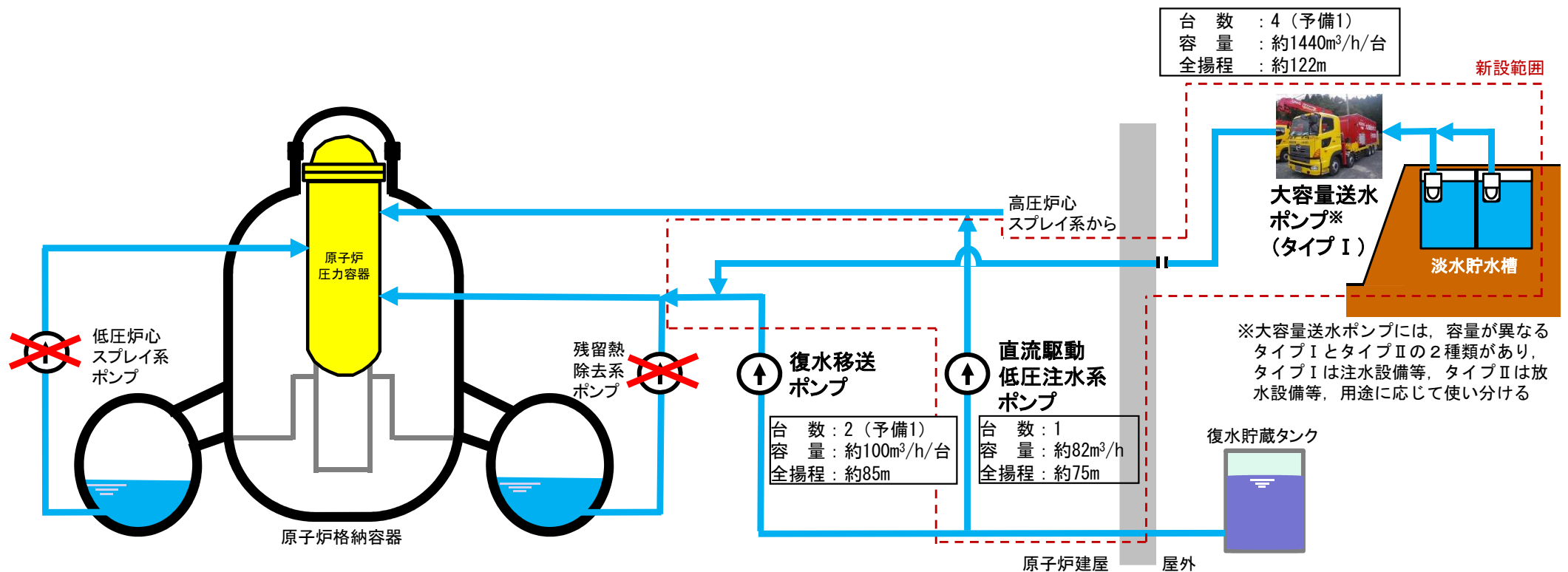
- 代替電源を含む交流電源が使用可能な場合に、復水移送ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を原子炉へ注水

➤ 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)の設置【女川独自対策】【新設】

- 交流電源が使用できない場合に、直流電源駆動の直流駆動低圧注水系ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を原子炉へ注水

➤ 低圧代替注水系(可搬型)の配備【新設】

- 屋外に配備する大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉へ注水



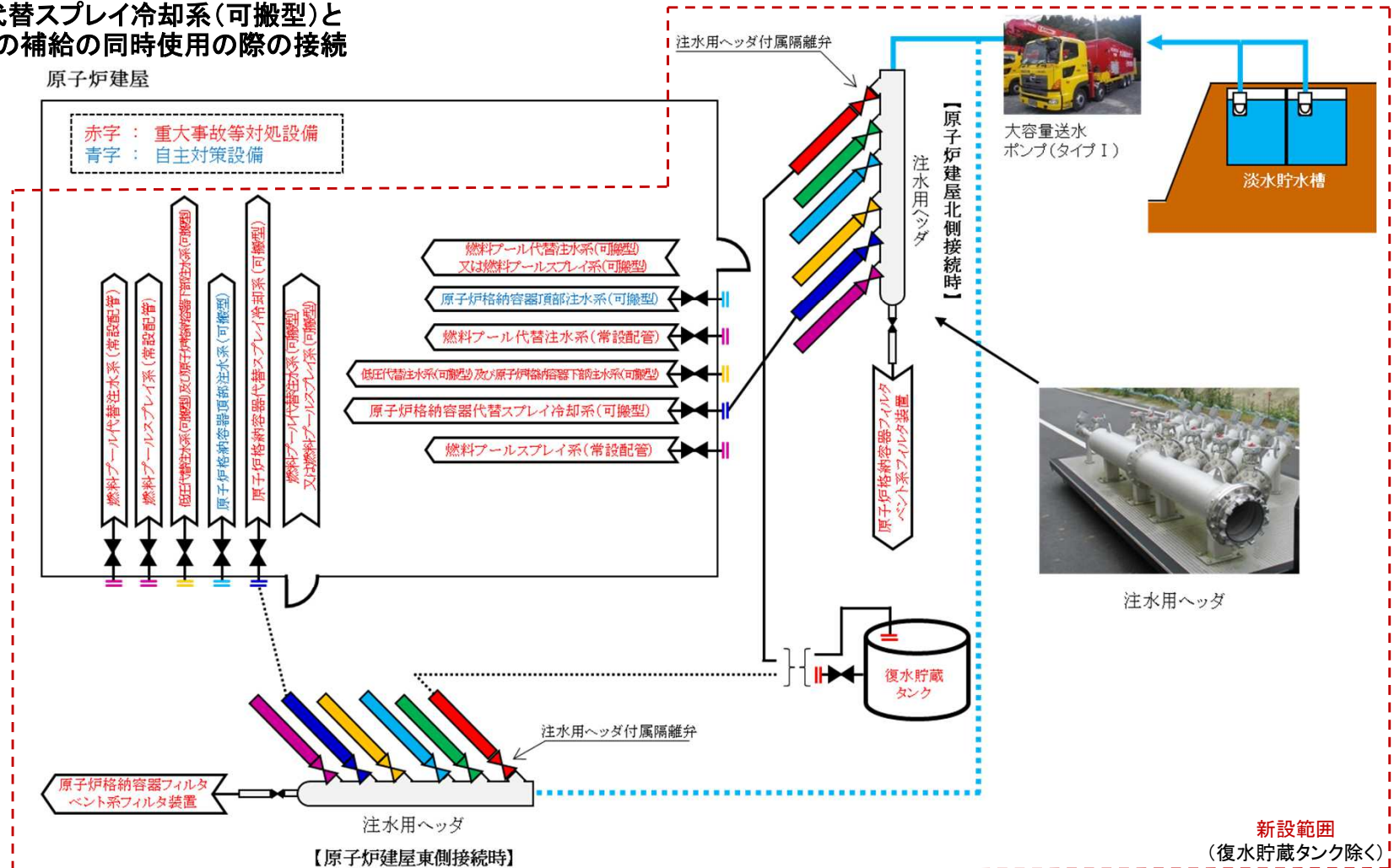
2. 主な重大事故等対処設備

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備(2/2)

▶ 低圧代替注水系(可搬型)等への注水用ヘッダの配備 【女川独自対策】【新設】

- 設置作業の効率化を図るため、注水用ヘッダを使用
- 低圧代替注水系(可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型), 原子炉格納容器下部注水系(可搬型), 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮。さらに, 燃料プール代替注水系(常設配管), 燃料プール代替注水系(可搬型), 燃料プールのスプレイ系(常設配管)又は燃料プールのスプレイ系(可搬型)のいずれか1系統の使用を考慮

(例)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)と復水貯蔵タンクへの補給の同時使用の際の接続



2. 主な重大事故等対処設備

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

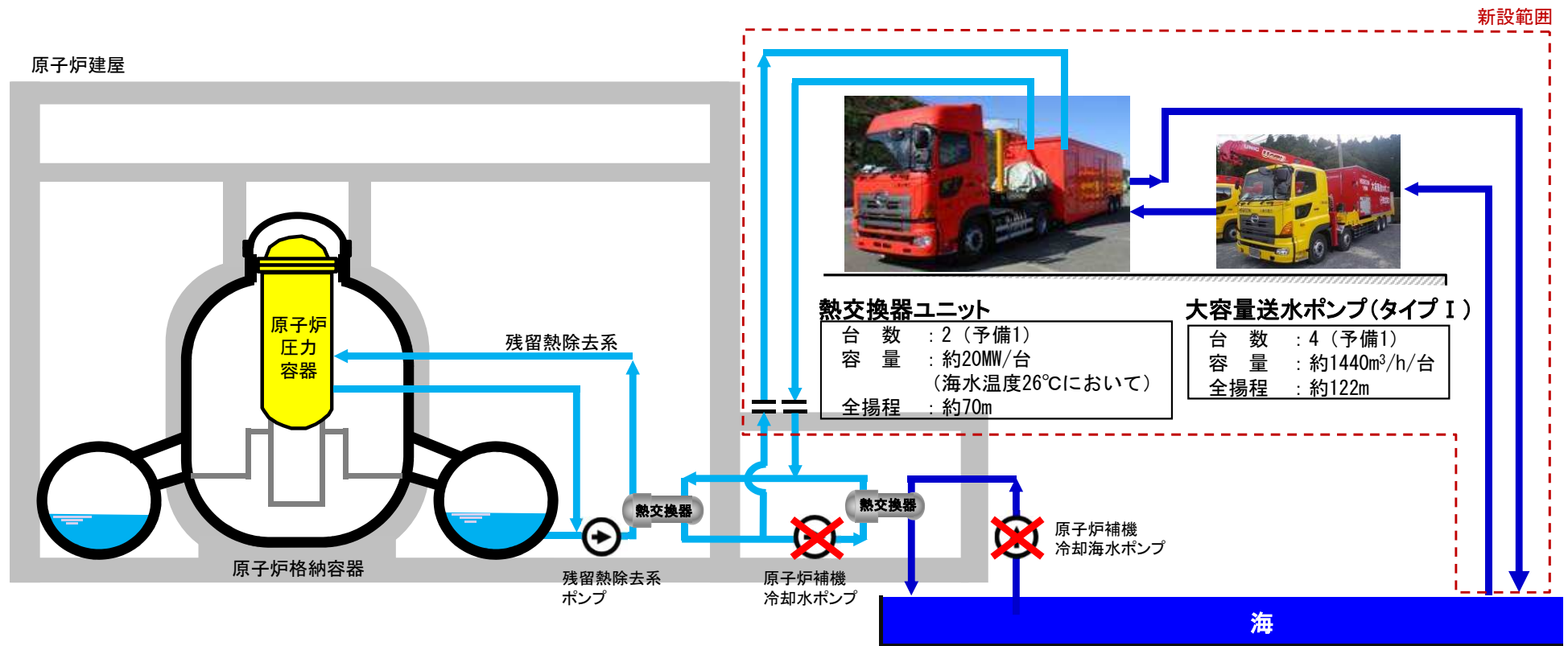
■ 原子炉や原子炉格納容器を除熱するための既設設備（残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系）が機能喪失した場合においても、最終的な熱の逃がし場（海又は大気）へ熱を輸送するため、以下の対策を実施

➤ 原子炉補機代替冷却水系の配備 【新設】

- 残留熱除去系が使用できる場合に、屋外に配備する可搬型の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）により、海を冷却源として除熱

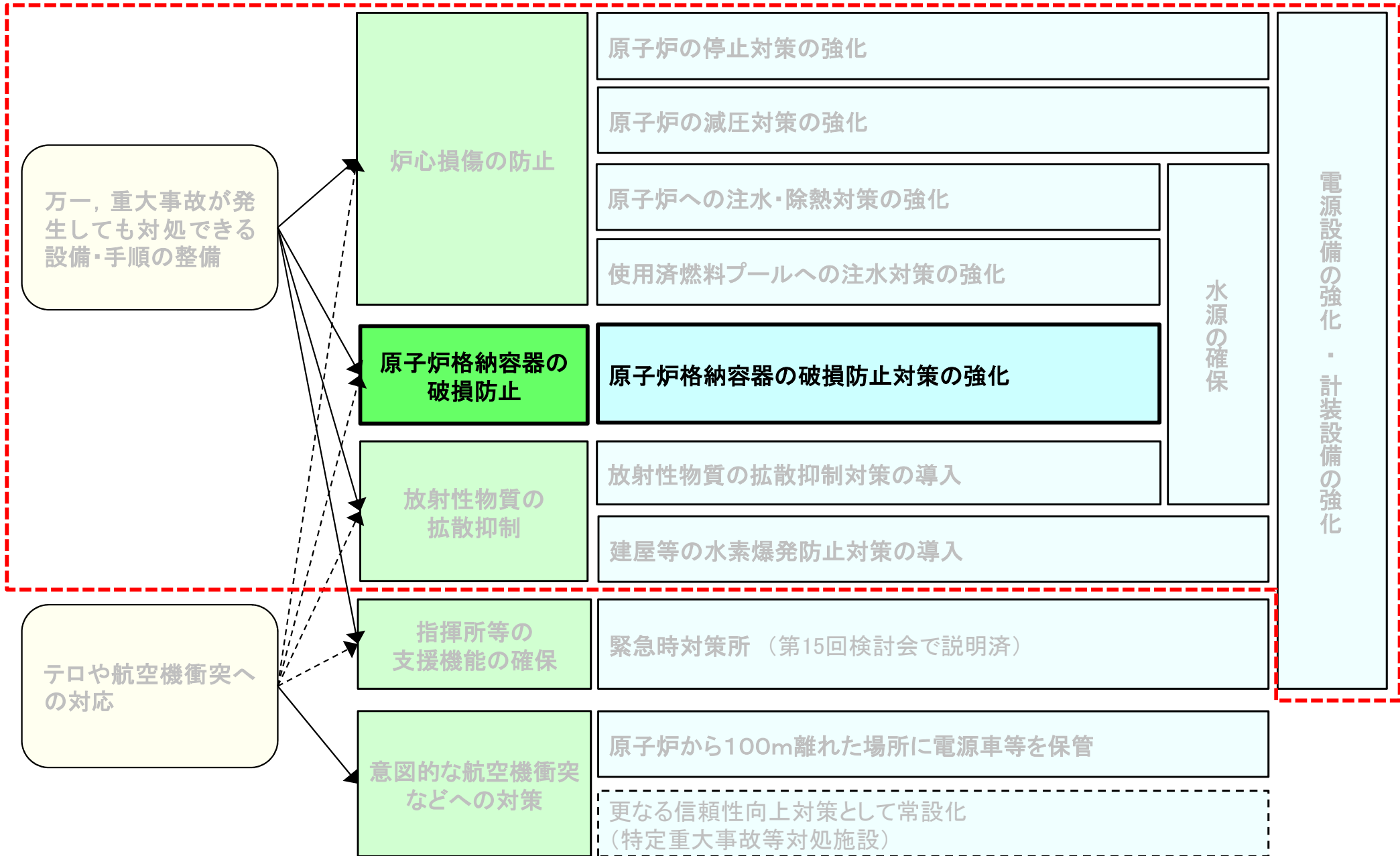
➤ 原子炉格納容器フィルタベント系の設置 【新設】、耐圧強化ベント系の整備

- 残留熱除去系が使用できない場合に、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系により、大気を冷却源として除熱（系統概要図はP.22に記載）



2. 主な重大事故等対処設備

全体概要(p.4)再掲



2. 主な重大事故等対処設備

2.6 原子炉格納容器破損防止対策(1/2) 【意見No.78関連】

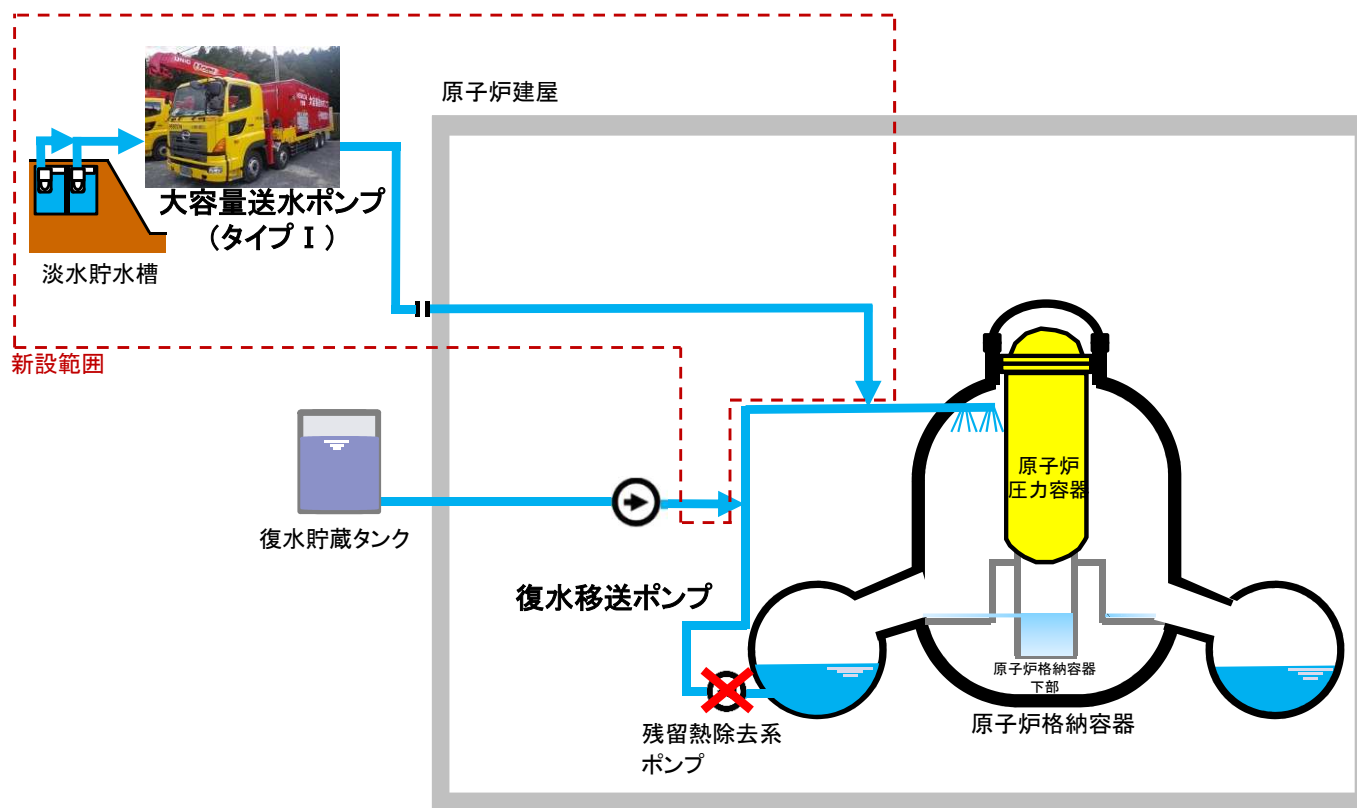
■ 既設の原子炉格納容器内の冷却設備（残留熱除去系）が機能喪失した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、以下の対策を実施

➤ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の整備 【一部新設】

- 復水移送ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を原子炉格納容器内へスプレイ
- スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで原子炉格納容器下部へ注水する機能も有する

➤ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の配備 【新設】

- 屋外に配備する大容量送水ポンプ（タイプI）を用いて、代替淡水源（淡水貯水槽）の水を原子炉格納容器内へスプレイ
- スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで原子炉格納容器下部へ注水する機能も有する



原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

- ・ 復水移送ポンプ
台数：2（予備1）
容量：約100m³/h/台
全揚程：約85m

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

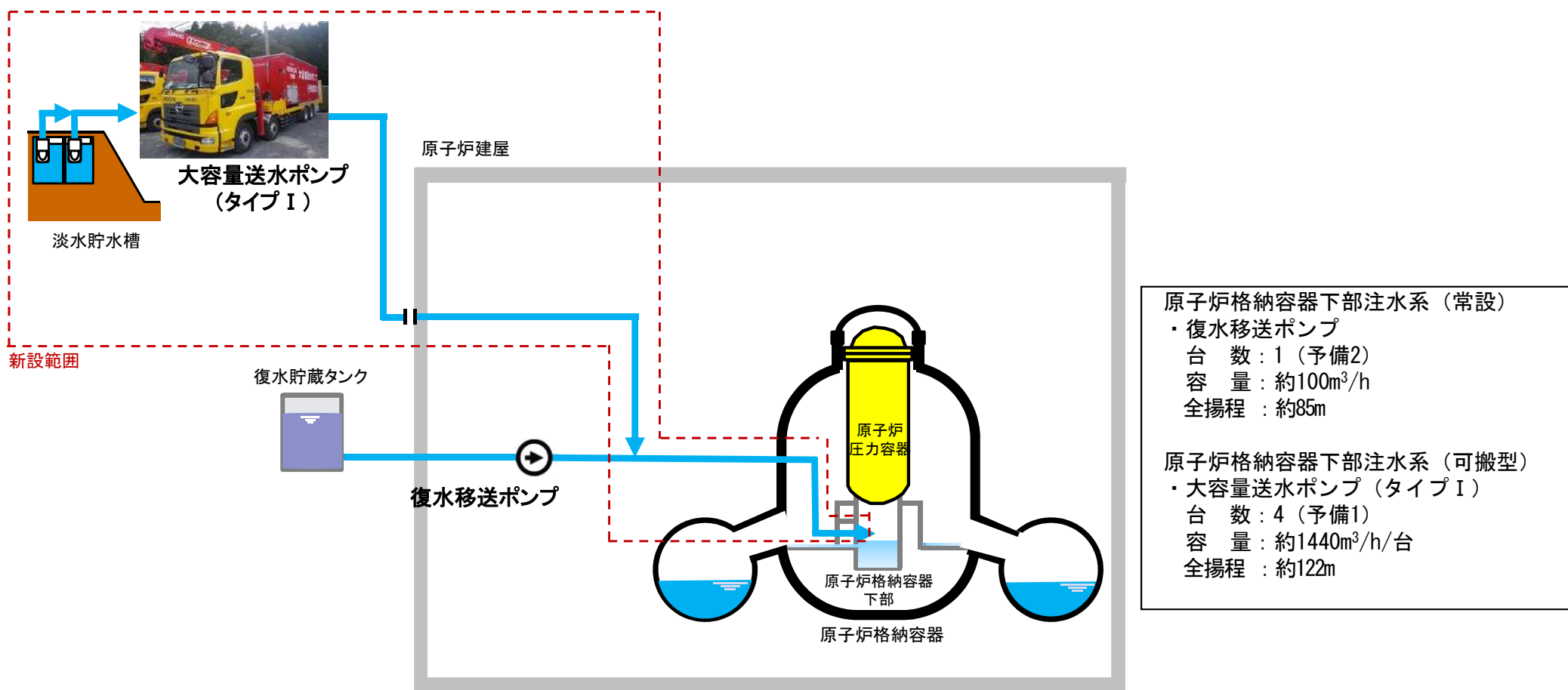
- ・ 大容量送水ポンプ（タイプI）
台数：4（予備1）
容量：約1440m³/h/台
全揚程：約122m

2. 主な重大事故等対処設備

2.6 原子炉格納容器破損防止対策(2/2) 【意見No.78関連】

■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の対策を実施

- 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)の整備【一部新設】
 - 復水移送ポンプを用いて、復水貯蔵タンクの水を補給水系配管から直接原子炉格納容器下部へ注水
- 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配備【新設】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を補給水系配管から直接原子炉格納容器下部へ注水



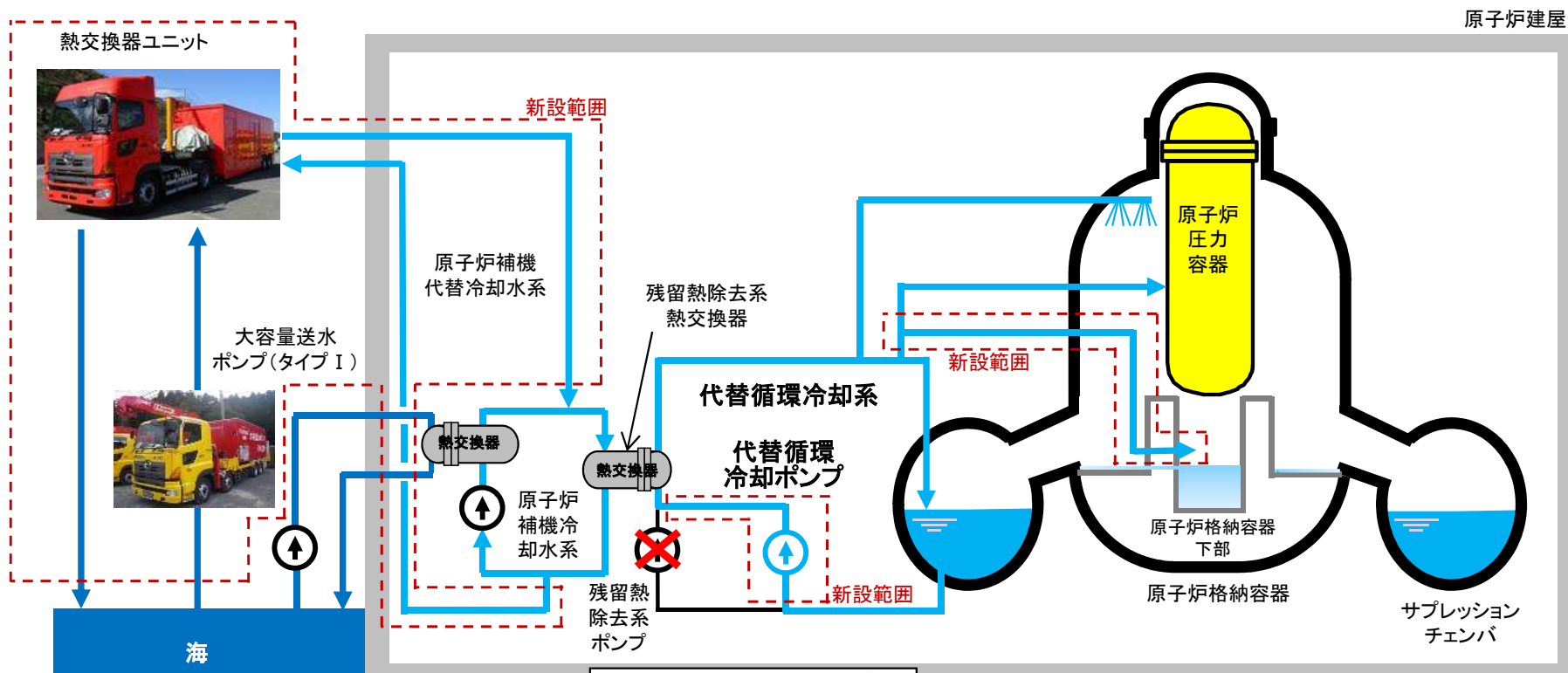
2. 主な重大事故等対処設備

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(1/3) 【意見No.78関連】

■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、以下の対策を実施

➤ 代替循環冷却系の設置 【新設】

- 原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持しながら圧力及び温度を低下させることが可能
- 代替循環冷却ポンプを用いて、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却水系を用いて除熱することで循環冷却を行う
- スプレイした水が原子炉格納容器下部へ流入することで原子炉格納容器下部へ注水、または、サブプレッションチェンバのプール水を補給水系配管から直接原子炉格納容器下部へ注水する機能も有する



・代替循環冷却ポンプ
台数：1
容量：約150m³/h
揚程：約80m

・代替循環冷却系 … 原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる設備として、代替設備を用いた原子炉格納容器の冷却及び除熱を行う系統

2. 主な重大事故等対処設備

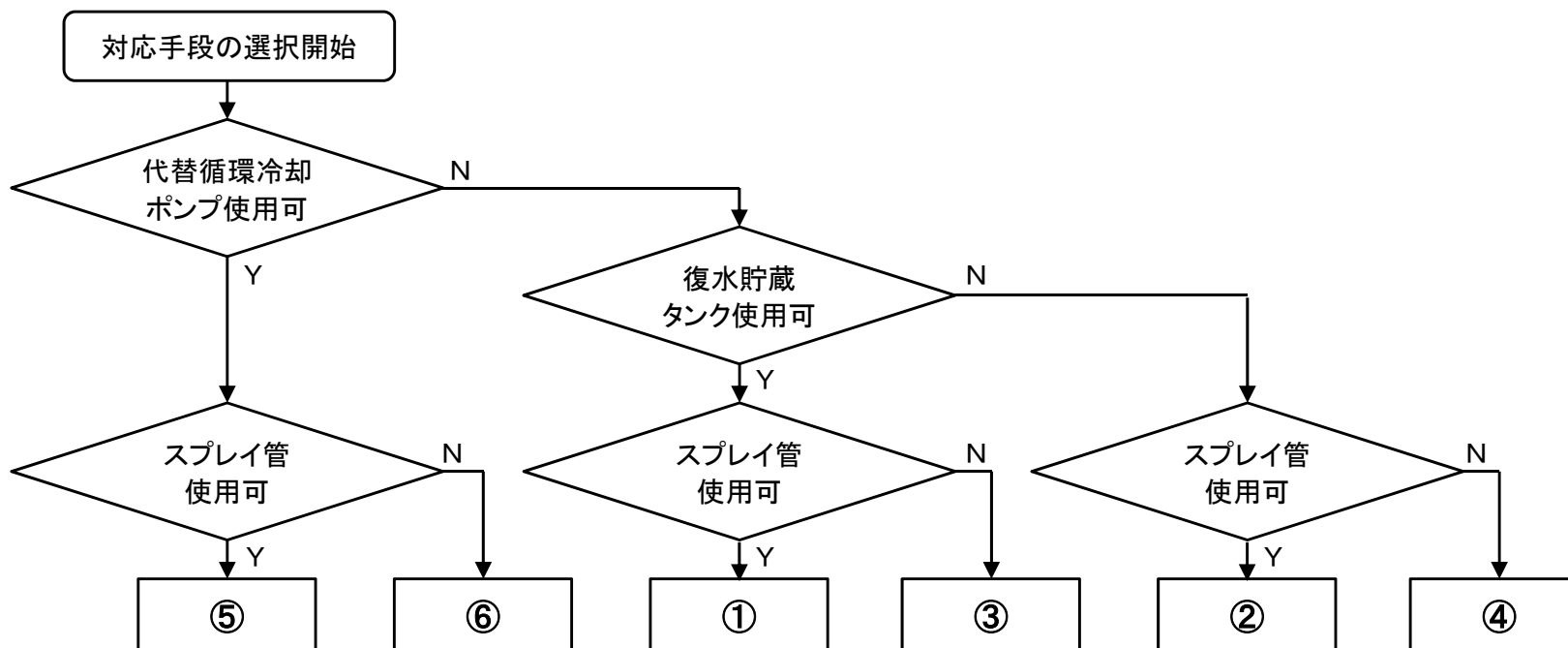
2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(2/3) 【意見No.78関連】

【参考】 原子炉格納容器下部注水設備 と 対応手段の選択

- 原子炉格納容器下部注水設備のまとめ

原子炉格納容器下部注水設備	ポンプ	流路	備考
①_原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)	復水移送ポンプ	スプレイ水が下部へ流入	P. 18
②_原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプ I)	スプレイ水が下部へ流入	P. 18
③_原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)	復水移送ポンプ	直接下部へ注水	P. 19
④_原子炉格納容器下部注水系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプ I)	直接下部へ注水	P. 19
⑤_代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ	スプレイ水が下部へ流入	P. 20
⑥_代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ	直接下部へ注水	P. 20

- 対応手段の選択(概念)

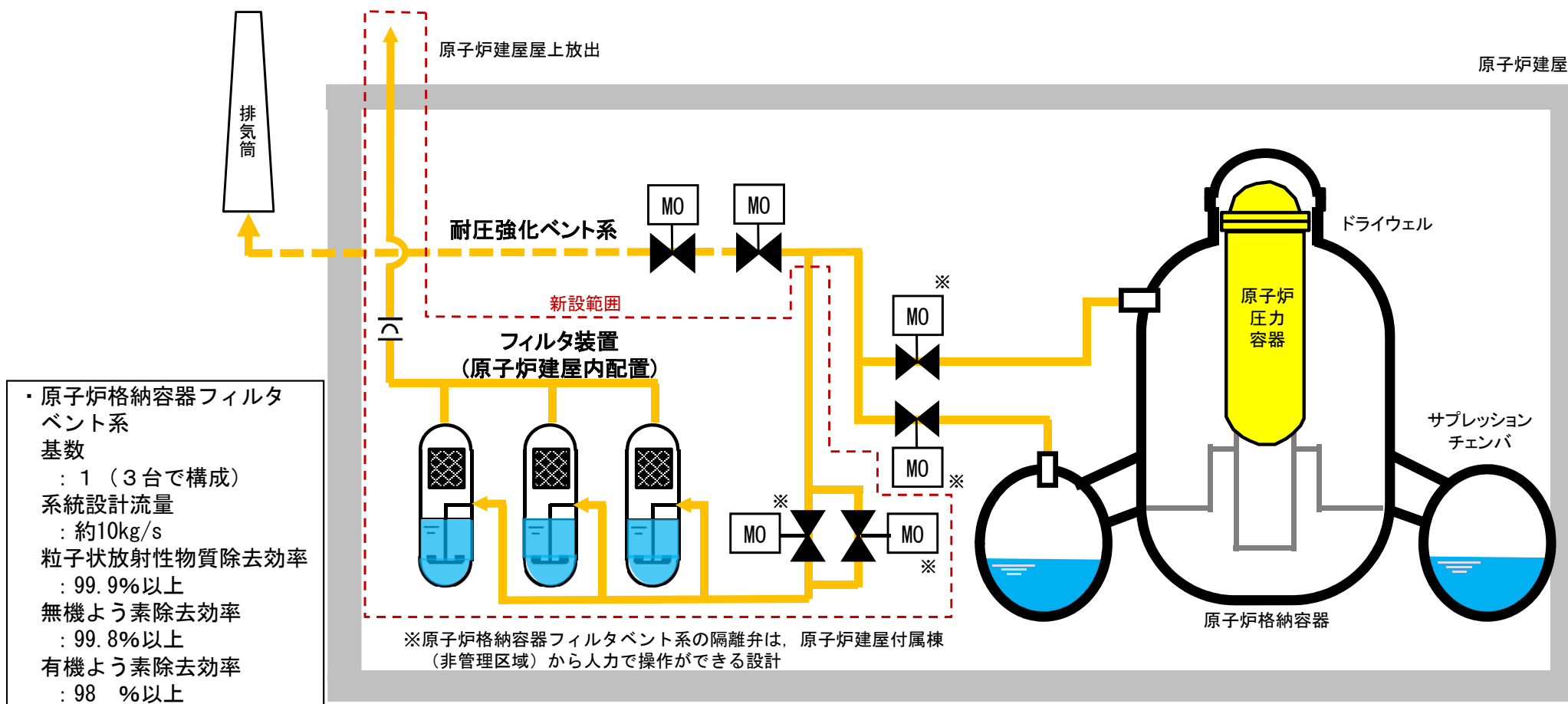


2. 主な重大事故等対処設備

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(3/3)

▶ 原子炉格納容器フィルタベント系の設置 【新設】

- 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系での蒸気凝縮により原子炉格納容器ベント実施までの時間余裕を確保し、希ガス等のうち短半減期の放射性物質を減衰させる
 その上で、原子炉格納容器内の圧力をサブプレッションチェンバからフィルタ装置を通して大気へ逃がすことを基本運用として、原子炉格納容器の破損及び水素爆発による破損を防止、並びに排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減

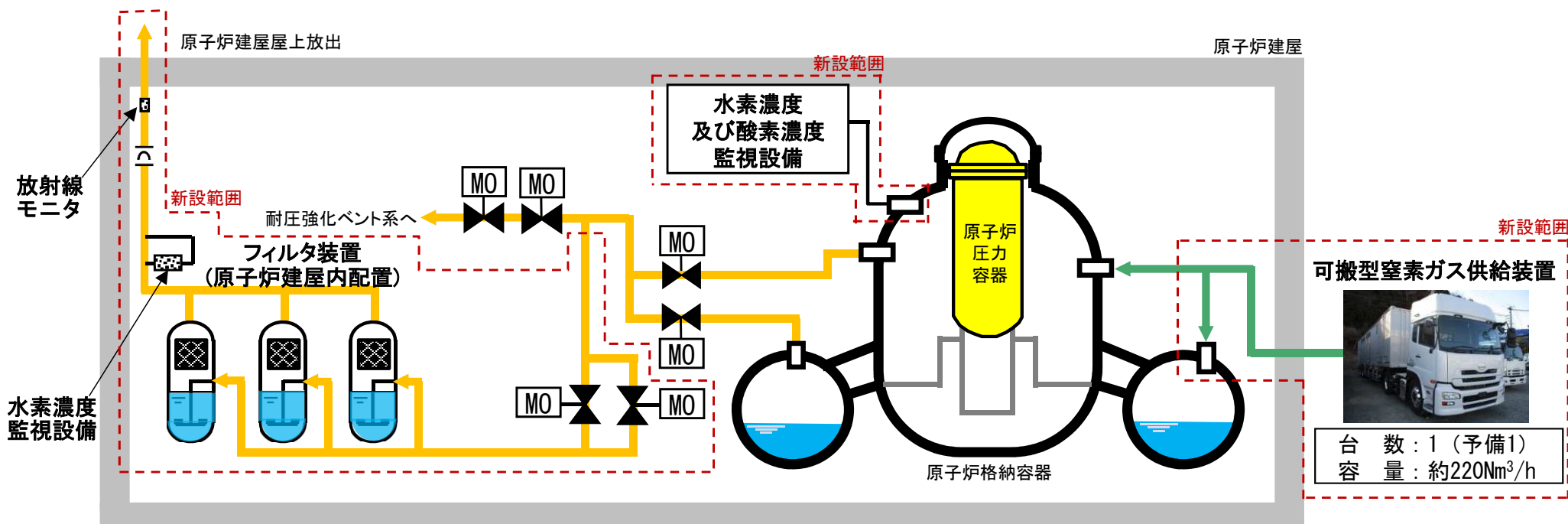


2. 主な重大事故等対処設備

2.8 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設備

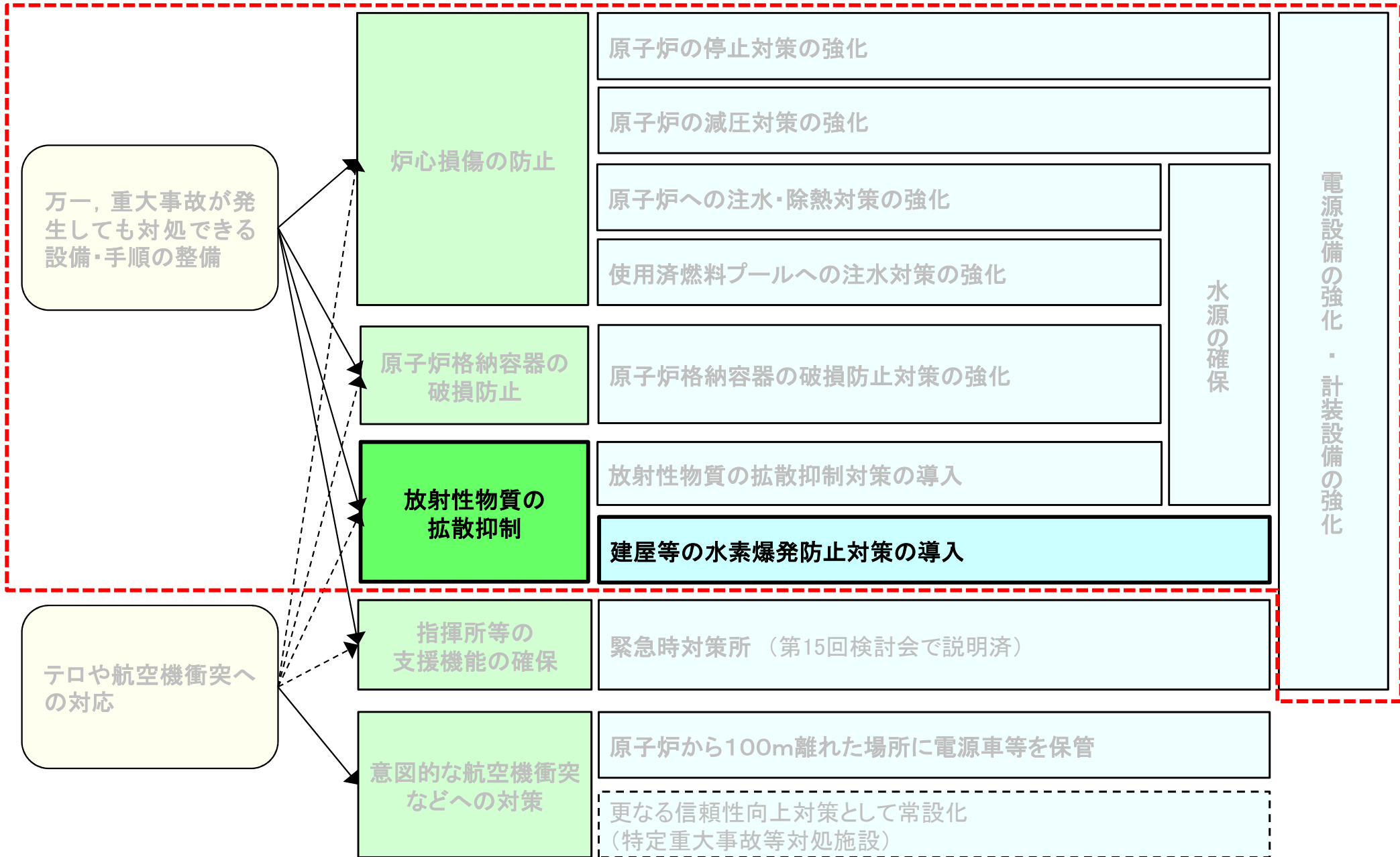
■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素爆発による破損を防止するため、以下の対策を実施

- 運転中の原子炉格納容器は原子炉格納容器調気系により窒素を供給することで常時不活性化
- 可搬型窒素ガス供給装置の配備【新設】
 - 可搬型窒素ガス供給装置を用いて、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にする
- 原子炉格納容器フィルタベント系の設置【新設】
 - 水素を原子炉格納容器外に排出でき、排気中に含まれる放射性物質はフィルタ装置により低減
 - フィルタ装置出口に水素濃度監視設備及び放射線モニタを設置
- 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備の整備【新設】
 - 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視



2. 主な重大事故等対処設備

全体概要 (p.4) 再掲



2. 主な重大事故等対処設備

2.9 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

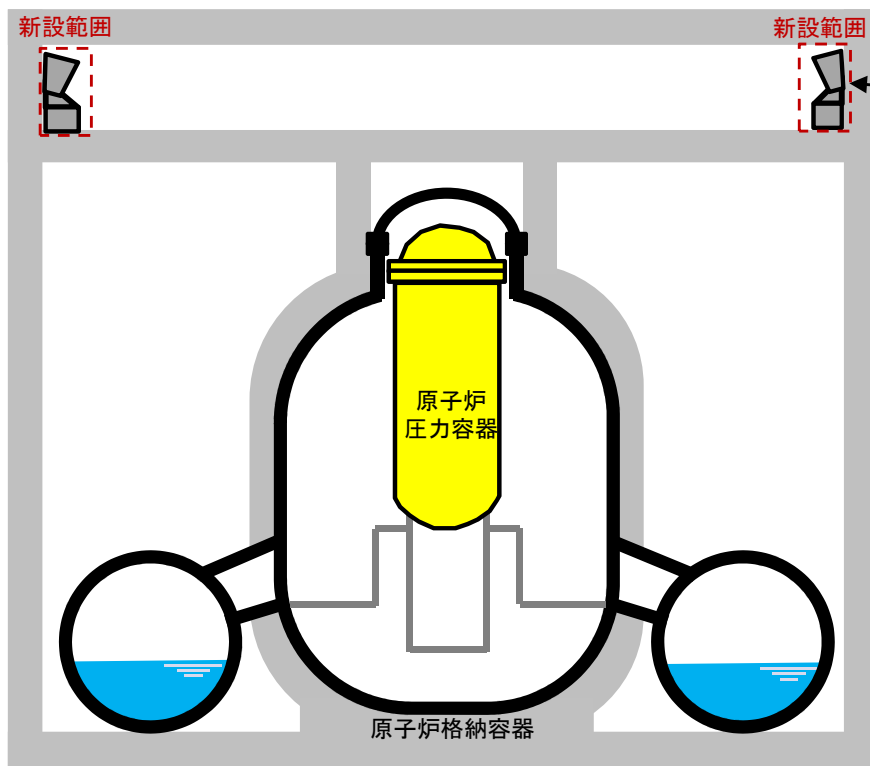
■ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素爆発による損傷を防止するため、以下の対策を実施

➤ 静的触媒式水素再結合装置の設置【新設】

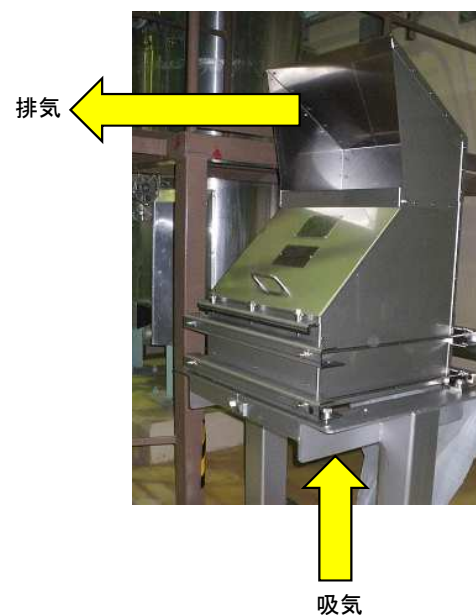
- 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋内での水素濃度上昇を抑制することによって水素爆発を防止
- 運転員による起動操作が必要なく、水素と酸素の触媒反応によって再結合させることが可能

➤ 原子炉建屋内水素濃度監視設備の設置【新設】

- 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスの濃度を監視



静的触媒式水素再結合装置



- 静的触媒式水素再結合装置
台数：19
水素処理速度：約0.5kg/h/台
(水素濃度4.0vol%，100℃，大気圧において)

- 原子炉建屋内水素濃度監視設備
個数：7
原子炉建屋地上3階：2個
原子炉建屋地上1階：3個
原子炉建屋地下1階：1個
原子炉建屋地下2階：1個

2. 主な重大事故等対処設備

全体概要(p.4)再掲



2. 主な重大事故等対処設備

2.10 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(1/3)

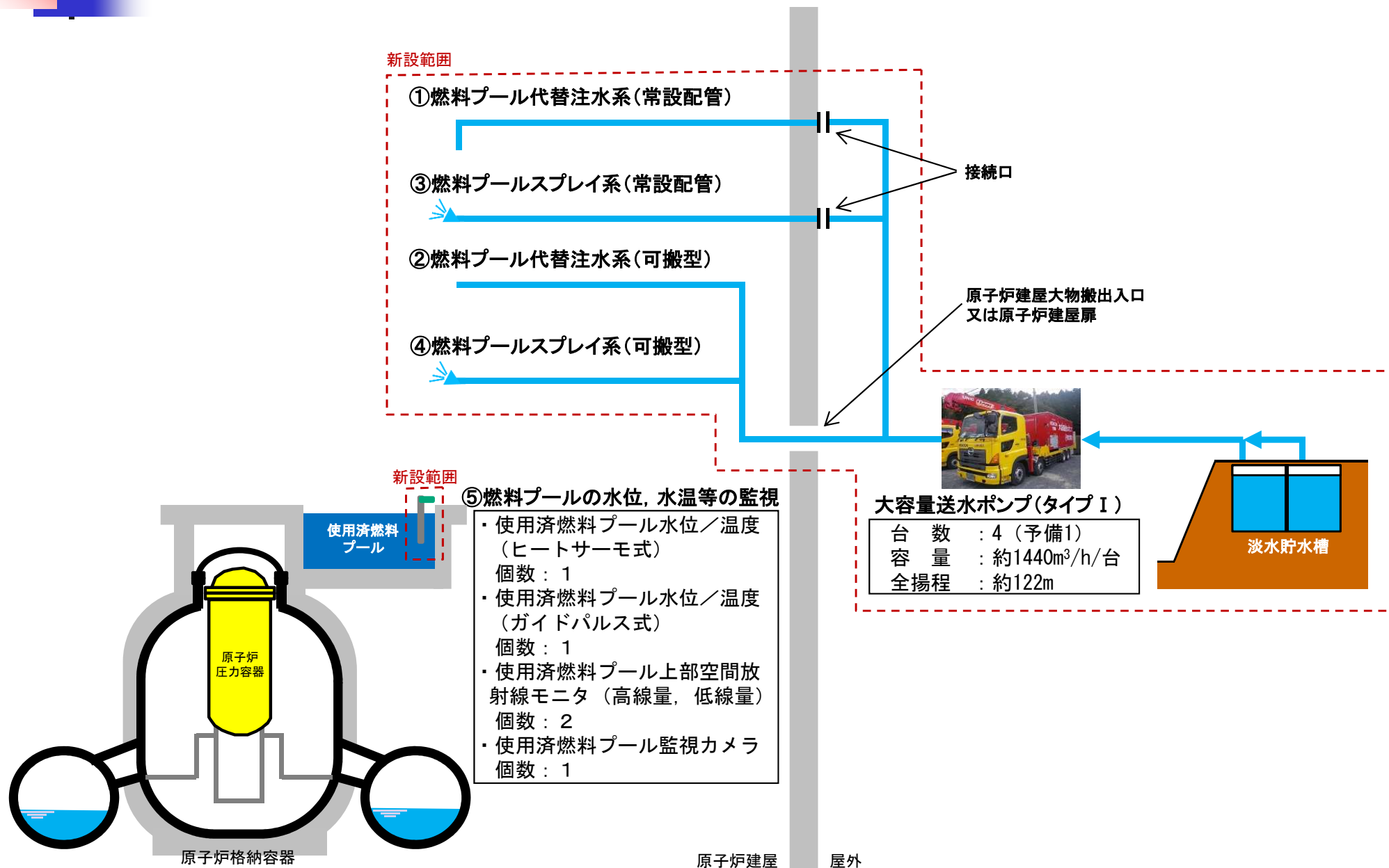
- 既設の使用済燃料プールの冷却・補給設備(残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系)が機能喪失した場合においても、使用済燃料プールを冷却し、放射線を遮蔽するため、以下の対策を実施
 - 燃料プール代替注水系(常設配管)の配備【新設】【①】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉建屋内の常設配管を通じて使用済燃料プールに注水
 - 燃料プール代替注水系(可搬型)の配備【新設】【②】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水をホースを通じて使用済燃料プールに注水

- 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料の著しい損傷を緩和するため、以下の対策を実施
 - 燃料プールスプレイ系(常設配管)の配備【新設】【③】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉建屋内の常設配管、スプレイノズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ
 - 燃料プールスプレイ系(可搬型)の配備【新設】【④】
 - 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水をホース、スプレイノズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ

- 重大事故等時においても使用済燃料プールの状態を監視するため、以下の対策を実施
 - 使用済燃料プール監視設備の設置【新設】【⑤】
 - 使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率を監視。また、使用済燃料プール監視カメラによる監視

2. 主な重大事故等対処設備

2.10 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(2/3)



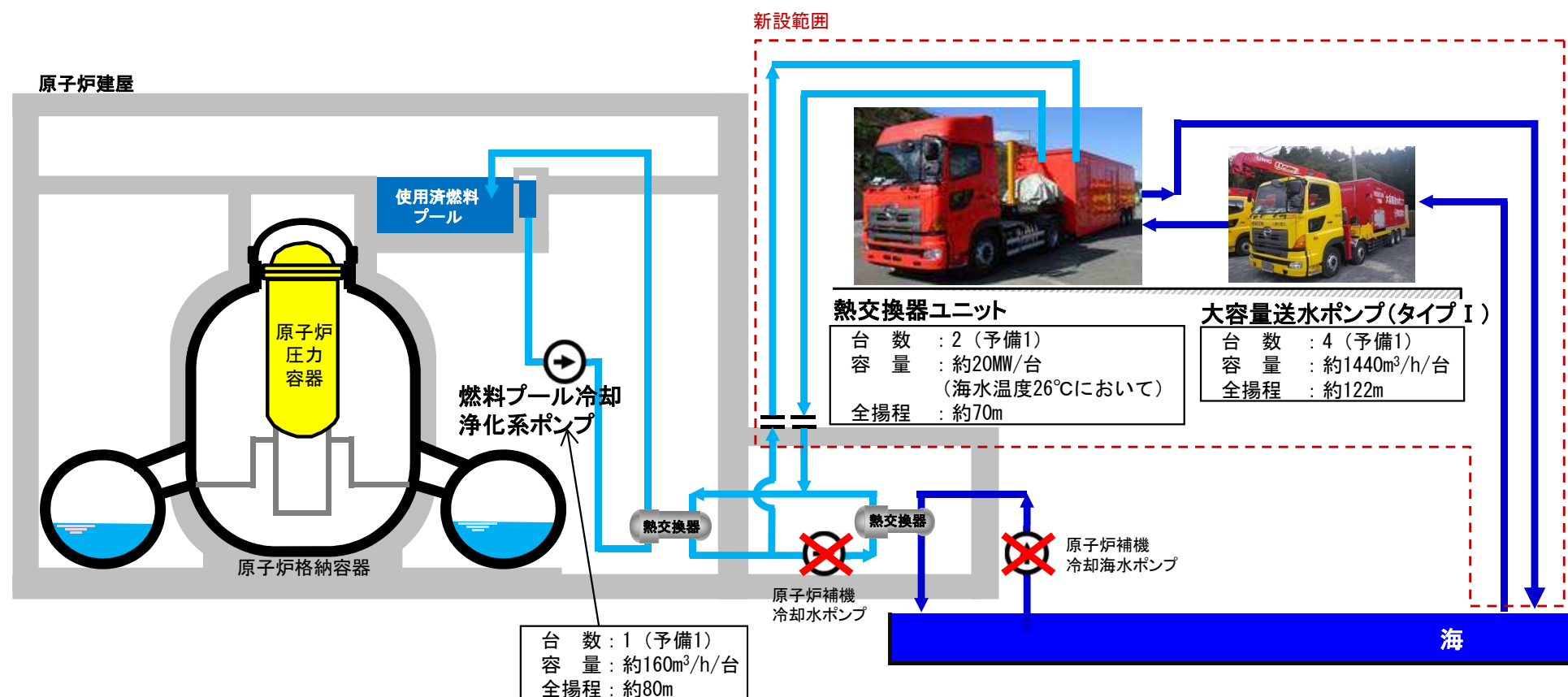
2. 主な重大事故等対処設備

2.10 使用済燃料プールの燃料損傷防止対策(3/3)

■ 使用済燃料プールの冷却機能が喪失することにより発生する水蒸気が原子炉建屋内の他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことを防止するため、以下の対策を実施

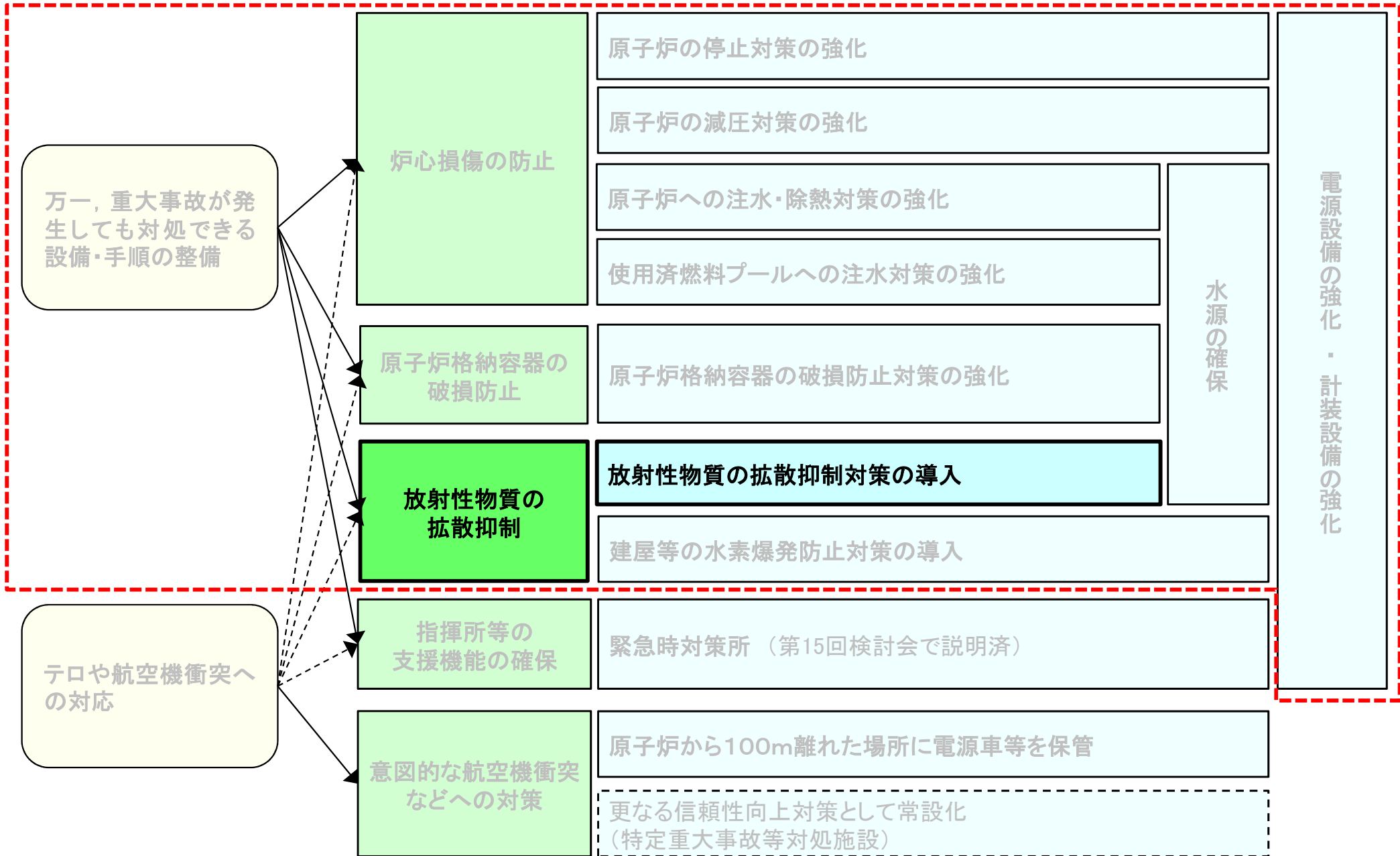
▶ 燃料プール冷却浄化系の整備【一部新設】

- 原子炉補機代替冷却水系を用いて、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器により、使用済燃料プールを除熱



2. 主な重大事故等対処設備

全体概要 (p.4) 再掲



2. 主な重大事故等対処設備

2.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(1/2)

■ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を実施

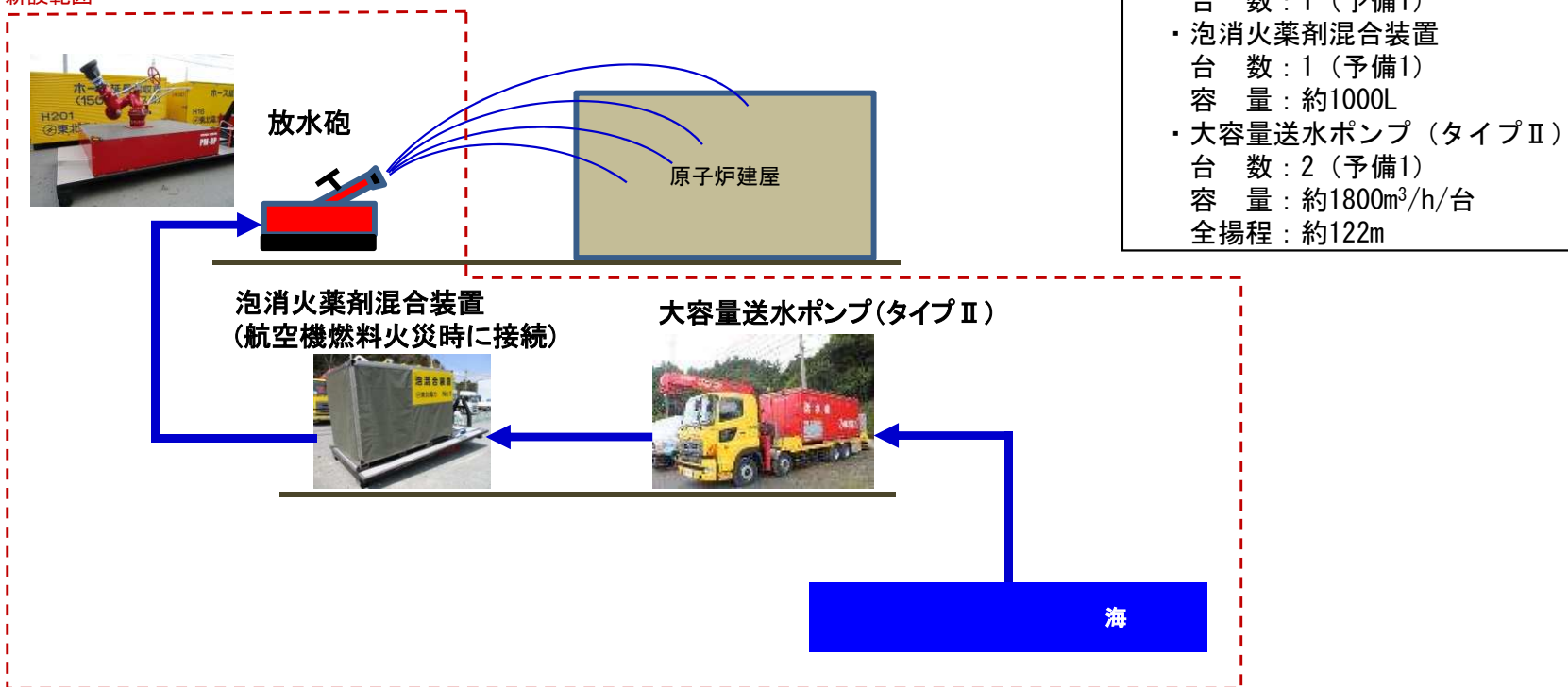
➤ 放水設備(大気への拡散抑制設備)の配備【新設】

- 大気への放射性物質の拡散を抑制するため、原子炉建屋の屋上に放水又は広範囲に放水

➤ 放水設備(泡消火設備)の配備【新設】

- 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応

新設範囲



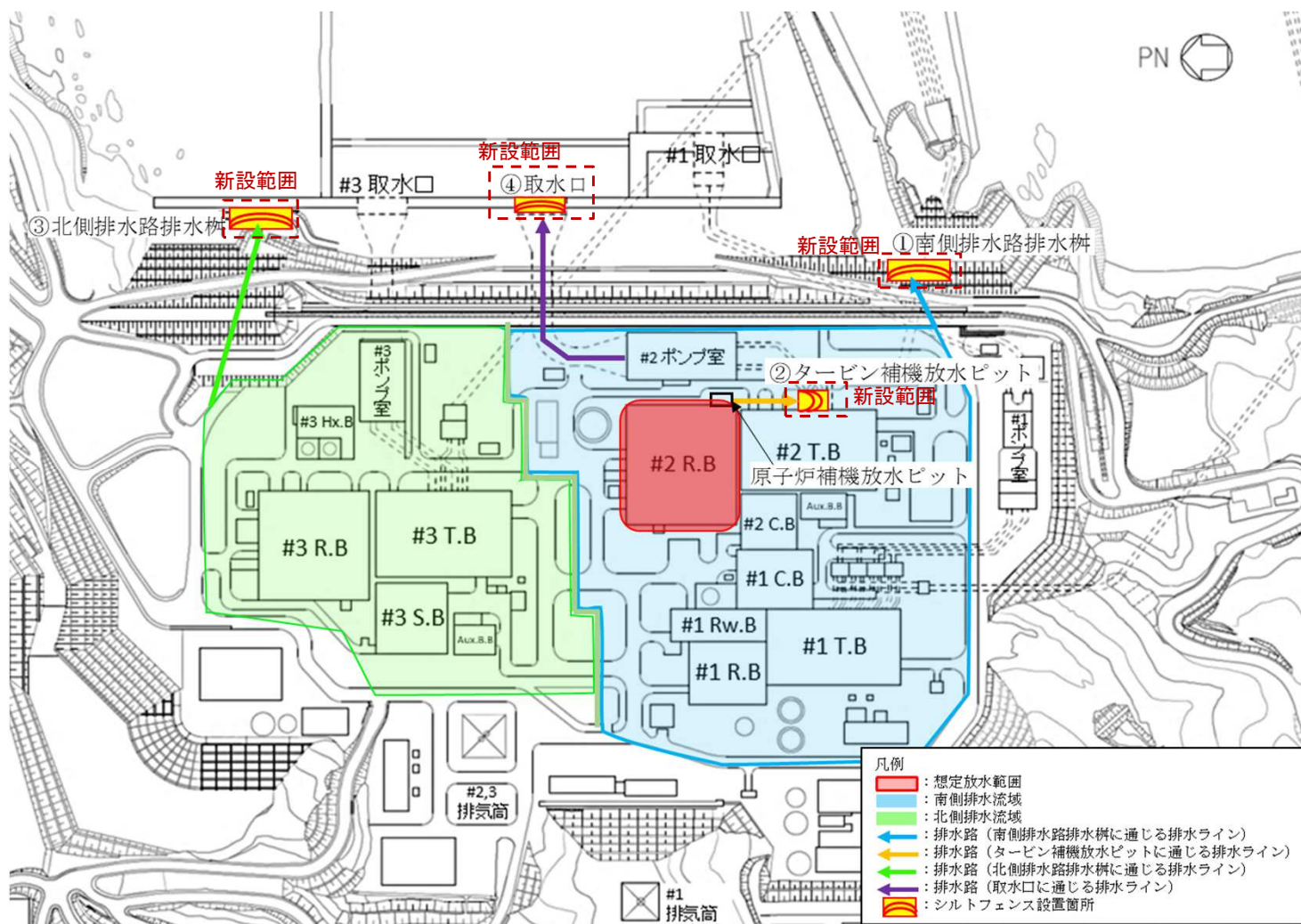
- ・放水砲
台数：1(予備1)
- ・泡消火薬剤混合装置
台数：1(予備1)
容量：約1000L
- ・大容量送水ポンプ(タイプII)
台数：2(予備1)
容量：約1800m³/h/台
全揚程：約122m

2. 主な重大事故等対処設備

2.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(2/2)

▶ 海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)の配備【新設】

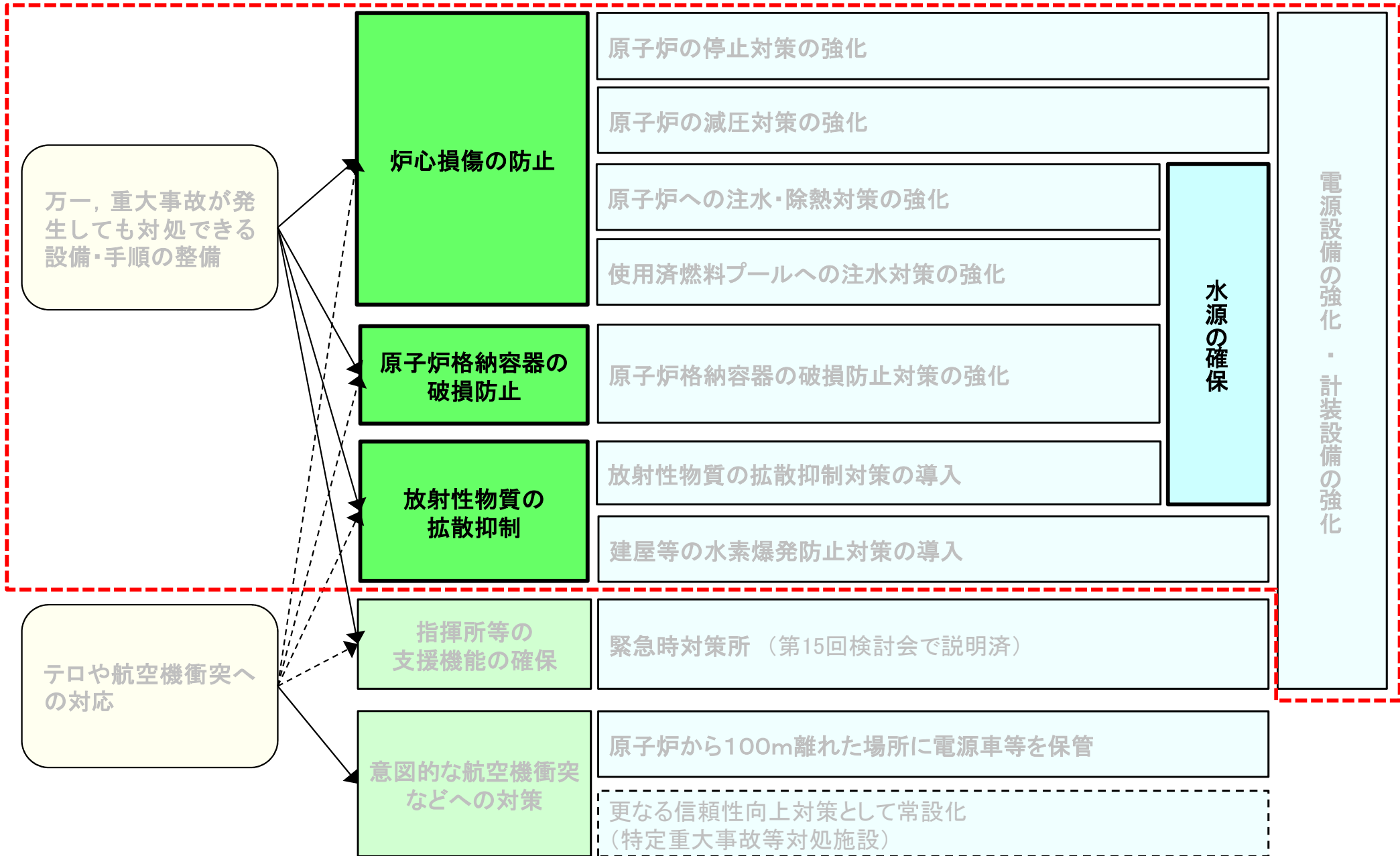
- 原子炉建屋へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制
- 放射性物質を含む水の流出経路となる①南側排水路排水柵, ②タービン補機放水ピット, ③北側排水路排水柵, ④取水口にシルトフェンスを設置



シルトフェンス設置イメージ図

2. 主な重大事故等対処設備

全体概要 (p.4) 再掲

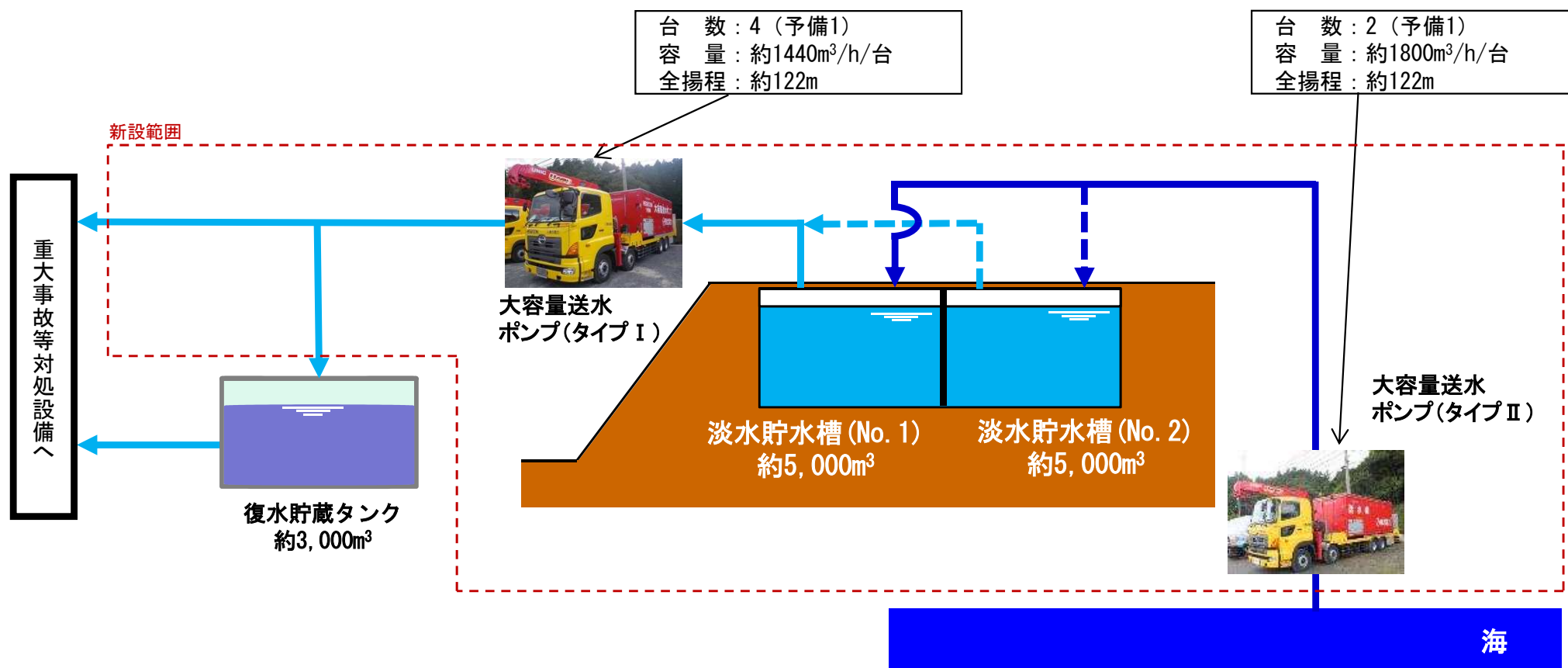


2. 主な重大事故等対処設備

2.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

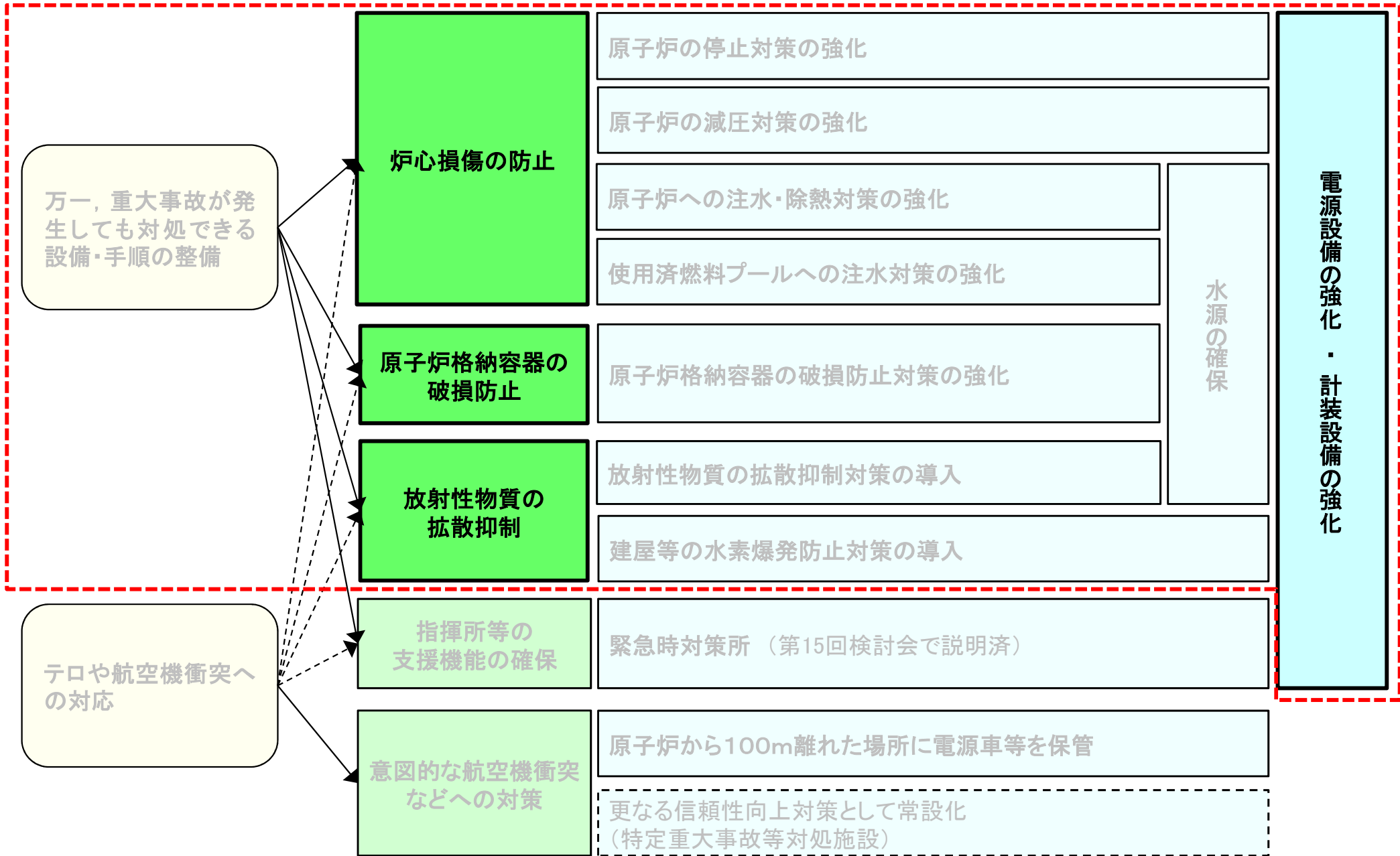
■ 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため，以下の対策を実施

- 復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として使用
- 代替淡水源として淡水貯水槽(2基)を設置【新設】
- 海水は構内の複数箇所(取水口及び海水ポンプ室)から取水
- 代替淡水源の水及び海水の移送手段並びに移送ルートを確認



2. 主な重大事故等対処設備

全体概要(p.4)再掲

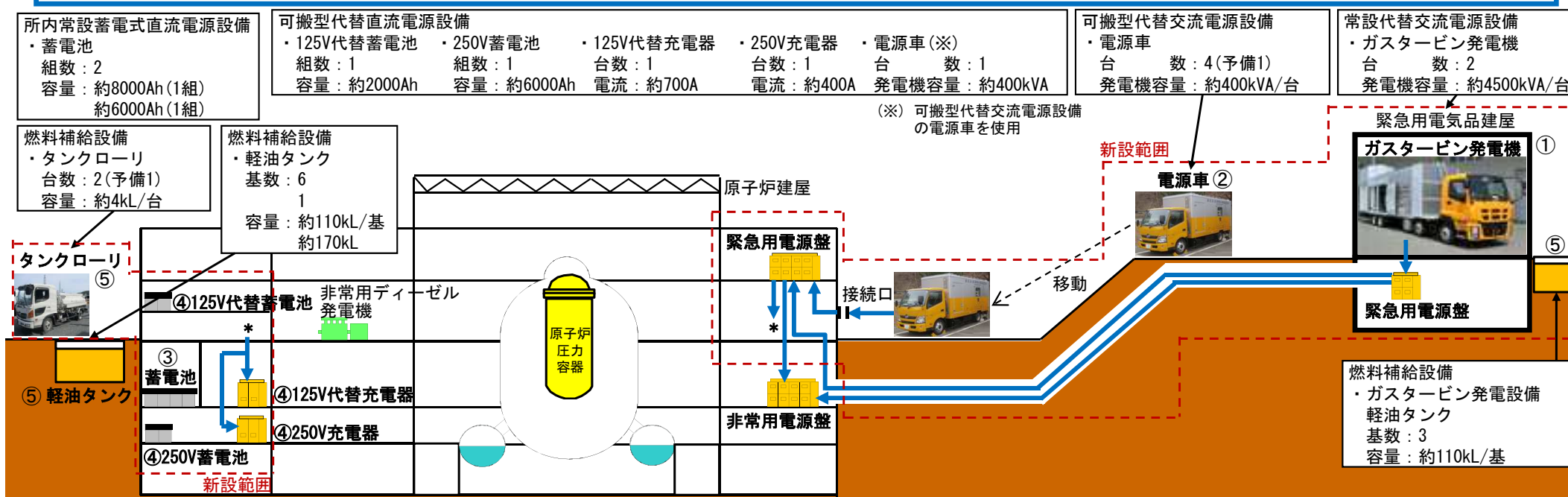


2. 主な重大事故等対処設備

2.13 代替電源設備(1/3)

■ 既設の電源設備が機能喪失した場合においても、重大事故等の対応に必要な電力を確保するため以下の対策を実施

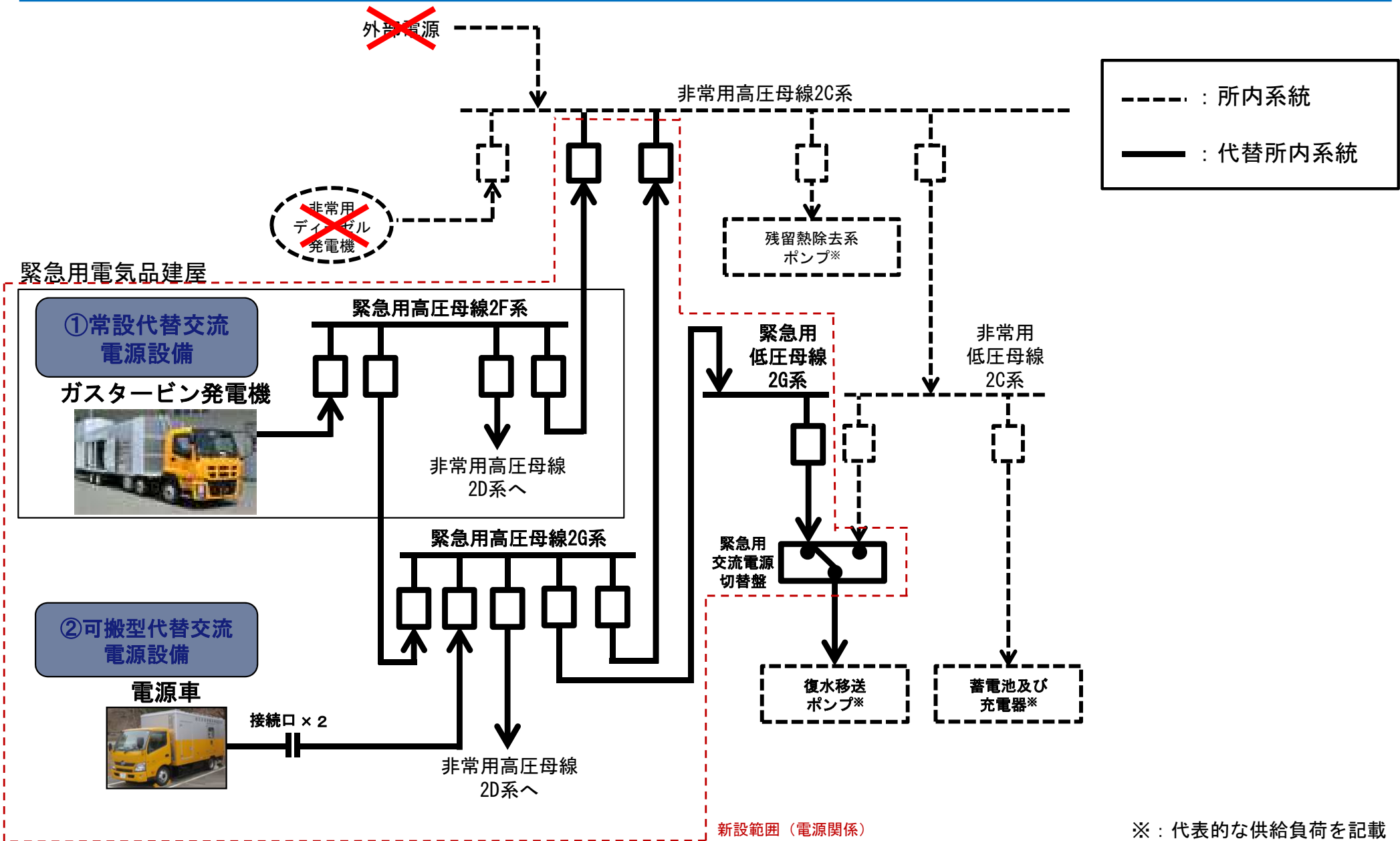
- ▶ **常設代替交流電源設備【新設】【①】**
 - ガスタービン発電機を屋外(緊急用電気品建屋)に設置
- ▶ **可搬型代替交流電源設備【新設】【②】**
 - 電源車を屋外に配備し, 接続口を設置
- ▶ **所内常設蓄電式直流電源設備【新設】【③】**
 - 蓄電池を設置し, 中央制御室において必要な負荷以外を簡易な操作で切り離して8時間, その後, 現場において必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり, 必要な電力を供給
- ▶ **可搬型代替直流電源設備【新設】【④】**
 - 常設の蓄電池(125V代替蓄電池, 250V蓄電池)及び常設の充電器(125V代替充電器, 250V充電器)を設置
 - 常設の蓄電池・充電器及び可搬の電源車を組み合わせ, 24時間にわたり必要な電力を供給(蓄電池は単独使用も可)
- ▶ **燃料補給設備【新設】【⑤】**
 - 軽油タンクに加えてガスタービン発電設備軽油タンクを設置及びタンクローリを配備



2. 主な重大事故等対処設備

2.13 代替電源設備(2/3)

➤ 代替交流電源の概要



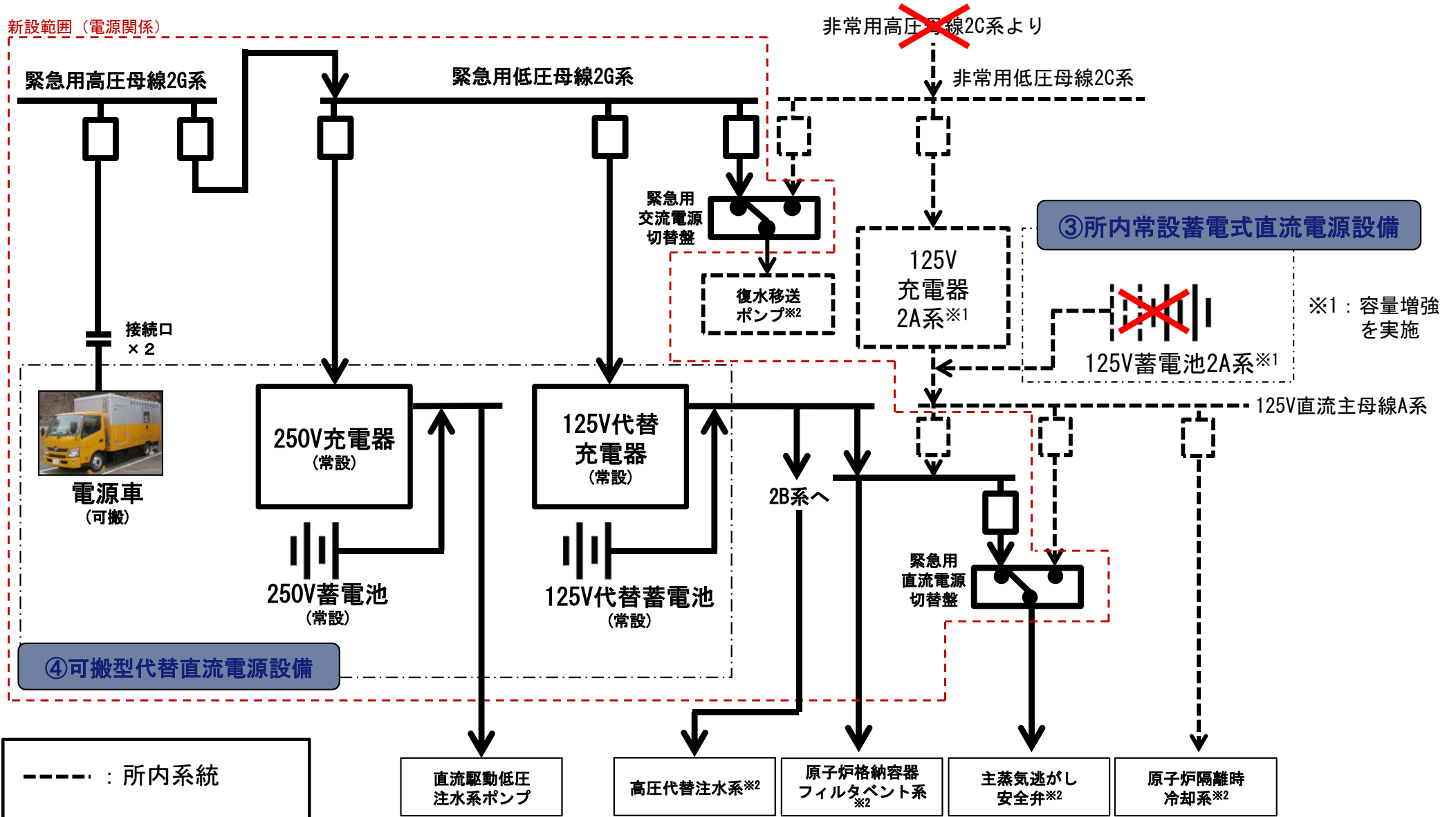
※：代表的な供給負荷を記載

2. 主な重大事故等対処設備

2.13 代替電源設備(3/3)

➤ 代替直流電源の概要

新設範囲(電源関係)



※2: 代表的な供給負荷を記載

2. 主な重大事故等対処設備

2.14 計装設備(1/3)

■ 重大事故等が発生し、計測機器の故障により重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータを計測することが困難になった場合においても、当該パラメータを推定するため、以下の対策を実施

- 重大事故等に対処するために必要なパラメータ(原子炉圧力容器の温度、圧力、水位、注水量等)を整備【一部新設】(詳細はP.40に記載)
- 重大事故等に対処するために必要なパラメータを主要パラメータとし、主要パラメータが機能喪失した場合において、主要パラメータを推定するための代替パラメータを整備
 - 主要パラメータ及び代替パラメータは、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し整備
 - 代替パラメータによる主要パラメータの推定方法(例)
 - ① 同一物理量(温度、圧力、水位等)により推定
 - ② 水位を注水源又は注水先の水位変化により推定
 - ③ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定
 - ④ 流量を注水源又は注水先の水位変化により推定

重大事故等に対処するための主要パラメータ及び代替パラメータ (例)

項目	主要パラメータ	代替パラメータ※
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	③原子炉圧力 ③原子炉水位 ①注水システムの入口温度(残留熱除去系熱交換器入口温度)
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①原子炉圧力(他の計器) ③原子炉水位 ③原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	①原子炉水位(他の計器) ②原子炉圧力容器への注水量(高圧代替注水系ポンプ出口流量, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量など)
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	②注水源の水位(復水貯蔵タンク水位) ④原子炉水位
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	②注水源の水位(復水貯蔵タンク水位) ④原子炉水位

※丸数字は上記の推定方法を示す。

2. 主な重大事故等対処設備

2.14 計装設備(2/3)

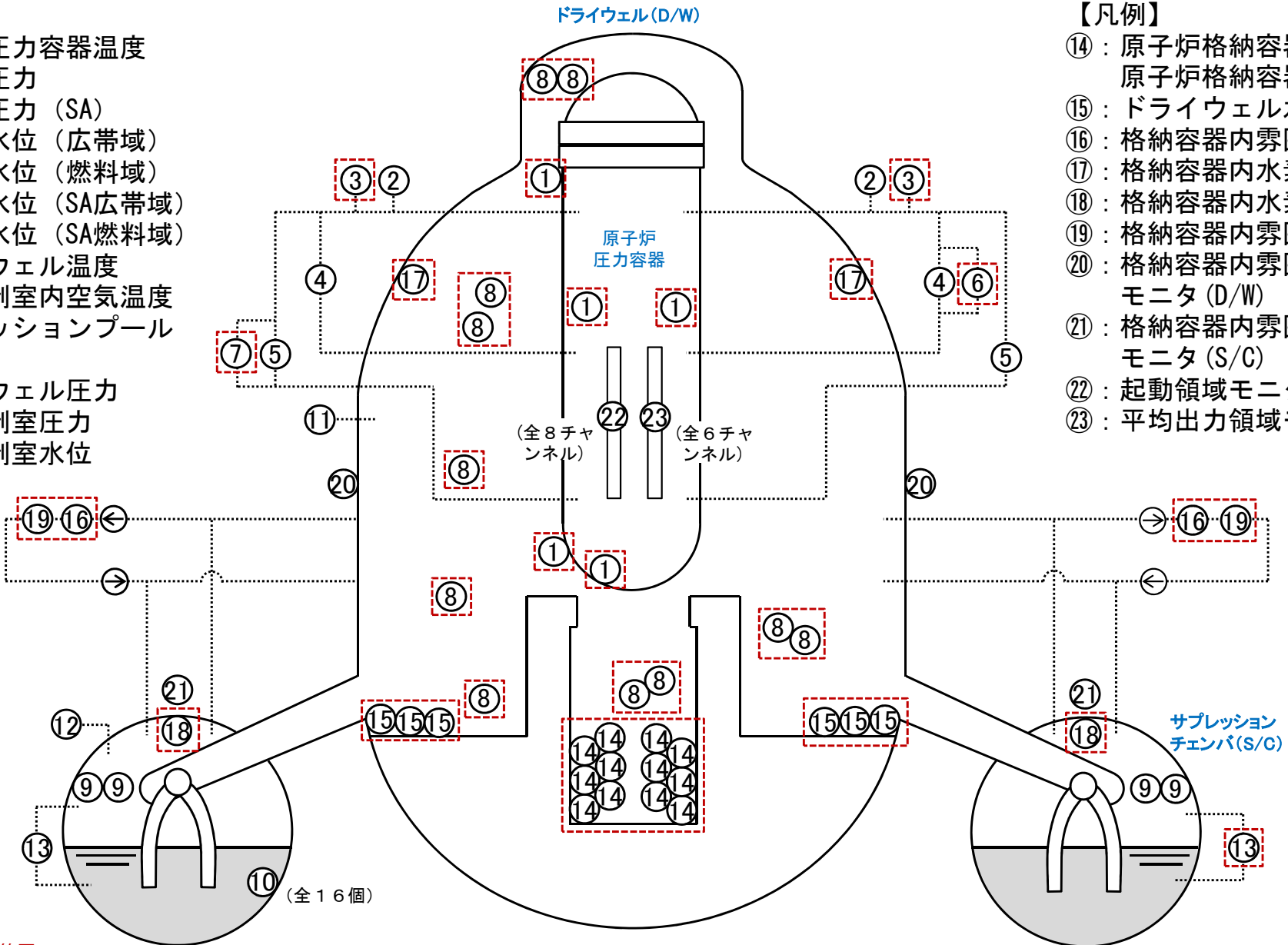
➤ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の主要パラメータ(温度, 圧力, 水位等)の概要

【凡例】

- ① : 原子炉圧力容器温度
- ② : 原子炉圧力
- ③ : 原子炉圧力 (SA)
- ④ : 原子炉水位 (広帯域)
- ⑤ : 原子炉水位 (燃料域)
- ⑥ : 原子炉水位 (SA広帯域)
- ⑦ : 原子炉水位 (SA燃料域)
- ⑧ : ドライウエル温度
- ⑨ : 圧力抑制室内空気温度
- ⑩ : サプレッションプール水温度
- ⑪ : ドライウエル圧力
- ⑫ : 圧力抑制室圧力
- ⑬ : 圧力抑制室水位

【凡例】

- ⑭ : 原子炉格納容器下部水位
原子炉格納容器下部温度
- ⑮ : ドライウエル水位
- ⑯ : 格納容器内雰囲気水素濃度
- ⑰ : 格納容器内水素濃度 (D/W)
- ⑱ : 格納容器内水素濃度 (S/C)
- ⑲ : 格納容器内雰囲気酸素濃度
- ⑳ : 格納容器内雰囲気放射線
モニタ (D/W)
- ㉑ : 格納容器内雰囲気放射線
モニタ (S/C)
- ㉒ : 起動領域モニタ
- ㉓ : 平均出力領域モニタ



【凡例】

⬜: 新設又は改造範囲

2.14 計装設備(3/3)

▶ パラメータ整備の具体例

• 例1) 検出器の追加

表内の丸数字はP.40に対応

対策前	対策後	対策理由
設備なし	⑭: 原子炉格納容器下部水位, 温度 ⑮: ドライウェル水位 を新規設置	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを把握
⑯: 格納容器内雰囲気水素濃度	⑯: 格納容器内雰囲気水素濃度に加え ⑰: 格納容器内水素濃度(D/W) ⑱: 格納容器内水素濃度(S/C) を追加	計測方式の異なる検出器を採用し多様化を図る

• 例2) 測定範囲の見直し

表内の丸数字はP.40に対応

対策前	対策後	対策理由
①: 原子炉圧力容器温度 ・・・計測範囲 0～300℃	①: 原子炉圧力容器温度 ・・・計測範囲0～500℃, 検出器取替	重大事故等時に可能な範囲で計測可能なよう改造

• 例3) 原子炉格納容器に設置する検出器は, 検出器から原子炉格納容器電気貫通部までの間に接続部を設けない構造に見直し, 水没により機能喪失しない構造とする

• 例4) 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件は, 原子炉格納容器の限界温度200℃(最大), 限界圧力0.854MPa[gage](最大, 最高使用圧力の2倍)であり, 原子炉格納容器に設置する検出器は, 耐環境試験等により健全性を確認



3. 適合性審査の状況

3. 適合性審査の状況

- 原子炉格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)については、これまで審査会合を8回実施
 - 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備については、これまで審査会合を3回実施
 - 上記以外に、有効性評価の審査会合において、関連する重大事故等対処設備の説明を実施
- 直近の第720回審査会合(令和元年5月30日)においては、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

主な指摘事項	回 答
<p><u>原子炉格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)</u></p> <p>フィルタ装置3台の設置により、ベントガス流量にばらつきが発生した場合に生じるおそれのある影響項目を整理し、ベントガス流量比の差に関する設計目標の適切性を説明すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ベントガス流量にばらつきが発生した場合、流量が大きくなったフィルタ装置に流入するエアロゾル量が増加し、金属繊維フィルタが閉塞する等の影響が考えられる。 ・このばらつきによる影響を防止するため、ベントガス流量比の差に関する設計目標を設定しており、実設計においては、配管の圧力損失の差を小さくするような配管ルートにすること等で、設計目標以内であることを確認している。 ・仮に、ベントガス流量のばらつきが設計目標の値となった場合でも性能への影響がないことを確認し、設計目標の適切性について確認している。
<p><u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u></p> <p>重大事故時に発生が想定される微量の不純物が、静的触媒式水素再結合装置に与える影響を説明すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故時に発生が想定されるガス等による触媒への被毒については、海外の文献に示されており、触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないことを確認した。 ・なお、静的触媒式水素再結合装置の台数は、保守的に反応阻害物質の影響を考慮し、50%の性能低下を見込んで設定している。



4. これまでのご意見に対する回答

4.1 意見No.67への回答(1/6)

意見No.67

- 電源系に関して、DGの冷却方式や分電盤がどこで一緒になっているのかといった共通原因故障について、どのように分析を進めているのか説明してもらいたい。また、電源系以外でも、例えば、地震による火災と溢水の同時発生のような共通原因故障もありうるので、個別シナリオでの対策やリスク評価以外に、共通原因故障の取り扱いの考え方を説明してもらいたい。

■ 設計基準事故対処設備は、多重性又は多様性を確保し、異なる区画に設置することなどにより、安全機能が損なわれるおそれがない設計としている。

■ 重大事故等対処設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を考慮している。

➤ 共通要因としては、環境条件※¹、自然現象※²、人為事象※³、溢水、火災及びサポート系※⁴故障を考慮

※¹: 重大事故等時における温度、湿度、圧力、放射線、荷重、自然現象の影響、人為事象の影響及び周辺機器等からの悪影響

※²: 地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮

※³: 飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

※⁴: 系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水

■ 以降に、交流電源設備及び低圧注水設備における、多様性及び位置的分散を例示する。

4.1 意見No.67への回答(2/6)

➤ 交流電源設備の多様性, 位置的分散(1/3)

- 非常用ディーゼル発電機【①】
 - ✓ 非常用ディーゼル発電機【①】は, 多重性及び独立性を考慮して, 3台を各々別の場所に設置し, 共通要因により機能が喪失しない設計

- ガスタービン発電機【②】
 - ✓ ガスタービン発電機【②】は, ガスタービンにより駆動することで, ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機【①】に対して多様性を有する設計
 - ✓ ガスタービン発電機【②】は, 冷却方式を空冷とすることで, 水冷である非常用ディーゼル発電機【①】に対して多様性を有する設計
 - ✓ ガスタービン発電機【②】は, 原子炉建屋から離れた屋外に設置することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機【①】と位置的分散を図る設計
 - ✓ ガスタービン発電機【②】からの系統は, 独立した電路で構成することにより, 非常用ディーゼル発電機【①】からの系統に対して独立性を有する設計

- 電源車【③】
 - ✓ 電源車【③】は, 冷却方式を空冷とすることで, 水冷である非常用ディーゼル発電機【①】に対して多様性を有する設計
 - ✓ 電源車【③】は, ディーゼルエンジンにより駆動することで, ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機【②】に対して多様性を有する設計
 - ✓ 電源車【③】は, 原子炉建屋から離れた屋外に保管することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機【①】と位置的分散を図る設計。また, ガスタービン発電機【①】から離れた屋外に保管することで, 位置的分散を図る設計
 - ✓ 電源車【③】からの系統は, 独立した電路で構成することにより, 非常用ディーゼル発電機【①】からの系統に対して独立性を有する設計
 - ✓ 電源車【③】の接続箇所は, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計

4.1 意見No.67への回答(3/6)

➤ 交流電源設備の多様性, 位置的分散(2/3)

- ガスタービン発電機【②】及び電源車【③】は, 非常用ディーゼル発電機【①】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 多様性を有する設計

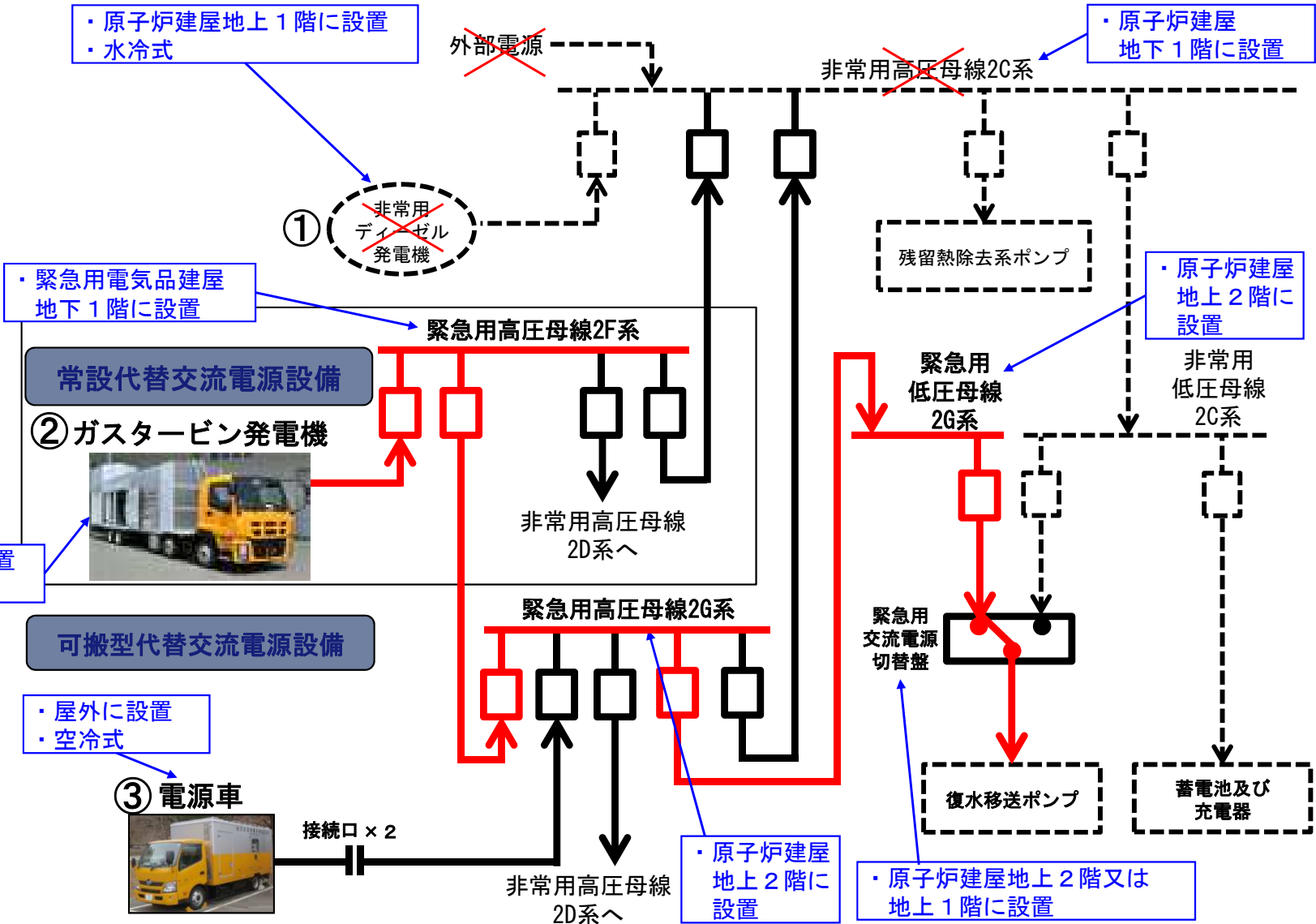
項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備			
	①非常用交流電源設備		②常設代替交流電源設備			
電源	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		ガスタービン発電機			
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付属棟内)		屋外 (緊急用電気品建屋地上1階)			
電源供給先	非常用高圧母線2C系 非常用高圧母線2D系 非常用高圧母線2H系		非常用高圧母線2C系 非常用高圧母線2D系			
	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)			
	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)		緊急用低圧母線2G系			
	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋付属棟内)		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)			
冷却方式	水冷式		空冷式			
燃料源	a.	軽油タンク	a.	軽油タンク	a.	軽油タンク
		屋外		屋外		屋外
	b.	・非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	b.	ガスタービン発電設備軽油タンク	b.	ガスタービン発電設備軽油タンク
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)		屋外		屋外
	c.		c.		c.	電源車(車載燃料)
				屋外		

4.1 意見No.67への回答(4/6)

交流電源設備の多様性, 位置的分散(3/3)

- ガスタービン発電機【②】及び電源車【③】は, 非常用ディーゼル発電機【①】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計

— : 非常用ディーゼル発電機【①】及びその系統(非常用母線)が機能喪失した場合でも, ガスタービン発電機【②】及び緊急用母線により, 重大事故等の対応に必要な復水移送ポンプ等へ電力供給が可能



・屋外(緊急用電気品建屋)に設置
・空冷式

可搬型代替交流電源設備

・屋外に設置
・空冷式

----- : 所内系統
————— : 代替所内系統

4.1 意見No.67への回答(5/6)

➤ 低圧注水設備の多様性, 位置的分散(1/2)

- 重大事故等対処設備【③】【④】【⑤】は, 設計基準事故対処設備【①】【②】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 多様性を有する設計
- 【③】及び【⑤】は, 水源から残留熱除去系配管【①】との合流点まで, 流路を設計基準事故対処設備【①】【②】に対して独立する設計
- 【④】は, 流路を設計基準事故対処設備【①】【②】に対して独立する設計

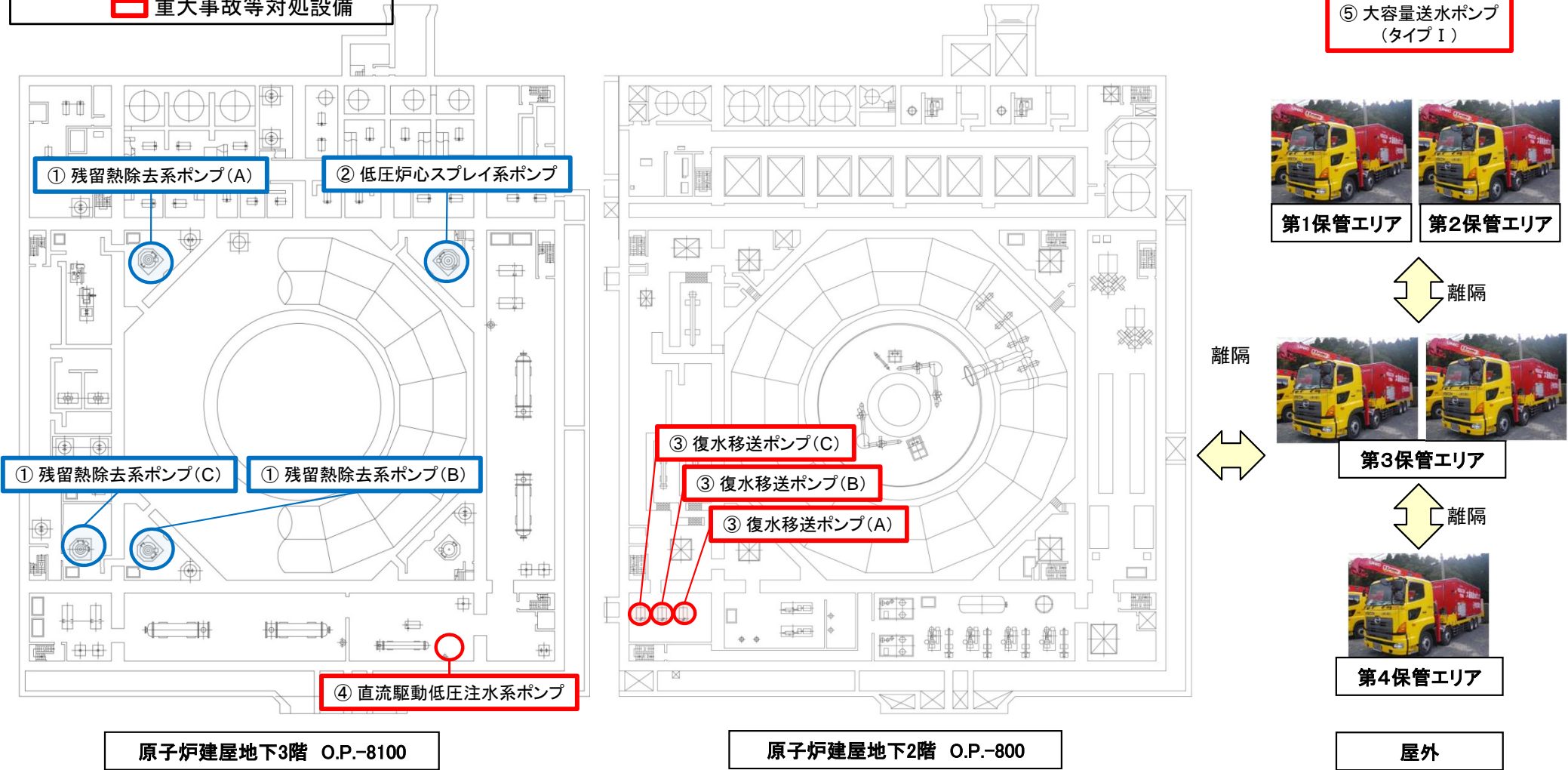
項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備		
	①残留熱除去系 (低圧注水モード)	②低圧炉心スプレイ系	③低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)	④低圧代替注水系(常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ)	⑤低圧代替注水系 (可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	復水移送ポンプ	直流駆動低圧注水系ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)
水源	サプレッション チェンバ	サプレッション チェンバ	復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽(No.1)又は 淡水貯水槽(No.2))
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は 可搬型代替交流電源設備 (電源車)	常設代替直流電源設備 (250V蓄電池)	不要 (空冷式ディーゼル エンジン)
冷却方式	水冷	水冷	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)

4.1 意見No.67への回答(6/6)

➤ 低圧注水設備の多様性, 位置的分散(2/2)

- 復水移送ポンプ【③】, 直流駆動低圧注水系ポンプ【④】及び大容量送水ポンプ【⑤】は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ【①】及び低圧炉心スプレイ系ポンプ【②】と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計

凡例 設計基準事故対処設備
 重大事故等対処設備



原子炉建屋地下3階 O.P.-8100

原子炉建屋地下2階 O.P.-800

屋外

4.2 意見No.76への回答(1/7)

意見No.76

- 水素発生防止策について確認したい。

- 重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止（水素発生防止）するため、高圧代替注水系、低圧代替注水系等を設置
- 炉心の著しい損傷が発生した場合に備え、原子炉格納容器の破損を防止（原子炉建屋への水素漏えい抑制）するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、代替循環冷却系等を設置

著しい炉心損傷防止（水素発生防止）

【設計基準事故対処設備】

- ・高圧炉心スプレイ系
- ・低圧炉心スプレイ系
- ・残留熱除去系（低圧注水モード）
- ・原子炉隔離時冷却系 等

【重大事故等対処設備】

- ・高圧代替注水系
- ・低圧代替注水系 等

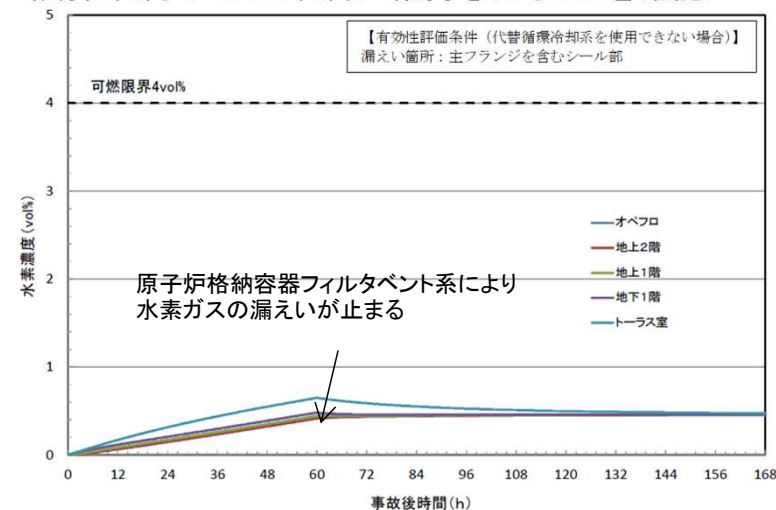
原子炉格納容器破損防止（原子炉建屋への水素漏えい抑制）

【重大事故等対処設備】

- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
- ・代替循環冷却系
- ・原子炉格納容器フィルタベント系
- ・原子炉格納容器下部注水系 等

【参考】有効性評価における原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動

- 有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における原子炉建屋原子炉棟内における水素挙動を評価した結果、可燃限界未満の4vol%未満に維持されることを確認



- これらの対策を講じたとしても、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に備え、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策を実施

4.2 意見No.76への回答(2/7)

■ 原子炉格納容器破損防止対策を講じたとしても原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に備え、以下の対策を実施

➤ 静的触媒式水素再結合装置(PAR)

- 原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に原子炉建屋原子炉棟内で水素を処理

➤ 原子炉格納容器フィルタベント系

- 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には、PARによる水素処理に加えて、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを行い、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制

➤ 原子炉建屋ベント設備【自主対策設備】

- 水素の成層化等により水素爆発に至る可能性のある場合に、オペレーティングフロアの天井部分から水素を排出



静的触媒式水素再結合装置(PAR)



原子炉格納容器フィルタベント系



原子炉建屋ベント設備

4.2 意見No.76への回答(3/7)

■ 静的触媒式水素再結合装置(PAR)の概要

- PARは、炉心の著しい損傷が発生した場合に、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させる設備
- PARの動作確認を行うために、動作監視装置としてPARの入口側及び出口側に温度検出器を設置



静的触媒式水素再結合装置

PARの主要仕様

種類	触媒式
容量	約0.5 kg/h/台 (水素濃度4.0vol%, 100°C, 大気圧において)
個数	19台

動作監視装置の主要仕様

種類	熱電対
計測範囲	0~500°C
個数	8個(4個のPARの入口側及 び出口側に設置)



触媒カートリッジ収納ハウジング内部

22枚の触媒カートリッジが収納されている



4.2 意見No.76への回答(4/7)

■ 静的触媒式水素再結合装置(PAR)の設計方針

- 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満の4vol%未満に抑制できるよう、PARの設置台数を設定
- PARの設置台数は、原子炉格納容器からの水素漏えい量に対して、PARの水素処理容量が上回るように設定し、その台数と配置について流動解析にて確認

① PAR設置台数の設定

PARの設置台数は必要台数評価条件より17台となり、必要台数に余裕を考慮し19台を設置

$$\begin{aligned} \text{必要台数} &= \text{水素発生量} \times \text{原子炉格納容器漏えい率} / \text{PAR1台あたりの水素処理容量} \\ &= 990\text{kg} \times ((10\%/day) / (24h/day)) / (0.25\text{kg/h}) = 16.5\text{台} \end{aligned}$$

PARの必要台数評価条件

項目	評価条件	設定理由
PAR 1 台あたりの水素処理容量	0.25kg/h	水素濃度4.0vol%, 100°C, 大気圧における水素処理容量約0.5kg/hに、反応阻害物質による性能低下を保守的に50%見込んだ値として設定
水素発生量	有効燃料長 ^{※1} 被覆管100% 990kg	有効性評価における水素発生量を包絡する値として設定(有効燃料長被覆管100%のジルコニウム全量のジルコニウム-水反応により発生する水素量)
原子炉格納容器漏えい率	10%/day	原子炉格納容器の限界圧力である854kPa[gage]における原子炉格納容器漏えい率約1.3%/dayに余裕を考慮して設定

※1: 燃料ペレットの入っている部分の燃料被覆管の長さ

【参考】PARの必要台数評価条件と有効性評価

・PARの必要台数評価条件に用いる原子炉格納容器からの水素発生量及び水素漏えい量は、有効性評価を包絡する設定としている

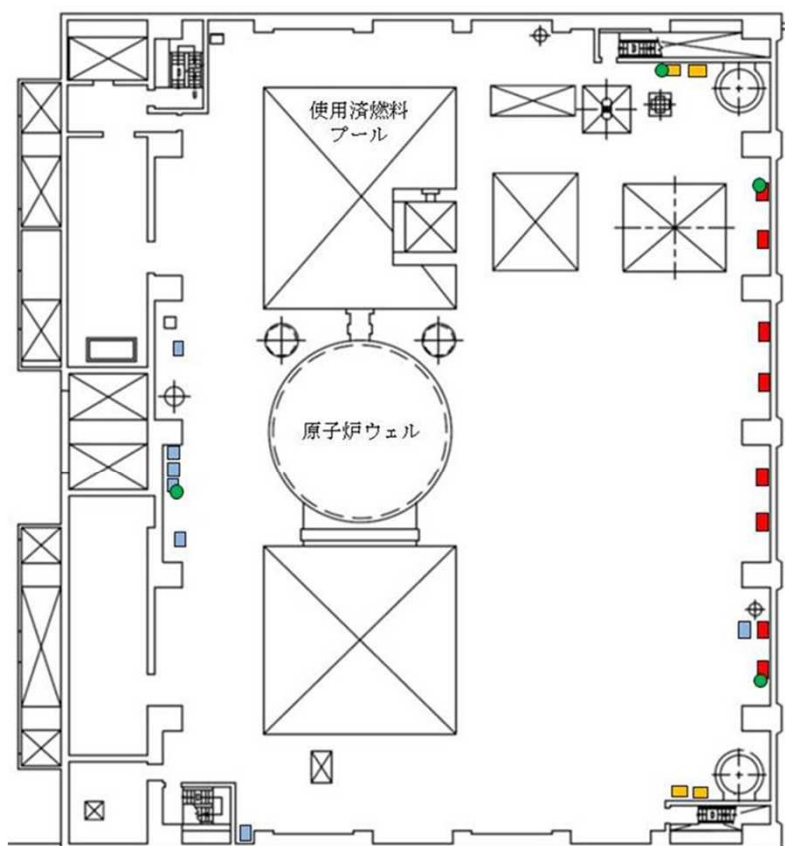
項目	必要台数評価条件	有効性評価 ^{※2}
水素発生量	990 kg	約282 kg
原子炉格納容器漏えい率	10 %/day	約1 %/day(最大)
原子炉格納容器水素漏えい量	99 kg/day	約2.82 kg/day

※2: 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」シナリオの場合

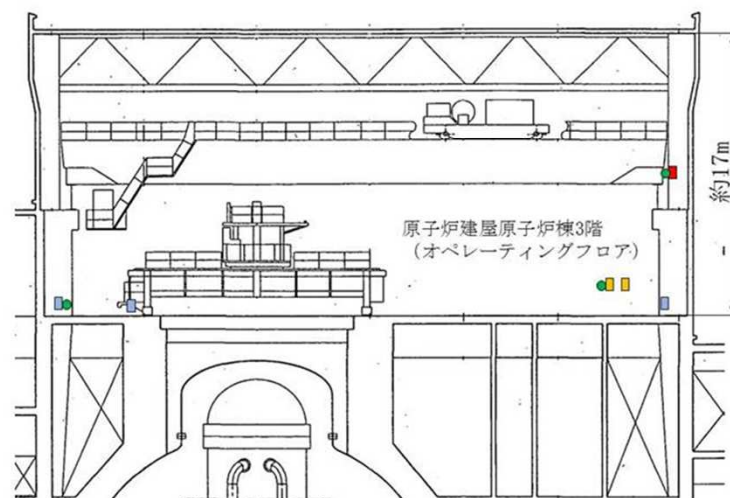
4.2 意見No.76への回答(5/7)

②PAR設置場所の設定

- 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ水素が漏えいした場合、水素を含むガスが高温のため、原子炉建屋原子炉棟内における水素は、原子炉建屋3階(オペレーティングフロア)に導かれる
- そのため、水素が最終的に滞留するオペレーティングフロアにPARを設置
- 配置にあたっては、オペレーティングフロアでの水素の均一化、メンテナンスエリアの確保及び他設備との干渉を考慮し、オペレーティングフロアの壁近傍に水平方向及び上下方向それぞれに分散して19台を配置



設置場所を示す図面



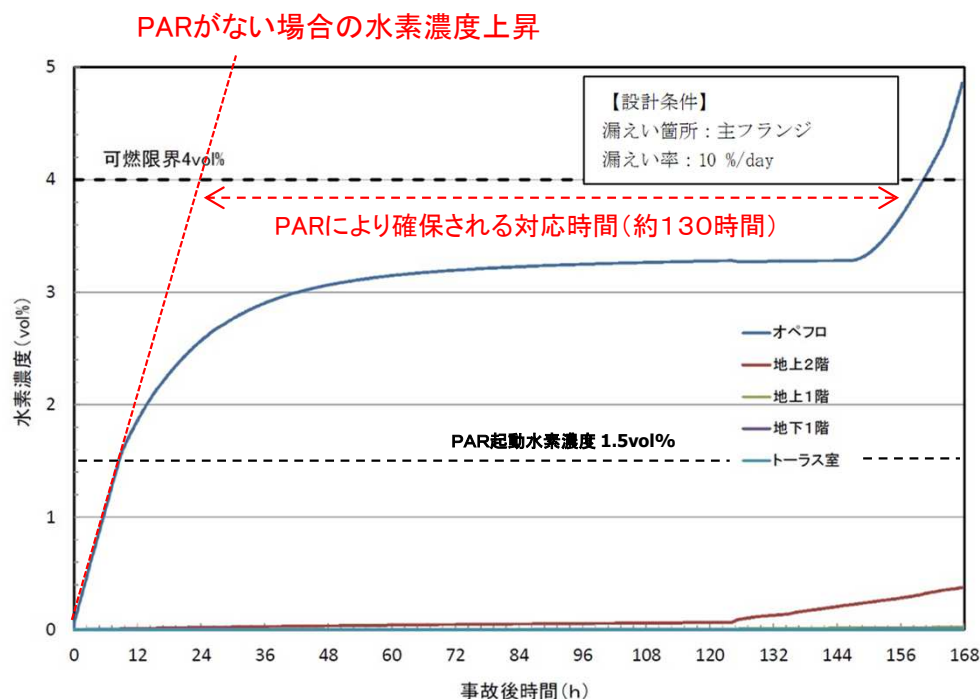
設置高さを示す図面

PAR配置図

4.2 意見No.76への回答(6/7)

③流動解析による妥当性確認【設計条件】

- ①及び②を基に、設計条件(水素発生量990kg, 原子炉格納容器漏えい率10%/day)にて原子炉建屋原子炉棟内における水素挙動を評価した結果、PARの起動により4vol%未満に抑制されることを確認
- なお、事象発生後約148時間でオペレーティングフロアの酸素が欠乏し、PARの起動酸素濃度(2.5vol%)を下回ることによって処理が行われなくなり、水素濃度が上昇する結果となったが、この状態は酸素濃度が可燃限界未満であり水素燃焼は発生しない
- また、原子炉建屋内水素濃度(オペレーティングフロア)が2.3vol%に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する運用としており、原子炉格納容器ベントにより原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいが抑制されることから、水素濃度は可燃限界に到達しない



原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動【設計条件】

4.2 意見No.76への回答(7/7)

■ 静的触媒式水素再結合装置(PAR)の反応阻害物質に対する影響

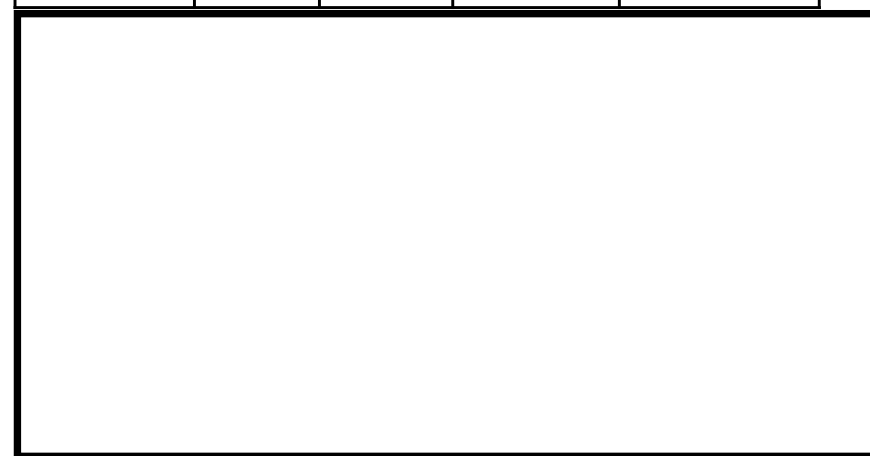
- 炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素の影響
 - よう素環境下では、よう素が存在しない状態と比較し約25%の水素処理性能の低下が確認されている
 - 重大事故等時に想定されるよう素濃度は、試験条件と比べて十分に低いが、PARの水素処理容量は、保守的に50%の性能低下を見込み、PARの設置台数を決定
- 水蒸気の影響
 - 水蒸気濃度が50vol%の環境下においても、水素処理性能を発揮していることが確認されている
 - 重大事故等時に想定される水蒸気濃度は約21vol%であり、水蒸気による性能低下の影響は考慮しない
 - 仮に多量の水蒸気が発生した場合においても、触媒には疎水性コーティングが施されており、有意な触媒の劣化は起こらない



重大事故等時に想定されるよう素濃度 約0.015 g/m³
 試験条件のよう素濃度 g/m³

よう素影響確認試験結果

試験ケース	温度	圧力	水素濃度	水蒸気濃度
N8/2	30°C	3.25bar	4vol%	0vol%
N9/2	114°C	3.25bar	4vol%	50vol%



重大事故等時に想定される水蒸気濃度 約21vol%
 試験条件の水蒸気濃度 50vol%

蒸気環境下確認試験結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.3 意見No.77への回答(1/3)

意見No.77

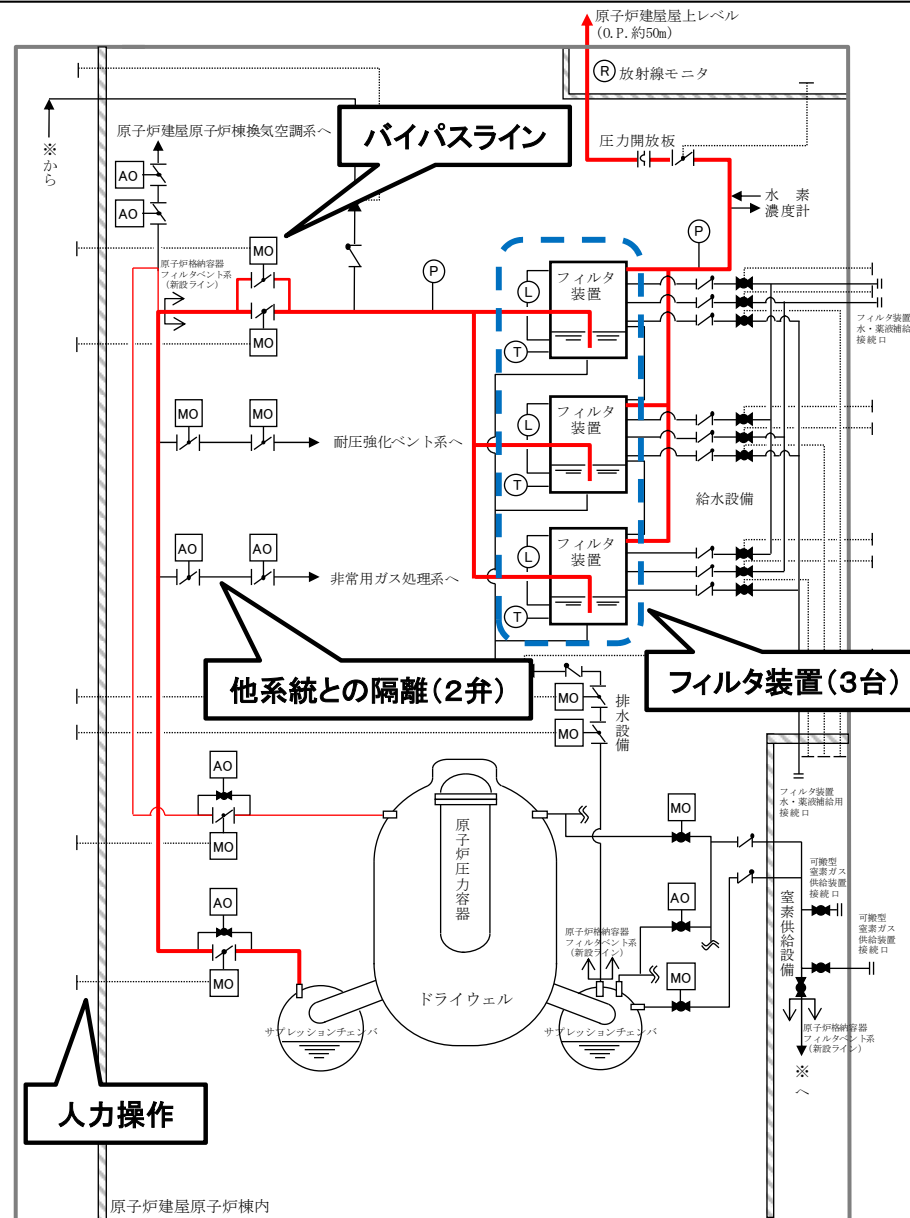
- 格納容器フィルターベント設備の性能及び運用等について説明すること。 【運用については次回以降に説明】

■原子炉格納容器フィルタベント系の概要

- 系統を構成する設備は、頑健な原子炉建屋に設置し、フィルタ装置は壁に固定する設計
- サプレッションチェンバからのベントを基本とするが、長期的にも溶融炉心、水没等により悪影響を受けないよう、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気経路を設置する設計
- ベントに必要な隔離弁は、全交流動力電源喪失時に代替電源設備より受電し、中央制御室から遠隔操作が可能な設計。さらに、全ての電源喪失を考慮し、原子炉建屋付属棟(非管理区域)から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作も可能な設計
- 他の系統と隔離する弁は、直列で二重に設置する設計
- ベント開始時の系統内での水素爆発を防止するため、待機時は系統内を窒素で不活性化する設計

フィルタ装置の主な仕様

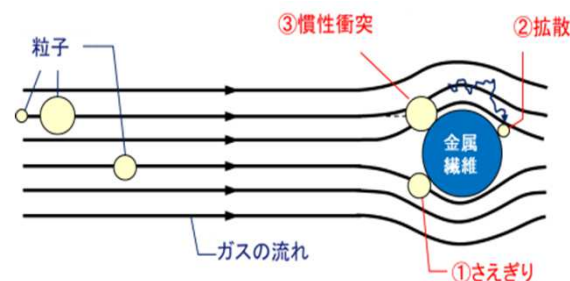
個数	1(3台で構成)
系統設計流量	約10.0kg/s (原子炉格納容器圧力427kPa[gage]において)
放射性物質除去効率	99.9%以上(粒子状放射性物質に対して) 99.8%以上(無機よう素に対して) 98%以上(有機よう素に対して)



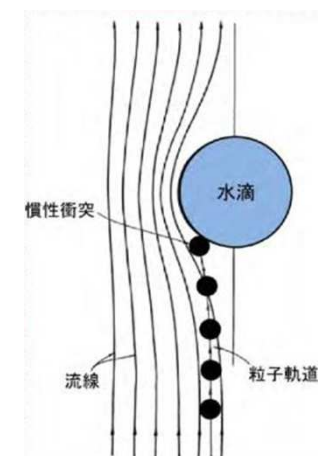
4.3 意見No.77への回答(2/3)

■放射性物質の低減

- Framatome製のフィルタ装置は、大規模試験装置により、実機使用条件を考慮した除去性能検証試験を行っており、その結果に基づきフィルタ装置を設計
- 粒子状放射性物質(CsI, TeO₂, SrO等)に対して99.9%以上, 無機よう素(I₂)に対して99.8%以上, 有機よう素(CH₃I)に対して98%以上を除去する性能を有する設計



金属繊維フィルタによる除去原理

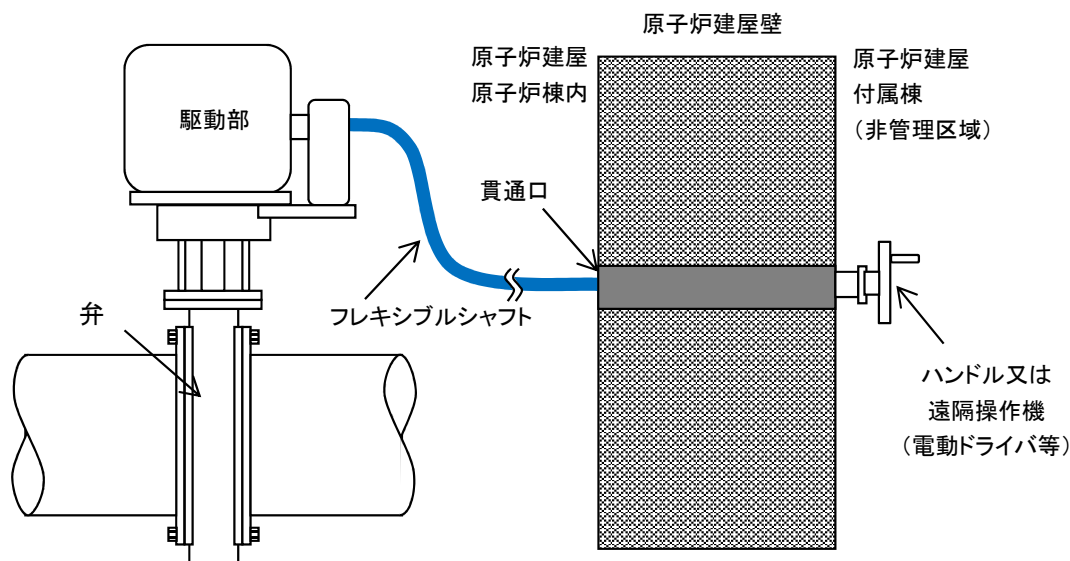


ベンチュリノズルによる除去原理

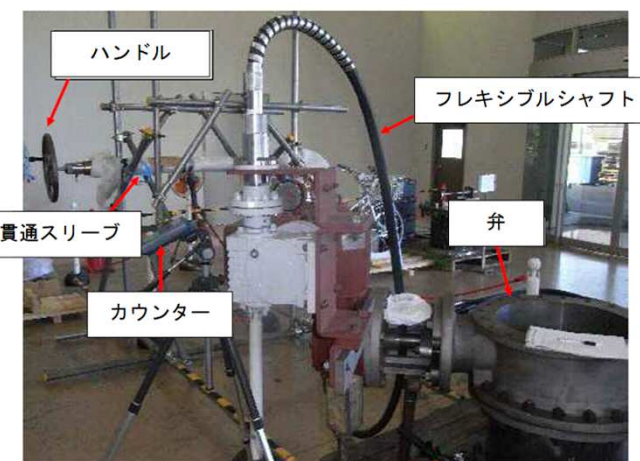
4.3 意見No.77への回答(3/3)

■ 隔離弁の人力操作

- ベントに必要な隔離弁は、全交流動力電源喪失時に代替電源設備より受電し、中央制御室から遠隔操作が可能な設計
- 全ての電源が喪失し、ベントに必要な隔離弁の操作が中央制御室からできない場合には、原子炉建屋付属棟（非管理区域）から遠隔手動弁操作設備を用いて人力にて隔離弁を操作が可能な設計
- フレキシブルシャフトを介した遠隔手動弁操作設備の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認
 - 人力の場合のハンドル操作時間：約54分（最大）
 - 電動ドライバを用いた場合のハンドル操作時間：約13分（最大）
- 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、ベントが開始される原子炉格納容器側の隔離弁の遠隔手動操作場所には、放射線防護対策として遮蔽を設置する設計



遠隔手動弁操作設備の模式図



モックアップ試験



5. 参考

参考1 先行BWRプラントとの比較(1/4)

・女川2号炉と先行BWRプラントとの主な重大事故等対処設備の比較

項目	主な重大事故等対処設備		
	柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
原子炉の停止対策の強化	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	代替再循環系ポンプトリップ機能	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
原子炉の減圧対策の強化	代替自動減圧機能	過渡時自動減圧機能	代替自動減圧機能
	代替直流電源設備からの給電	代替直流電源設備からの給電	代替直流電源設備からの給電
	高圧窒素ガス供給系	非常用窒素供給系	高圧窒素ガス供給系(非常用)
	— (自主対策として代替逃がし安全弁駆動装置を整備)	非常用逃がし安全弁駆動系	代替高圧窒素ガス供給系
原子炉への注水・除熱対策の強化	高圧代替注水系	高圧代替注水系	高圧代替注水系
	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)
	— (※1)	— (※1)	低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ) (※1)
	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)
	代替原子炉補機冷却系 (※2)	緊急用海水系 (※2)	原子炉補機代替冷却水系 (※2)
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	原子炉格納容器フィルタベント系
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系

※1: TBP(全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着)シナリオへの対応について、柏崎刈羽6・7及び東海第二は可搬型ポンプにて行うが、女川2は事象発生直後の可搬型ポンプを用いた対応は実効性に不確かさがあることを考慮して常設の直流駆動低圧注水系ポンプを設置

※2: 東海第二は常設設備による対応、柏崎刈羽6・7及び女川2は可搬型設備による対応

参考1 先行BWRプラントとの比較(2/4)

項目	主な重大事故等対処設備		
	柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
使用済燃料プールへの注水対策の強化	— (※1)	常設ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン) (※1)	— (※1)
		常設ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド) (※1)	
	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)	可搬型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)	燃料プール代替注水系(常設配管)
		可搬型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)	燃料プールスプレイ系(常設配管)
	燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)	可搬型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)	燃料プール代替注水系(可搬型)
			燃料プールスプレイ系(可搬型)
	使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備
燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系	燃料プール冷却浄化系	

※1: 東海第二は常設ポンプによる対策を整備しているが、柏崎刈羽6・7及び女川2は可搬型ポンプにより対応が可能であり常設ポンプによる対策は不要

参考1 先行BWRプラントとの比較(3/4)

項目		主な重大事故等対処設備		
		柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
原子炉格納容器の破損防止対策の強化	原子炉格納容器破損防止対策	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)
		代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)
		格納容器下部注水系(常設)	格納容器下部注水系(常設)	原子炉格納容器下部注水系(常設) (復水移送ポンプ)
		格納容器下部注水系(可搬型)	格納容器下部注水系(可搬型)	原子炉格納容器下部注水系(可搬型)
	原子炉格納容器過圧破損防止対策	代替循環冷却系	代替循環冷却系	代替循環冷却系
		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	原子炉格納容器フィルタベント系
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止対策	原子炉格納容器内不活性化	原子炉格納容器内不活性化	原子炉格納容器内不活性化
		— (自主対策として可搬型格納容器窒素供給設備を整備)	可搬型窒素供給装置	可搬型窒素ガス供給装置
		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置	原子炉格納容器フィルタベント系
		耐圧強化ベント系 (※1)	— (※1)	— (※1)
		原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備

※1: 柏崎刈羽6・7は炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用するが、東海第二及び女川2は炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用しない

参考1 先行BWRプラントとの比較(4/4)

項目	主な重大事故等対処設備		
	柏崎刈羽6・7	東海第二	女川2
放射性物質の拡散抑制対策の導入	原子炉建屋放水設備	原子炉建屋放水設備	放水設備(大気への拡散抑制設備) 放水設備(泡消火設備)
	汚濁防止膜	汚濁防止膜	シルトフェンス
	放射性物質吸着材	— (自主対策として放射性物質吸着材を整備)	— (自主対策として放射性物質吸着材を整備)
建屋等の水素爆発防止対策の導入	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合装置
	— (※1)	原子炉建屋ガス処理系 (※1)	— (※1)
	原子炉建屋内水素濃度監視設備	原子炉建屋内水素濃度監視設備	原子炉建屋内水素濃度監視設備
水源の確保	復水貯蔵槽	西側淡水貯水設備, 代替淡水貯槽	復水貯蔵タンク
	防火水槽, 淡水貯水池	西側淡水貯水設備, 代替淡水貯槽	淡水貯水槽(2基)
電源設備の強化	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
	所内蓄電式直流電源設備	所内常設直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備
	可搬型直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備
	号炉間電力融通電気設備	—	— (自主対策として号炉間電力融通設備を整備)
	燃料補給設備	燃料給油設備	燃料補給設備
計装設備の強化	主要パラメータ及び代替パラメータ	主要パラメータ及び代替パラメータ	主要パラメータ及び代替パラメータ

※1: 東海第二は水素排出を目的として原子炉建屋ガス処理系を使用するが、柏崎刈羽6・7及び女川2は水素排出を目的として東海第二と同等設備の非常用ガス処理系を使用しない

参考2-1 重大事故等対策【炉心損傷防止対策】

□ : 重大事故等対処設備

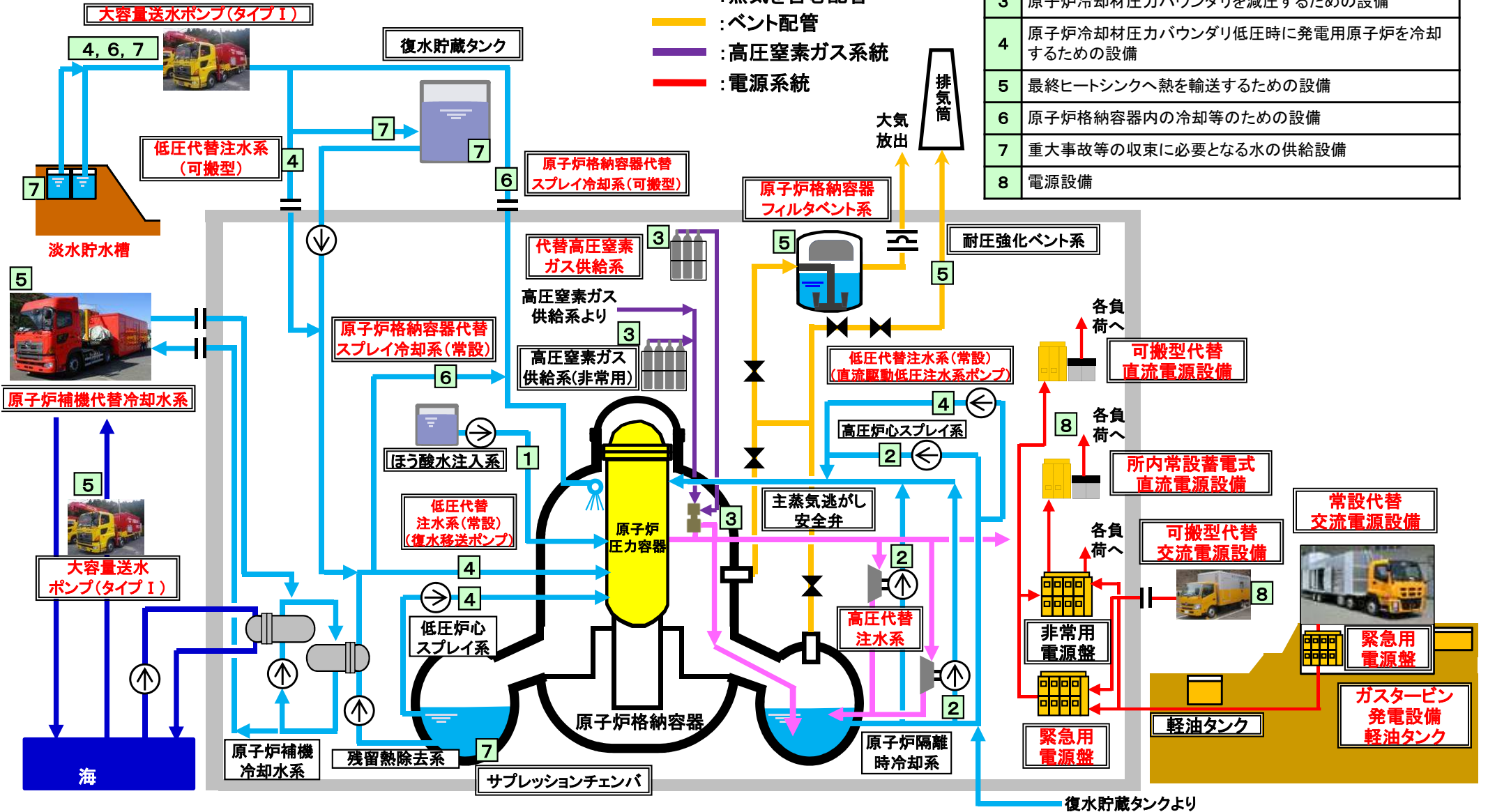
□ : 重大事故等対処設備(設計基準拡張)※

※ 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対処設備

系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す


- : 水を含む配管
- : 海水を含む配管
- : 蒸気を含む配管
- : ベント配管
- : 高圧窒素ガス系統
- : 電源系統

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設備
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設備
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
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設備
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
7	重大事故等の収束に必要な水の供給設備
8	電源設備



復水貯蔵タンクより








参考2-2 重大事故等対策【格納容器破損防止対策】

 : 重大事故等対処設備

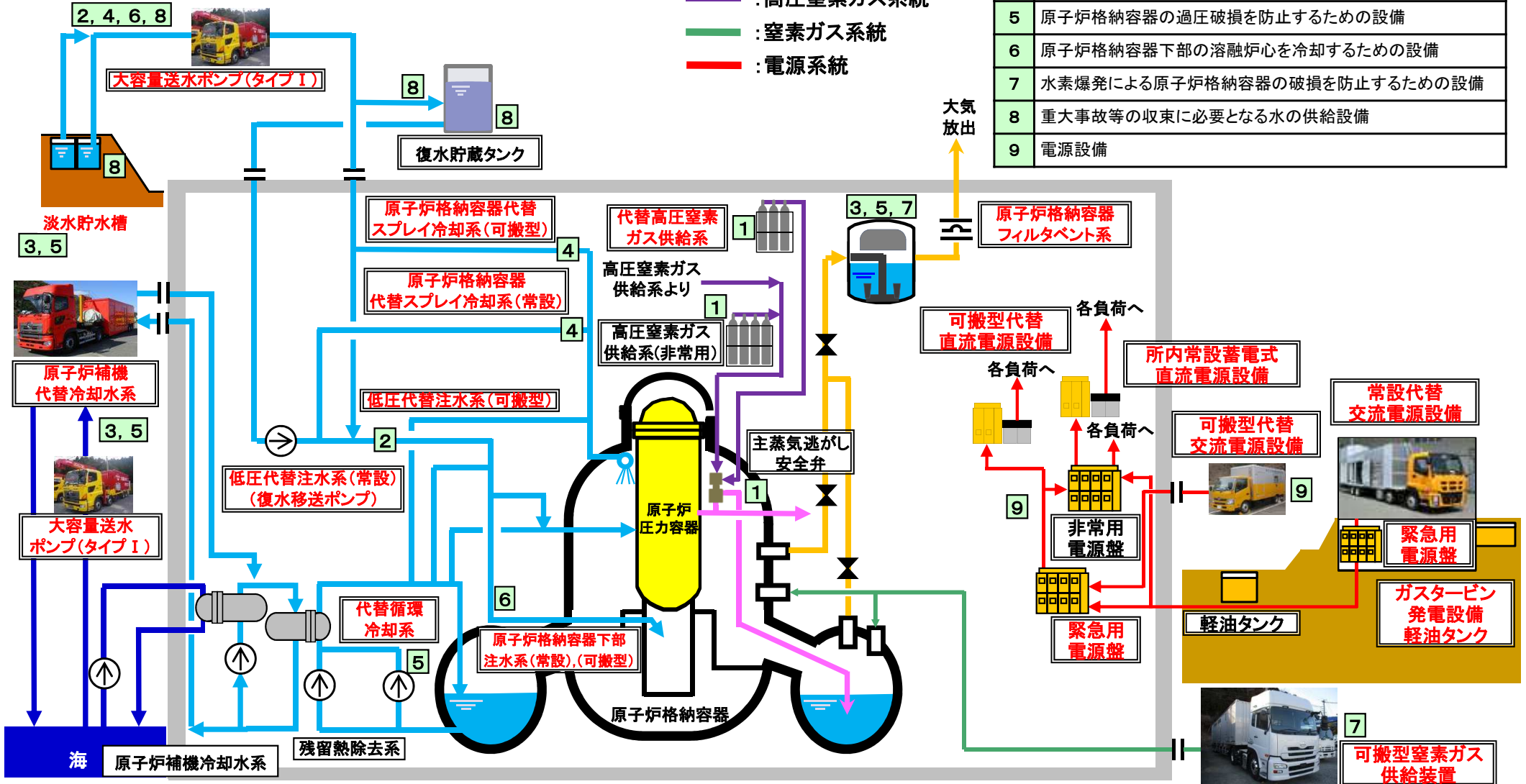
 : 重大事故等対処設備(設計基準拡張)※

※ 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対処設備

系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

-  : 水を含む配管
-  : 海水を含む配管
-  : 蒸気を含む配管
-  : ベント配管
-  : 高圧窒素ガス系統
-  : 窒素ガス系統
-  : 電源系統

1	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
2	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設備
3	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
4	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
5	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
6	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
7	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設備
8	重大事故等の収束に必要な水の供給設備
9	電源設備



参考2-3 重大事故等対策【使用済燃料プールの燃料損傷防止対策】

: 重大事故等対処設備

: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)※

※ 重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対処設備

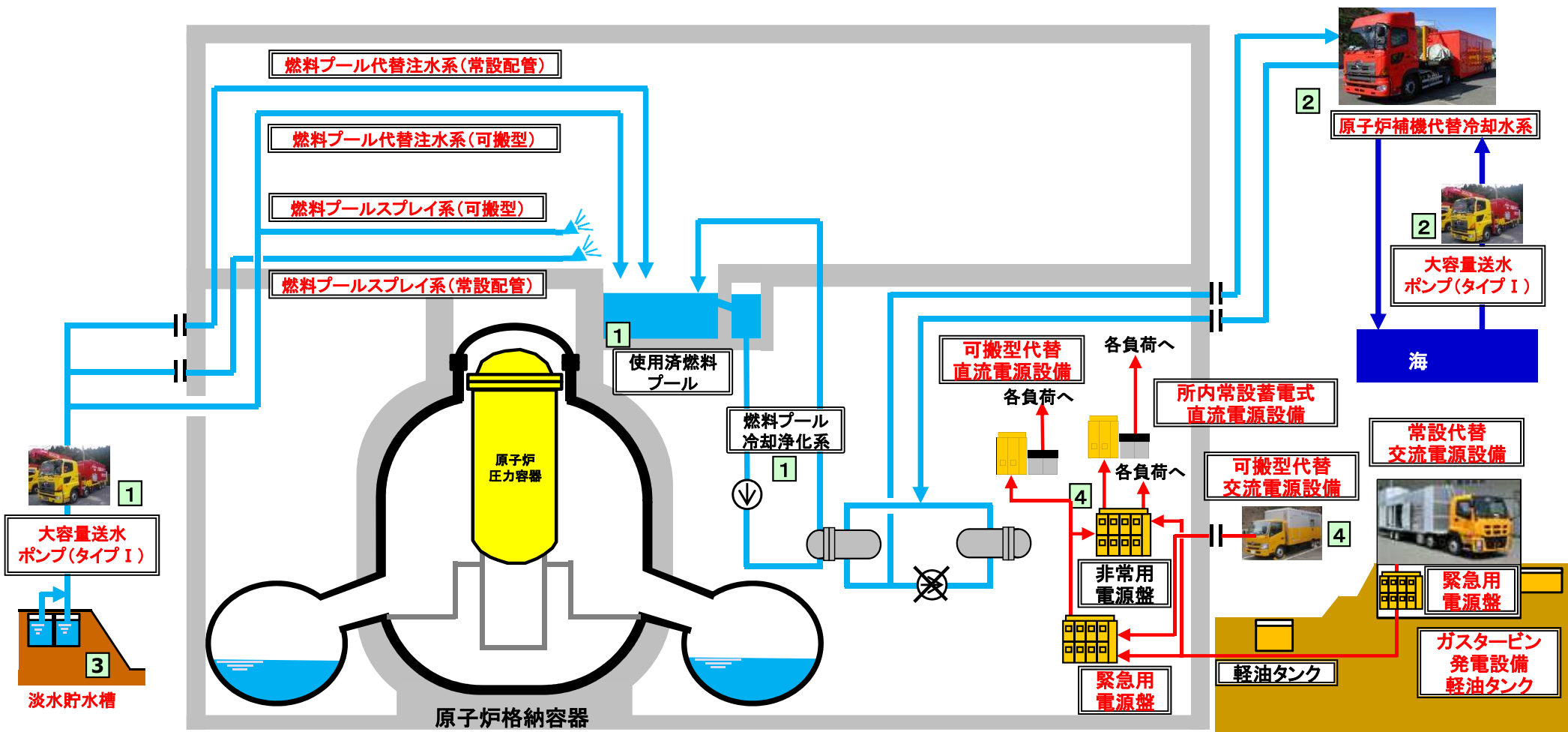
系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

— : 水を含む配管

— : 海水を含む配管

— : 電源系統

1	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
2	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
3	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
4	電源設備



参考2-4 重大事故等対策【発電所外への放射性物質拡散抑制対策】

: 重大事故等対処設備

: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)※

※重大事故等時に機能を期待する既設の設計基準事故対処設備

系統・設備名称が赤字のものは、改造を含む新設設備を示す

— : 海水を含む配管

— : 電源系統

1	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
2	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
3	電源設備

