

東海第二発電所

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の 新規制基準適合性審査を通じて得られた 技術的知見への対応について

平成29年10月13日

日本原子力発電株式会社

1. 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見への対応状況



技術的知見	柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の対応	東海第二発電所の対応
①格納容器の過圧破損を防止するための格納容器代替循環冷却系	格納容器圧力逃がし装置に加えて、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できる代替循環冷却系を新たに整備	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置に加えて、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できる代替循環冷却系を新たに整備 ・対応について指摘事項の回答と併せて本日説明
②使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策	代替補機冷却系を介して使用済燃料貯蔵槽を除熱することができる対策を新たに整備	<ul style="list-style-type: none"> 代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系を介して使用済燃料プールを除熱することができる対策を新たに整備 ・審査資料の反映箇所 重大事故等対処設備について 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】
③原子炉制御室の居住性を確保するためのブローアウトパネルの閉止機能	非常用ガス処理系の運転時に原子炉建屋ブローアウトパネルが遠隔又は現場において手動で閉止できるよう整備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋ガス処理系の運転時に原子炉建屋ブローアウトパネルが遠隔又は現場において手動で閉止できるよう整備 ・第517回審査会合(平成29年10月12日)資料1-3にて説明
④全交流動力電源喪失を想定した事故シーケンスグループの分割	原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因に着目して4つの事故シーケンスグループに分割し、それぞれ有効性評価を実施	<ul style="list-style-type: none"> 長期TB, TBD/TBU, TBPの3つに分割(先行審査プラントにおいても, TBD及びTBUは同等と取り扱っており, 実態として対応に相違はない) ・審査資料の反映箇所 重大事故等対策の有効性評価 2.3 全交流動力電源喪失

技術的知見①

「格納容器の過圧破損を防止するための格納容器
代替循環冷却系」の対応について

2. 技術的知見の対応「①代替循環冷却系」



【説明の流れ】

(1) 審査会合(2017年9月21日)での指摘事項についてご回答

番号	指摘日時	分類	シーケンス等	指摘事項の内容
99	2017/9/21	CV	過圧・過温破損	格納容器破損防止(過圧・過温破損)において、期待している代替循環冷却系の信頼性を整理して提示すること。また、代替循環冷却系が使用できない場合において、実手順等を踏まえた最適条件とした場合のベント実施時間を整理して提示すること。
100	2017/9/21	49_1.6_CV冷却		代替格納容器スプレイを可能な限り連続運転とする方針に対して、具体的に手順書にどのように定めるのか整理して提示すること。

(2) (1)のご回答を踏まえ、東海第二発電所における代替循環冷却系の設計等の対応についてご説明

(3) まとめ

a. 指摘事項

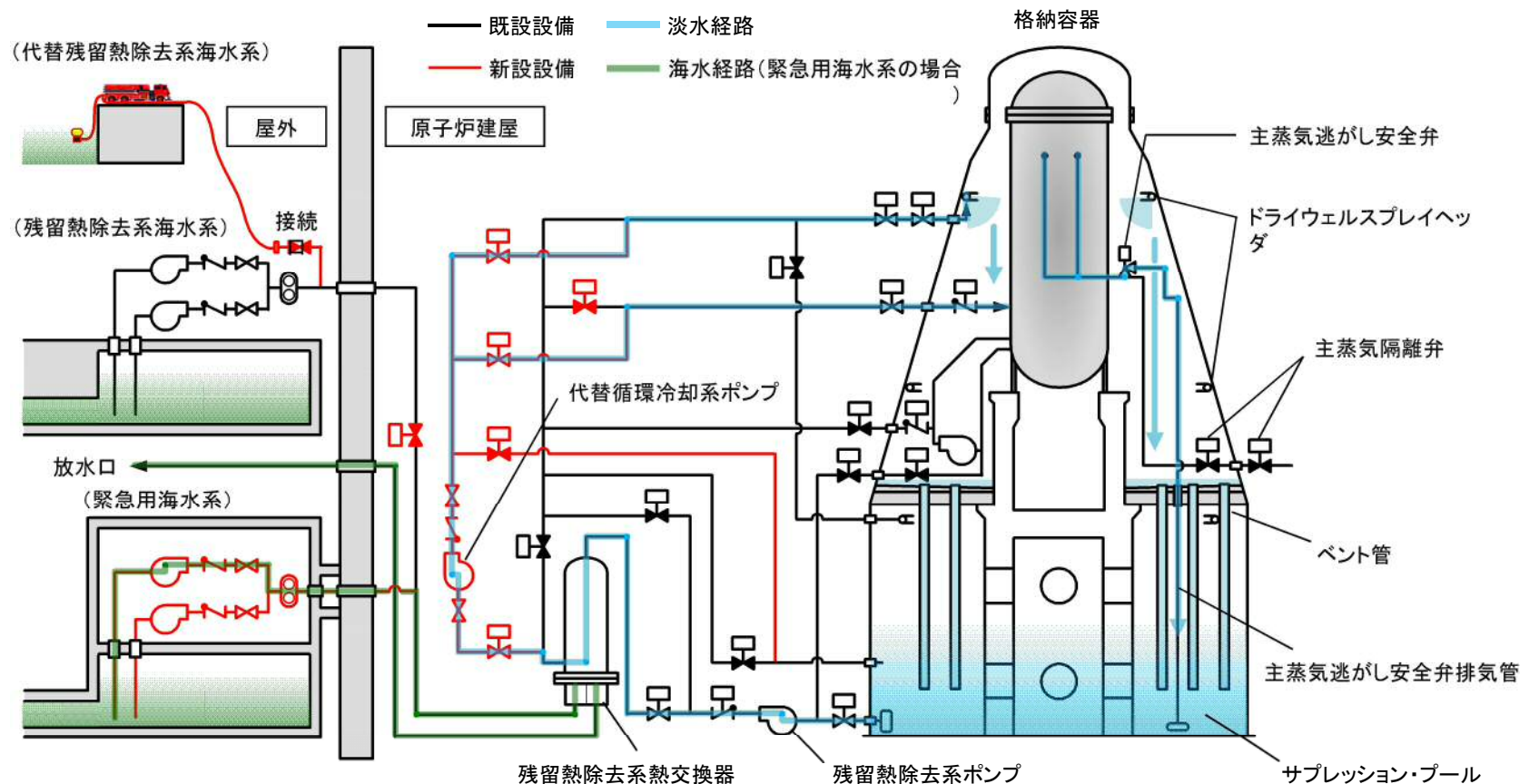
格納容器破損防止(過圧・過温破損)において、期待している代替循環冷却系の信頼性を整理して提示すること

b. 回答

(a) 代替循環冷却系の概要

格納容器過圧破損防止対策としての代替循環冷却系※は、設置許可基準規則43条(重大事故等対処設備)及び50条(格納容器過圧破損防止)に適合する設計とする

※ 代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源とし、残留熱除去系を流路とした新設の代替循環冷却系ポンプにより原子炉及び格納容器の循環冷却を可能とする。



b. 回 答(続き)

(b) 代替循環冷却系の設置許可基準規則第43条への適合方針(1/2)

設置許可基準規則 要求項目		適合方針	適合可否
第43条第1項	一 環境条件及び荷重条件	・代替循環冷却系ポンプ, サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器は, 重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。	○
	二 操作性	・代替循環冷却系ポンプ, サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は, 中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。 ・通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えが可能な設計とする。	○
	三 試験及び検査	・運転中に機能・性能の確認, 漏えいの確認が可能な設計とする。 ・停止中に機能・性能の確認, 分解検査が可能な設計とする。	○
	四 切替えの容易性	・系統の切替えに必要な弁は, 中央制御室から遠隔操作が可能な設計とする。 ・代替循環冷却系が必要となるまでの間に速やかに切替えることが可能な設計とする。	○
	五 悪影響の防止	・弁操作等によって, 設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物の系外放出を防止するため, 代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。	○
	六 設置場所	・代替循環冷却系ポンプの操作は, 中央制御室で可能な設計とする。	○
第43条第2項	一 容量	・代替循環冷却系ポンプは, 格納容器の過圧破損防止に必要なポンプ流量を有する設計とする。 ・サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器は, 設計基準事故時に使用する場合の容量及び伝熱容量が, 格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため, 設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	○
	二 共用の禁止	・敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないため, 代替循環冷却系は共用しない。	—
	三 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性, 位置的分散	・計基準事故対処設備である残留熱除去系に対し, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図る設計とする(次頁参照)。	○

2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (1)審査会合での指摘事項のご回答



b. 回答(続き)

(b) 代替循環冷却系の設置許可基準規則第43条への適合方針(2/2)

多様性, 位置的分散		残留熱除去系	代替循環冷却系
ポンプ		残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交換器室
水源		サブプレッション・プール	サブプレッション・プール
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉建屋原子炉棟地下2階
駆動用空気		不要	不要
潤滑油		不要(内包油)	不要(内包油)
冷却水		残留熱除去系海水系	不要(自然冷却)
駆動電源		非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備
		原子炉建屋付属棟地下1階	屋外
独立性		残留熱除去系	代替循環冷却系
共通要因故障	地震	耐震Sクラス	基準地震動S _s 機能維持
	津波	防潮堤及び浸水防止設備の設置	防潮堤及び浸水防止設備の設置 水密化されたエリアに設置
	火災	火災が共通要因となり故障することのない設計とする	
	溢水	溢水が共通要因となり故障することのない設計とする	

(c) 代替循環冷却系の設置許可基準規則第50条への適合方針

代替循環冷却系は, サポート系である緊急用海水系又は残留熱除去系海水系等に期待した上で, 格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (1)審査会合での指摘事項のご回答



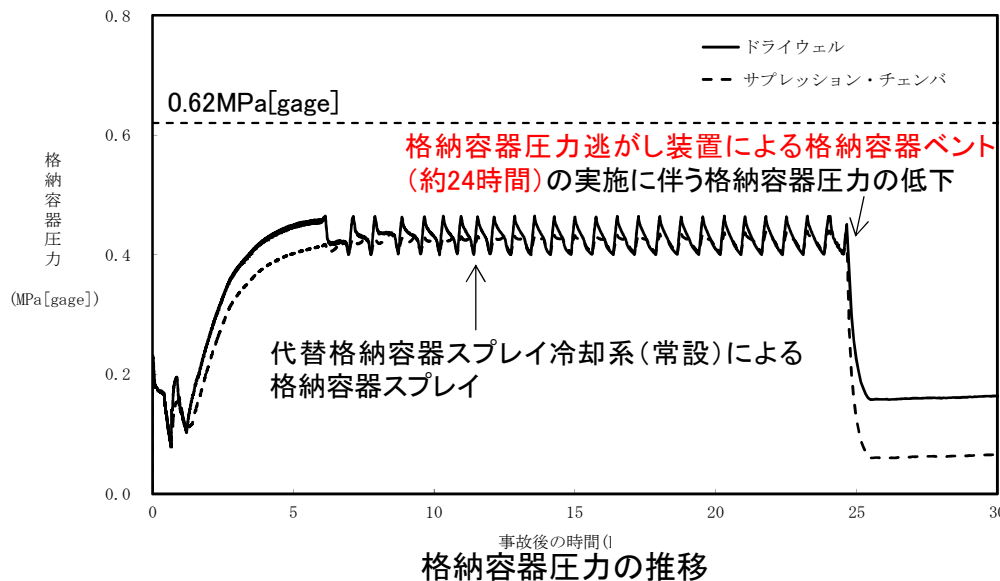
a. 指摘事項

- 代替循環冷却系が使用できない場合において、実手順等を踏まえた最適条件とした場合のベント実施時間を整理して提示すること
- 代替格納容器スプレイを可能な限り連続運転とする方針に対して、具体的に手順書にどのように定めるのか整理して提示すること

b. 回答

スプレイ温度等の現実的な条件及び手順を考慮すると、ベント時間は事象発生約24時間後(約24.7時間後)となる。

項目	現実的な評価条件	設定理由
外部水源温度 (スプレイ温度)	20℃	有効性評価のベースケースでは35℃一定としているが、地下式タンクを水源としており、約20℃以下の水温になることが想定されるため、現実的な評価条件では20℃を設定
格納容器 スプレイ流量	102m ³ /h (1.3~1.5Pd制御)	有効性評価のベースケースでは1.3~1.5Pdの間欠スプレイ時の流量として最大である130m ³ /hとしているが、現実的な評価条件では、実手順に基づきスプレイ液滴径2mmが確保される最低流量として102m ³ /hを設定
ペDESTAL (ドライウェル部)水位	1m	有効性評価のベースケースではペDESTAL(ドライウェル部)の水張りを考慮していないが、格納容器の熱容量に寄与しベント遅延効果があるため、現実的な評価条件では水張りを考慮して設定

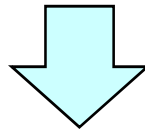


格納容器スプレイ手順

実手順	評価条件 (現実的な条件)
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイの流量調整範囲は102~130m³/hとし、可能な限り連続スプレイとなるよう流量を少なくする。 連続スプレイになる場合には、圧力制御範囲において可能な限り高い圧力に維持するよう流量調整する。 間欠スプレイになる場合には、最低流量である102m³/hとする。 	<p>実手順の流量範囲で可能な限り連続になる流量として102m³/hを設定し、1.3~1.5Pdの範囲で間欠スプレイ</p>

(a) 代替循環冷却系の設計等の対応について

東海第二発電所では、代替循環冷却系を格納容器圧力逃がし装置よりも優先使用する運用とするが、代替循環冷却系を使用しない場合の格納容器ベント時間は事象発生約24時間後であり、他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも格納容器ベントまでの時間が短い



代替循環冷却系を使用しない場合の短期の格納容器ベント実施を実質的に排除するため、以下の対応を実施

- 代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化※1, 2
- 代替窒素封入系を強化し、格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制
(最終的には、格納容器圧力逃がし装置により可燃性ガスを排出)

※1 代替循環冷却系(B系)の格納容器スプレイラインと代替格納容器スプレイ冷却系のラインが一部供用するが、代替循環冷却系(B系)に期待した場合でも、格納容器破損防止対策の有効性評価の各シーケンスにおいて評価項目を満足することを確認

※2 代替循環冷却系の多重化により、代替循環冷却系1系列時に比べてシステム非信頼度は1桁程度低減

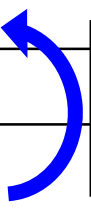
(b) 代替循環冷却系等による格納容器ベント時間の遅延効果について

前頁の対応によるベント遅延効果を確認するため、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価において、以下のケースを評価し、代替循環冷却系の使用等により、格納容器ベント時間を大幅に遅延できることを確認

- ①代替循環冷却系に期待した場合(ベースケース)
- ②代替循環冷却系に期待した場合(放射線水分解速度の不確かを考慮)
- ③代替循環冷却系に期待しない場合

	主な評価条件	格納容器ベント時間
①	代替循環冷却系を使用(原子炉注水及び格納容器スプレイ) 格納容器内酸素濃度4.0vol%到達:格納容器への窒素供給開始※	約40日後
②	格納容器内酸素濃度4.3vol%到達:格納容器ベント実施	約5日後
③	代替循環冷却系を使用しない場合を想定 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ サプレッション・プール水位通常水位+6.5m到達:格納容器ベント実施	約1日後

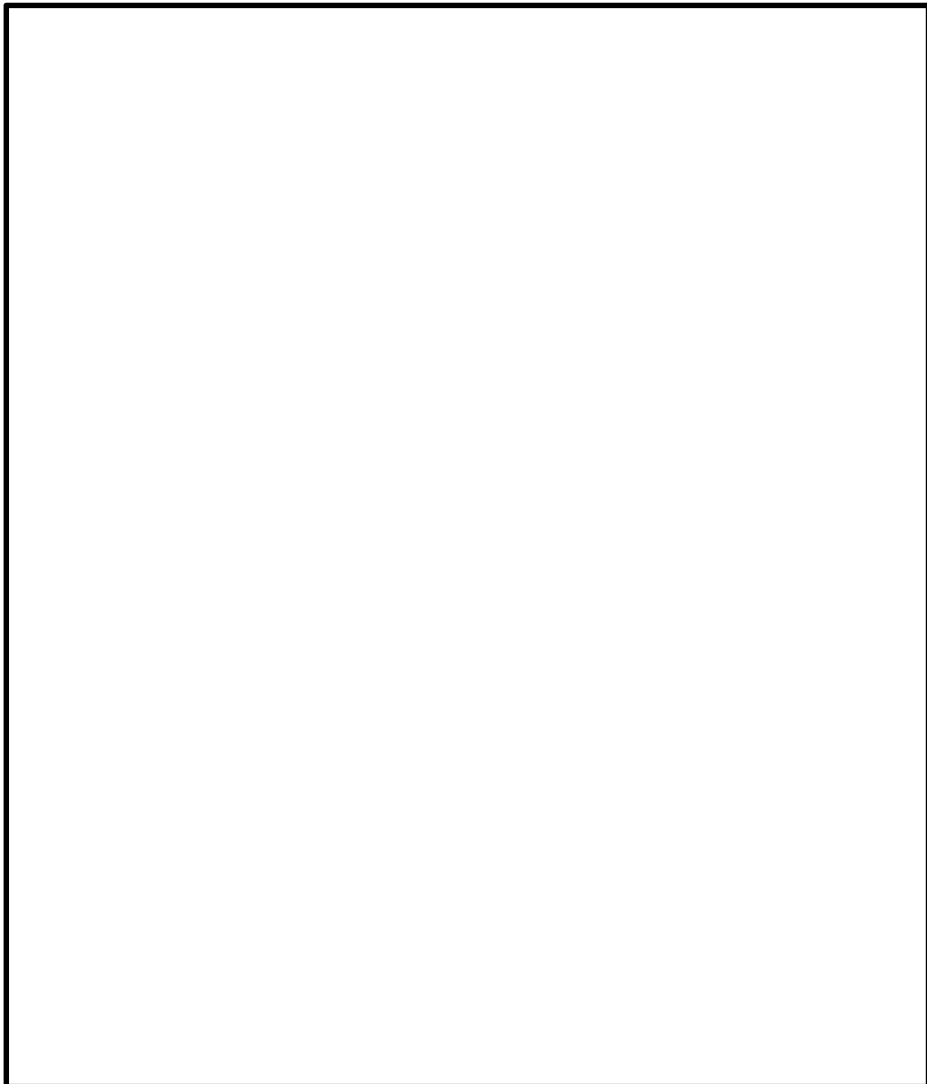
代替循環冷却系により
大幅なベント
遅延が可能



※代替窒素封入系の強化(200→400Nm³/hへの増容量)により、設計基準事故相当のG値(放射線水分解による酸素発生量が多い場合)でも酸素濃度の上昇が抑制され、ベント遅延が可能

- ・重大事故時に代替循環冷却系の機能に確実に期待できるよう、設置許可基準規則第43条に適合する設計にするとともに、残留熱除去系との多様性及び独立性、位置的分散を図った設計を採用
- ・東海第二発電所では、代替循環冷却系を使用しない場合の格納容器ベント時間が他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも短いことを踏まえ、さらに以下の対応を実施
 - 代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化
 - 代替窒素封入系を強化し、格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制
- ・以上の対応により、**重大事故時の短期の格納容器ベント実施を実質的に排除することが可能**であり、**格納容器ベント時間は事故後約40日後**(放射線水分解速度の**不確かさを考慮した場合でも事故後約5日後**)に遅延

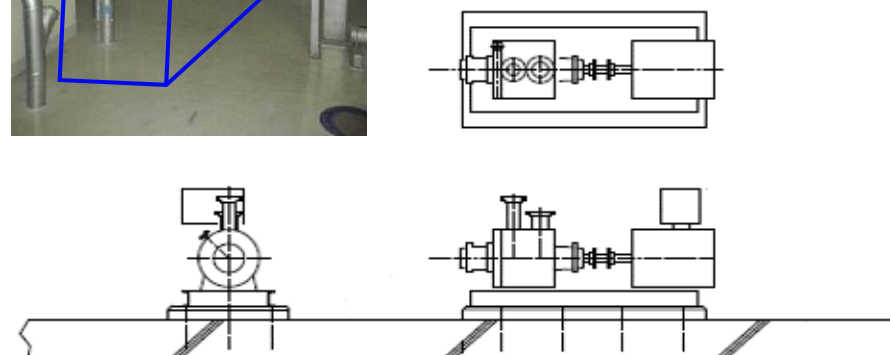
【代替循環冷却系ポンプの設置場所及び仕様等】



【設置場所イメージ(A系)】



代替循環冷却系ポンプは、設計基準対象設備である残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置する。



【代替循環冷却系ポンプ外形図】

代替循環冷却系ポンプ仕様	
型 式	: うず巻形
容 量	: 約 250 m ³ /h
揚 程	: 約 120 m
原動機出力	: 約 140 kW

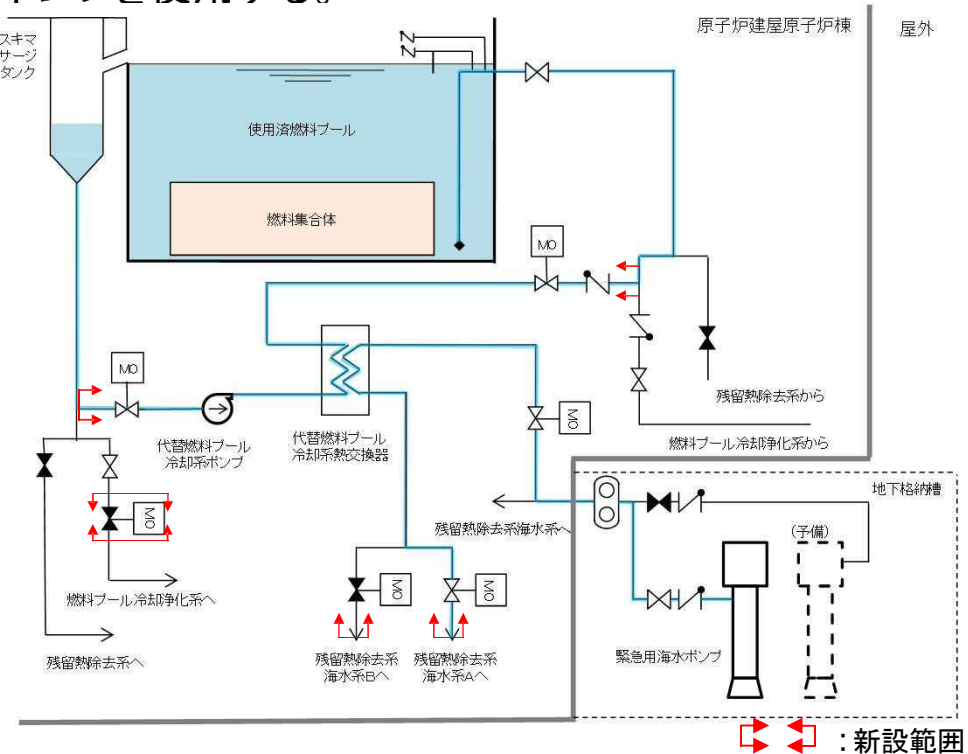
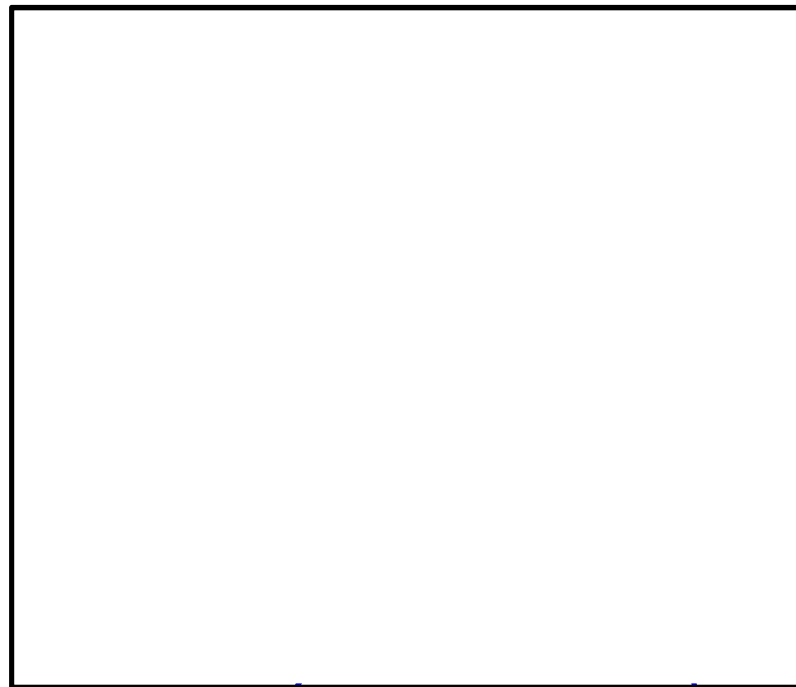
技術的知見②

「使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による
悪影響を防止するための対策」の対応について

代替燃料プール冷却系(1/3)

○緊急用海水ポンプによる代替燃料プール冷却

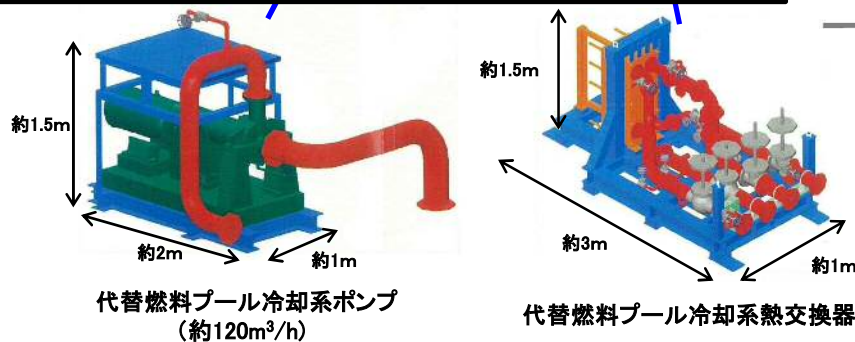
重大事故等時に使用済燃料プールの冷却に必要な重大事故等対処設備(代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却)として代替燃料プール冷却系ポンプ, 代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水系の緊急用海水ポンプを使用する。



【代替燃料プール冷却系 系統図】

- 耐震設計: Ss機能維持
- 除熱能力: 通常運転時の最大熱負荷: 約2.3MW
- 緊急用海水系により代替燃料プール冷却系熱交換器へ海水を送水

<参考> 先行は、既設FPC+可搬型補機冷却設備+モバイルにより可搬型補機冷却設備への海水供給にて対応。東海第二の場合、補機冷却系を含むFPCは耐震Bクラス設計であるため、より高い信頼性を確保するため耐震Sクラスの専用設備を設置



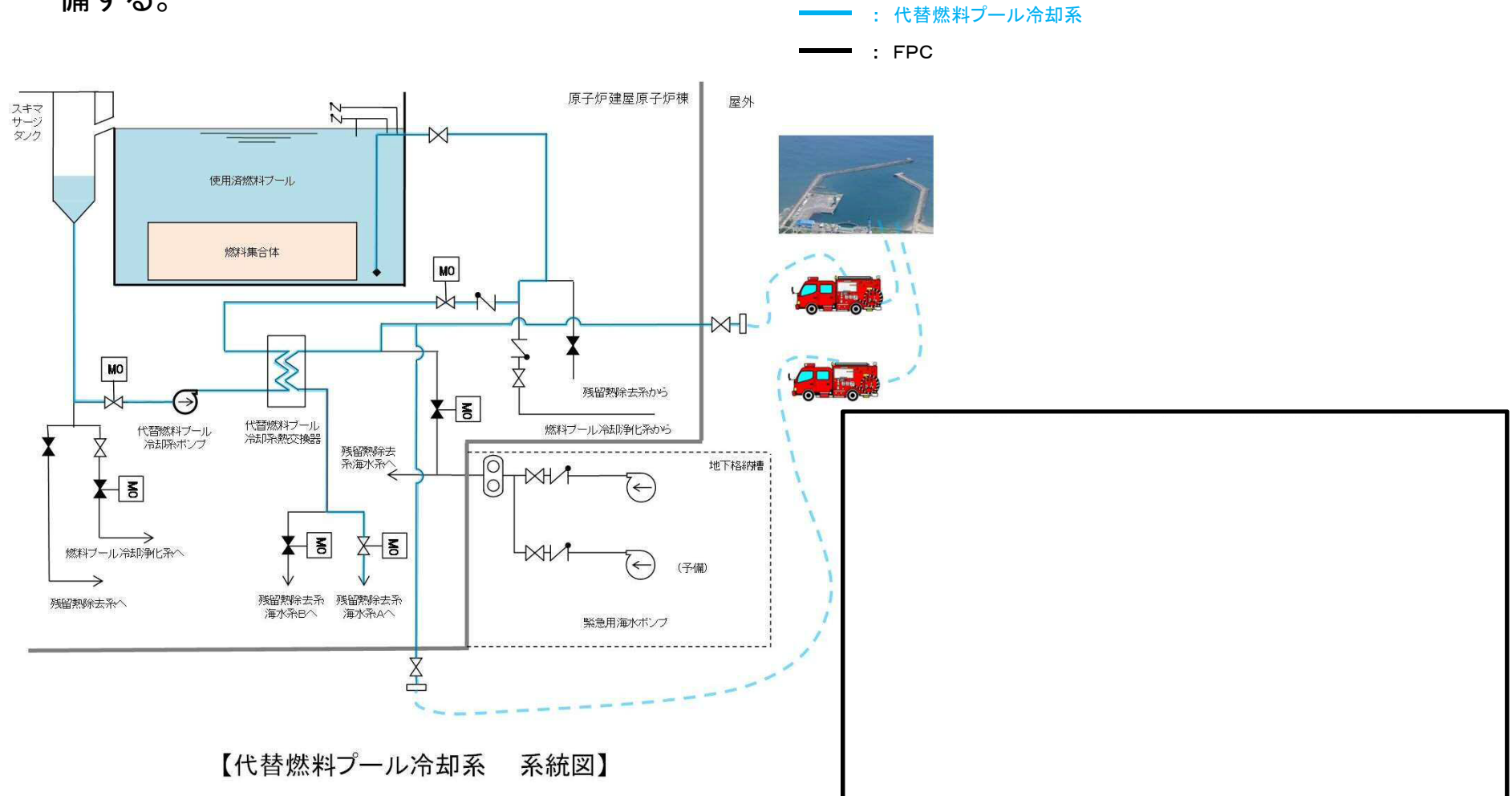
【代替燃料プール冷却系 設置場所(原子炉建屋4階)】

代替燃料プール冷却系(2/3)

○可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却【自主対策】

緊急用海水ポンプの機能喪失時においても可搬型代替注水大型ポンプにより海水を代替燃料プール冷却系へ供給することが可能であれば、使用済燃料プールを冷却する手段として有効である。

このため、自主対策設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却手段を整備する。



代替燃料プール冷却系(3/3)



- 代替燃料プール冷却設備は、燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合に、使用済燃料プールの冷却を行うための常設重大事故等対処設備
- 代替燃料プール冷却設備の最高使用温度は以下の事項を考慮して設定
 - ① 常設設備として設置する緊急用海水系による海水供給可能時間
 - ・ 保守的に、有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が24時間使用できないと想定したとしても、使用済燃料プール温度は約80°C(初期温度が40°C)
 - ・ 一方、全交流動力電源喪失時における代替燃料プール冷却系の起動操作は、緊急用海水系起動操作も含めて交流電源復旧後35分
 - ② 基準地震動Ss機能維持の常設設備として設置するためのエリアと機器選定
- 上記を考慮して、代替燃料プール冷却設備の最高使用温度を80°Cと設定

手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)																								備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24													
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 15分																								
		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																								
		系統構成、冷却開始操作																								

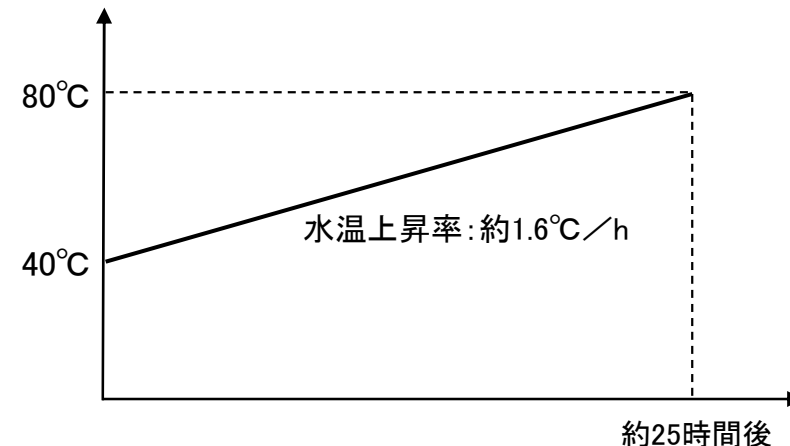
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 タイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)																								備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24													
緊急用海水系による冷却水(海水)の確保	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	緊急用海水系による冷却水の確保 20分																								
		準備																								
		冷却水供給開始操作																								
		系統構成																								

※1:緊急用海水系A系による冷却水の確保を示す。また、緊急用海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。

緊急用海水系による冷却水(海水)の確保 タイムチャート

【代替燃料プール冷却設備 タイムチャート】



○評価条件

初期温度:40°C(原子炉運転時のSFP温度を包絡)

崩壊熱 :約2.1MW(原子炉運転時の崩壊熱を包絡)

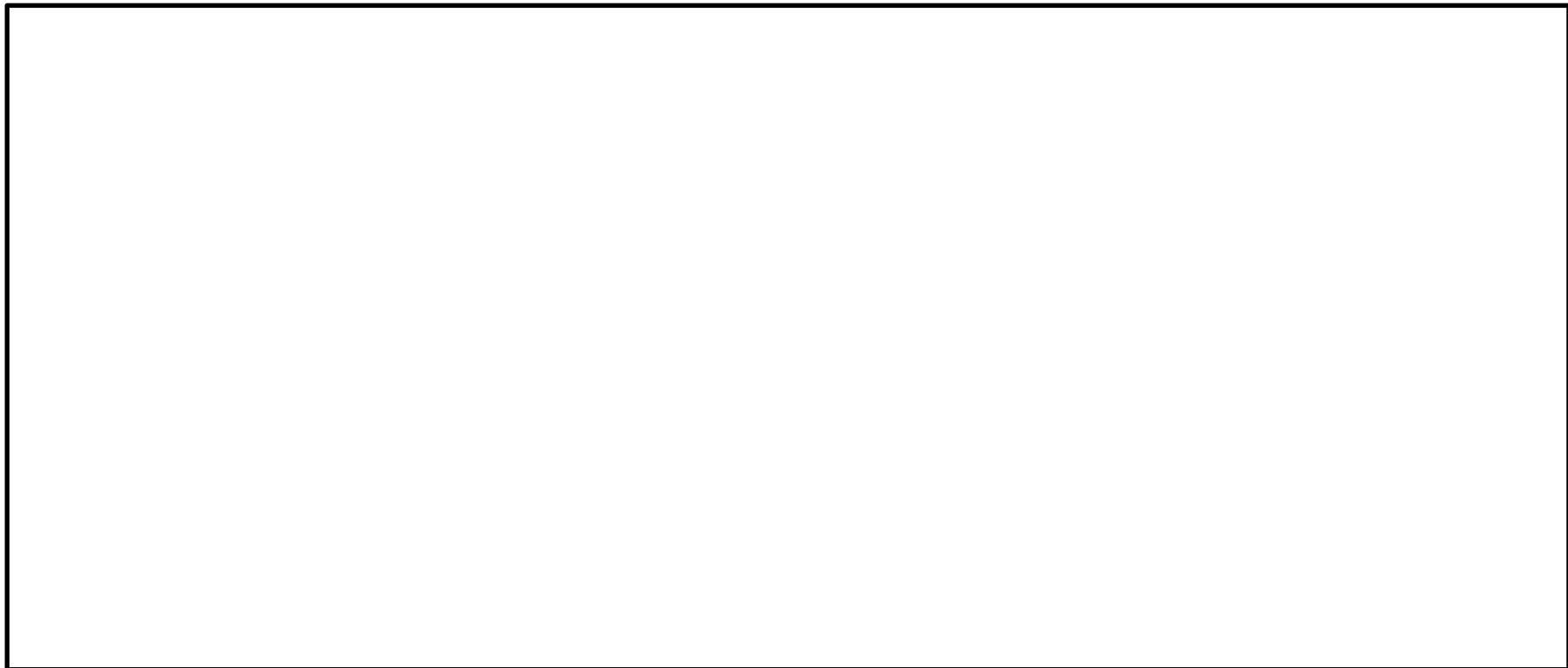
【SFP冷却機能喪失時のSFP温度の推移】

技術的知見③

「原子炉制御室の居住性を確保するためのブローアウトパネルの閉止機能」の対応について

1. 東海第二発電所のブローアウトパネルについて

- ◆ 東海第二発電所では、原子炉建屋原子炉棟の外壁に合計12枚のブローアウトパネル（大きさ 約4m×4m, 重さ 約1.5t）が設置されている。
 - ・原子炉建屋6階（オペレーティングフロアー）： 東西南北の壁面に各2か所の合計8か所
 - ・原子炉建屋5階： 東西南北の壁面に各1箇所の合計4か所
- ◆ ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断を想定した場合の放出蒸気による圧力等から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。

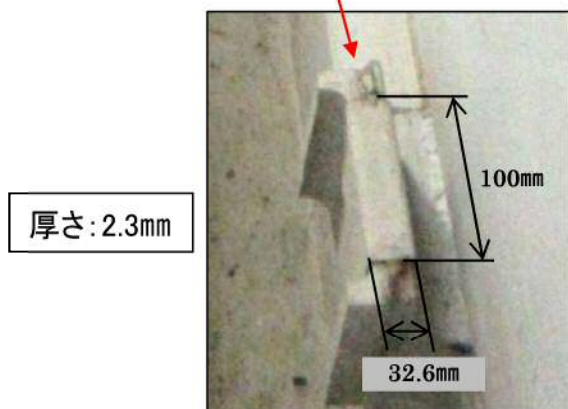
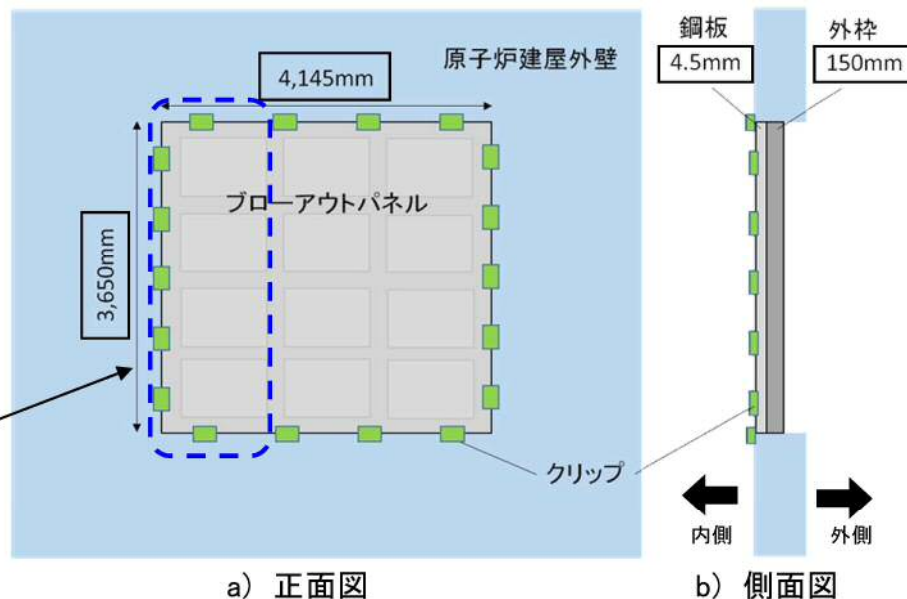


原子炉棟 6階
(— : パネル(全8枚))

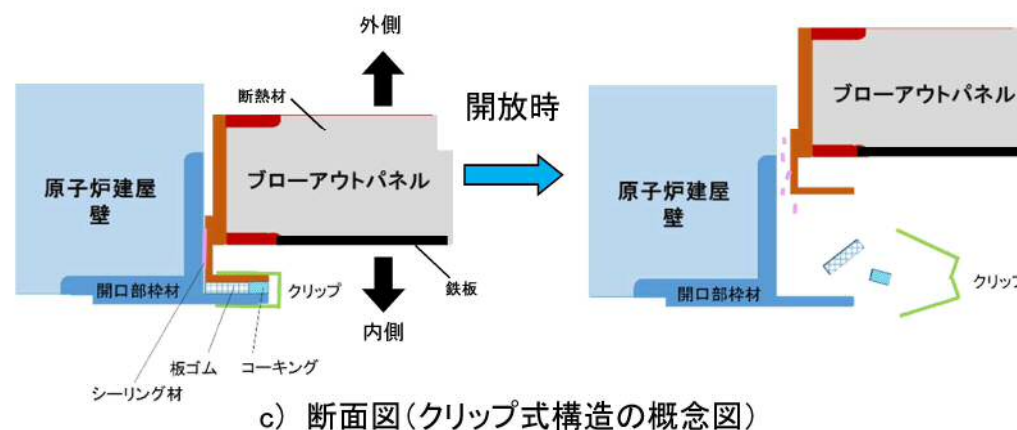
原子炉棟 5階
(— : パネル(全4枚))

2. 東海第二発電所のブローアウトパネルの構造について

- ◆ 東海第二のブローアウトパネルは、厚さ2.3mmのクリップと呼ばれる装置18個で原子炉建屋外壁に設置されており、格納容器の設計上の最高使用外圧2psiに対し、1psiで開放するように設計されている



A-A' 矢視 (クリップ部拡大)



- ◆ 設計差圧1psi(6.9kPa)によりクリップが外れ、内圧によりパネルが外側に押し出され外れる仕組み

【要求事項】

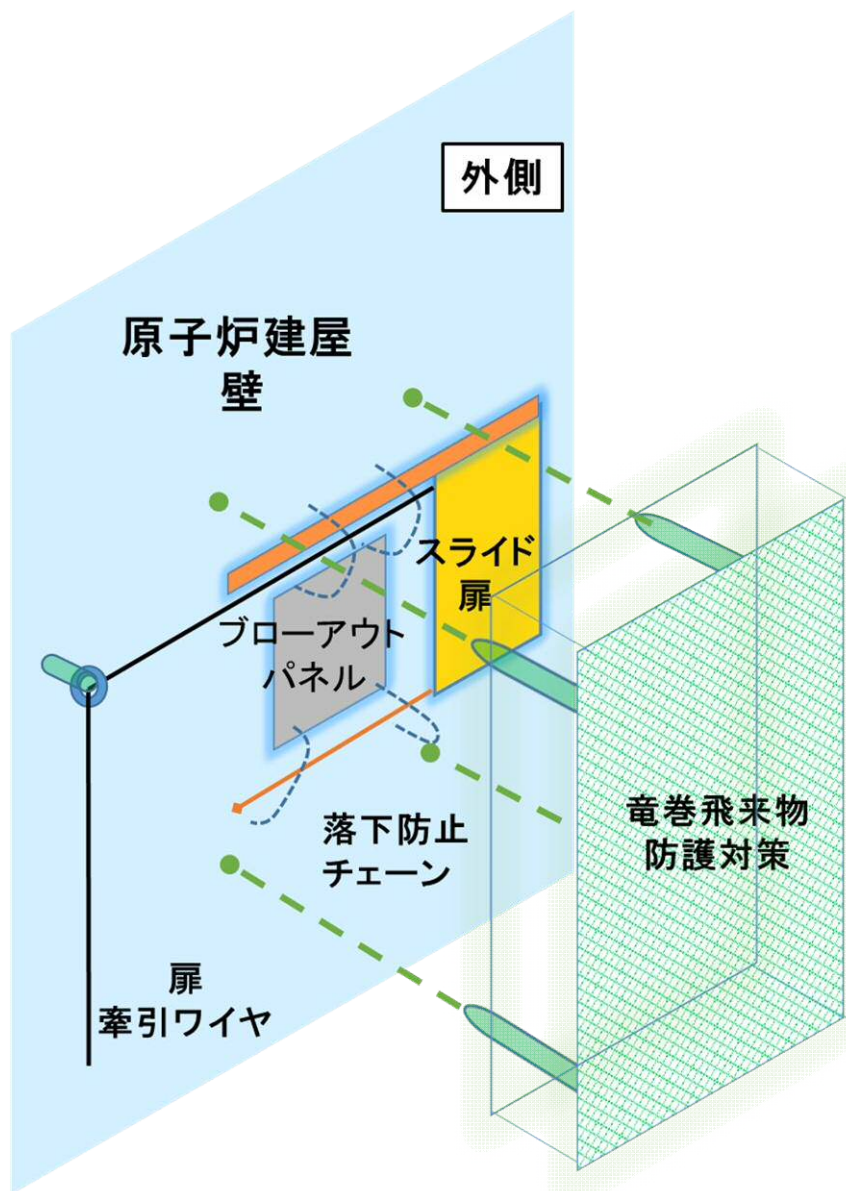
- ◆ 非常用ガス処理系の運転時に原子炉建屋ブローアウトパネルが遠隔又は現場において手動で閉止できるよう整備

(平成29年10月4日「柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見について(案)より抜粋)



【東海第二発電所での対応方針】

- ◆ ブローアウトパネル開放状態で炉心損傷が発生した場合には、ブローアウトパネル開放による原子炉建屋開口部を速やかに閉止できるように、原子炉建屋外側にスライド扉を設置する。
- ◆ スライド扉は、以下の機能を有するものとする。
 - ✓ 原子炉建屋の気密性能が確保できること(非常用ガス処理系運転時に必要な原子炉建屋負圧を確保できること。)
 - ✓ スライド扉は、遠隔で閉止できること。(緊急用電源からの給電によるスライド扉の閉止)
 - ✓ スライド扉は、現場において手動で閉止できること
(スライド扉に取り付けたワイヤーをウィンチにて引くことにより、電源がない状態でも閉止可能なように設計)
- ◆ スライド扉は、別途、要求される竜巻対策(竜巻飛来物からの防護)及びブローアウトパネル開放装置(大規模損壊対応等)と干渉しないように設計する。
- ◆ ブローアウトパネルの開放を感知するための感知設備を各パネルに設置する。



【設備設計方針】

(1) 閉止機能付き扉

- ◆ 気密性の高いJIS等級(A4等級※¹)の建具を用いることで原子炉建屋の負圧を確保



パネル開口部へ当該扉・建具のセットを設置し、SGTS運転時に原子炉建屋の負圧が確保できることを計算にて確認

パネル開口面積とA4等級規定の通気量より1時間あたりの気密扉全体の通気量を算出し、SGTSの排気容量と比較。

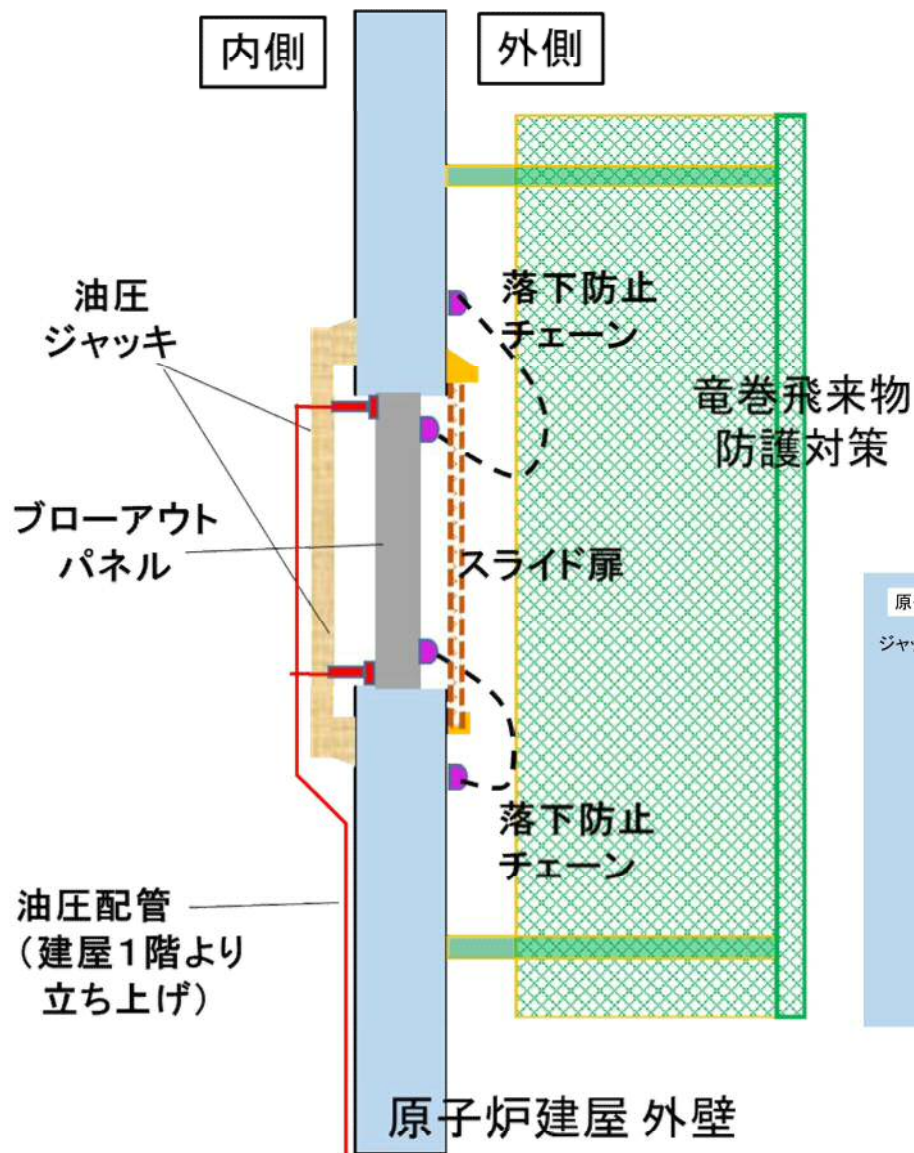
- ◆ 遠隔及び手動による閉止機能を設置※²
 - ・遠隔閉鎖……電動扉方式(SA電源負荷)
 - ・手動閉鎖……スライド扉にワイヤを取付,これをウインチにて引くことで閉止

※¹:A4等級:JIS A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの

※²:今後,詳細設計を実施

(2) 竜巻飛来物防護対策

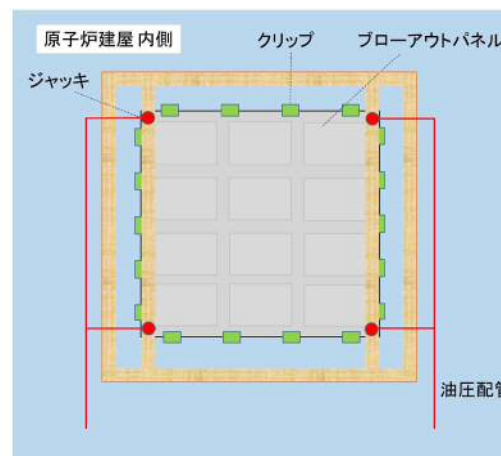
- ・スライド扉の開閉機能,ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないよう防護ネット(40mmメッシュ)設置
- ・防護ネットは,ブローアウトパネル正面のみならず,上下左右にも設置し,極力,原子炉建屋外壁との間隙を防護
- ・運用中は予備ネットを常に確保しておき,パネル開放等で損傷した場合は速やかに修繕対応



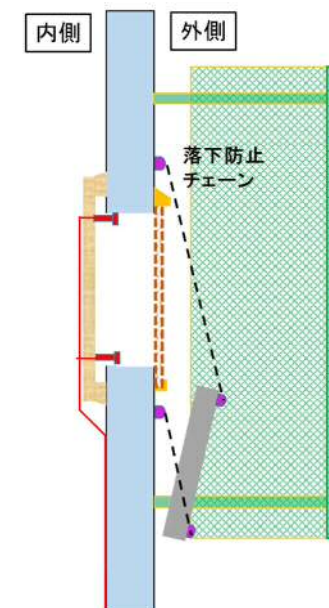
【設備設計方針】

(3) 手動開放装置

- ◆ 原子炉建屋内側から油圧ジャッキにより、ブローアウトパネルを強制的に開放
- ◆ 油圧配管は屋内に敷設し、原子炉建屋1階面から屋外に油圧発生装置を敷設。対象とするブローアウトパネル開放装置に加圧油を供給
- ◆ 開放機構を建屋内に設置することにより、スライド扉、竜巻飛来物防護対策との干渉を回避
- ◆ 詳細は、設計段階にて検討



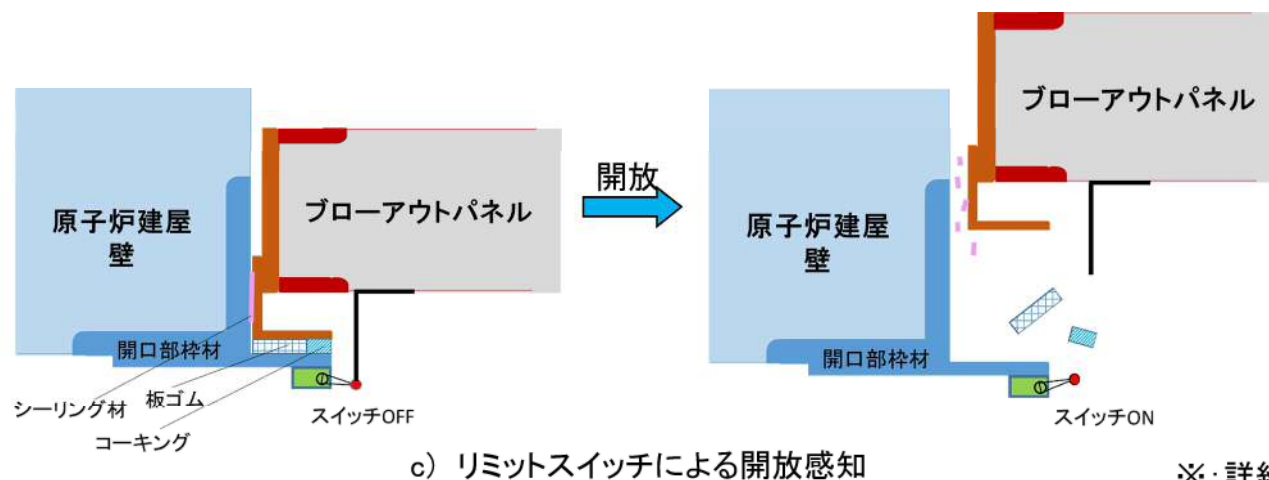
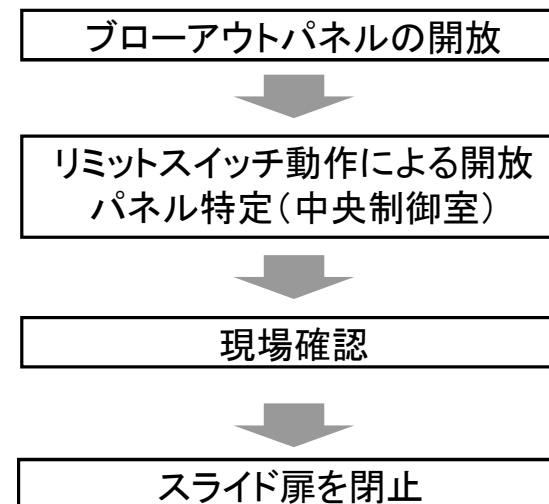
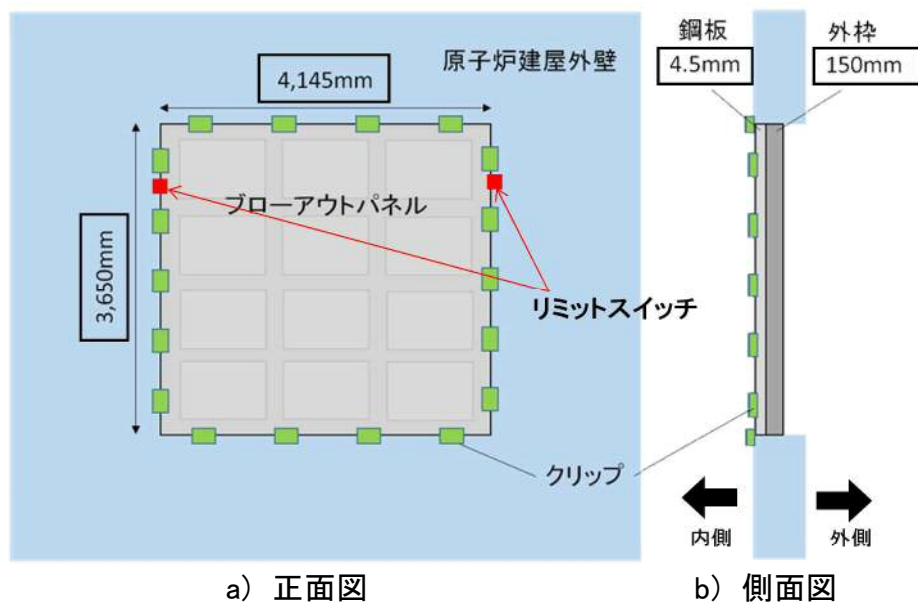
【油圧ジャッキ設置イメージ】



【強制開放後のイメージ】

4. ブローアウトパネルに関する設備対策方針

- ◆ 各ブローアウトパネルにリミットスイッチを設置することにより、開放時したブローアウトパネルを速やかに特定し、スライド扉を閉鎖することにより速やかに原子炉建屋の気密性を確保する設計とする。



※: 詳細設計, 運用手順は今後, 詳細設計にて実施

技術的知見④

「全交流動力電源喪失を想定した事故シーケンス
グループの分割」の対応について

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」の特徴と主な対策



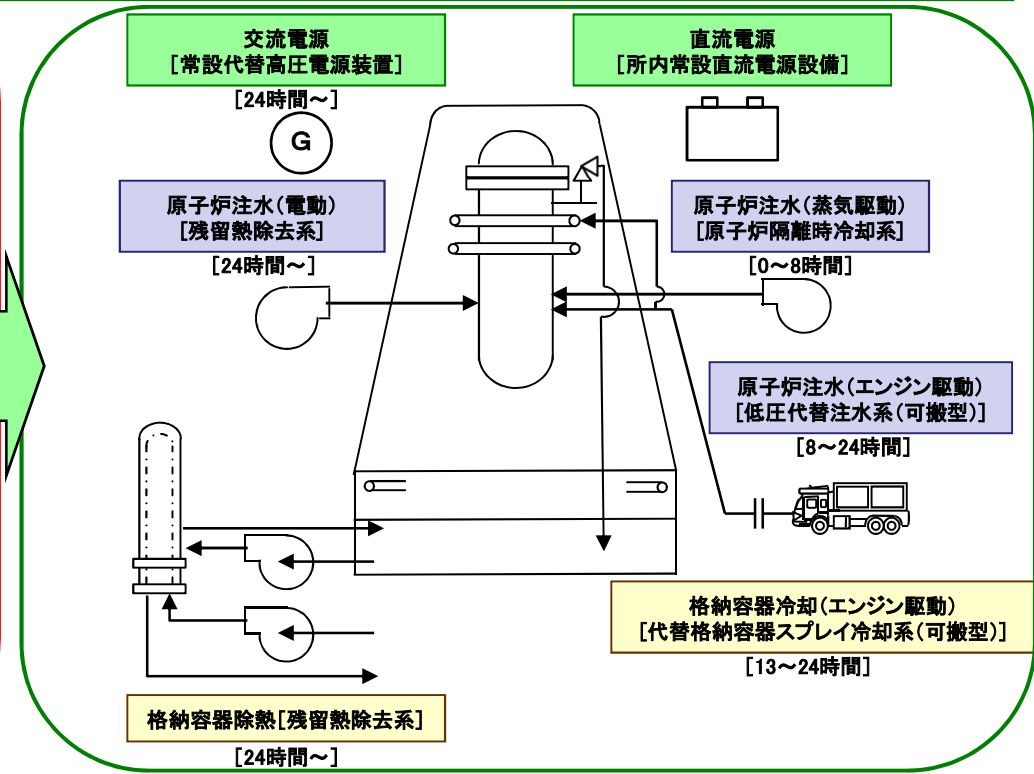
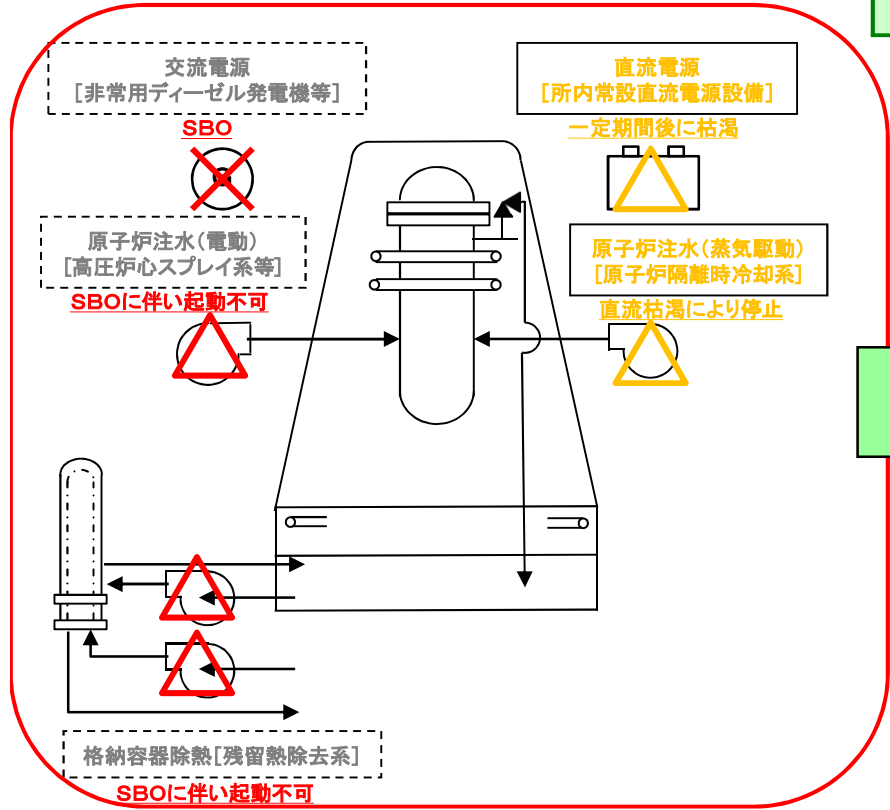
事故想定 「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)(蓄電池枯渇後RCIC停止)」

特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**直流電源の枯渇により原子炉隔離時冷却系が停止**する。原子炉圧力制御に伴い逃がし安全弁から原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、原子炉水位が低下することで炉心損傷に至る。

対策概要

- 24時間にわたり電源供給が可能な直流電源を確保
- 初期の原子炉注水は、原子炉隔離時冷却系にて実施[0~8時間まで]
- 可搬型設備の準備完了後、逃がし安全弁を用いて原子炉を手動減圧し、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を実施[8~24時間まで]
- 原子炉注水に用いるものと同じ可搬型設備による格納容器冷却(スプレイ)を実施[13~24時間まで]
- 常設代替高圧電源装置からの交流電源供給後に、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施[24時間後]

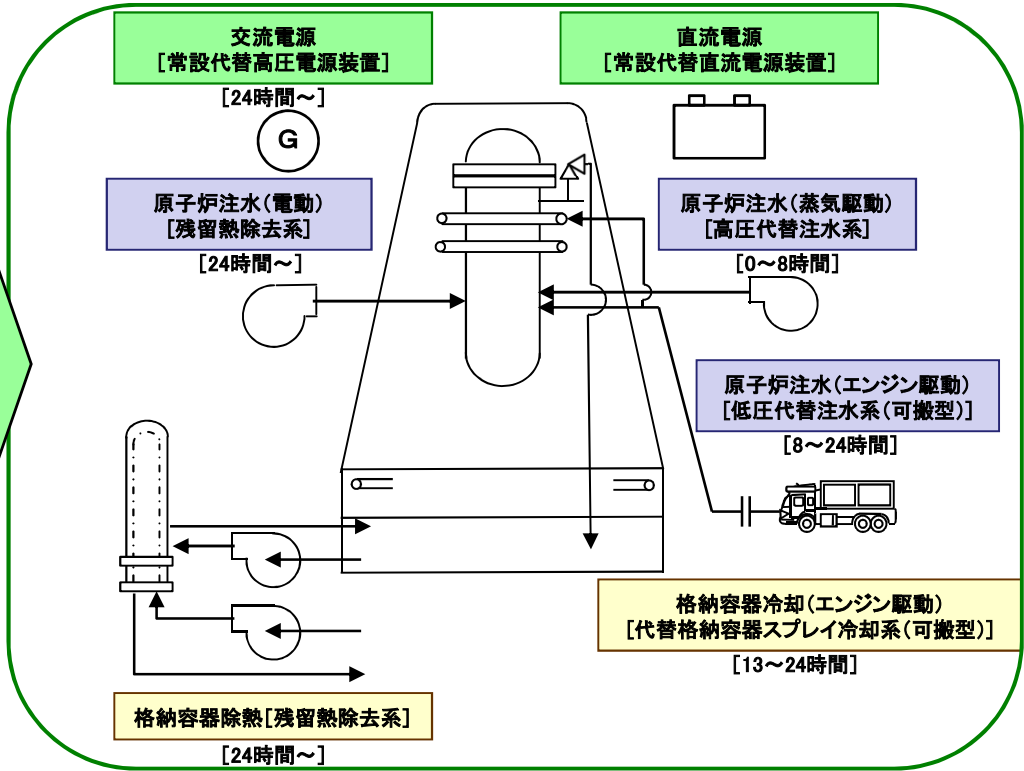
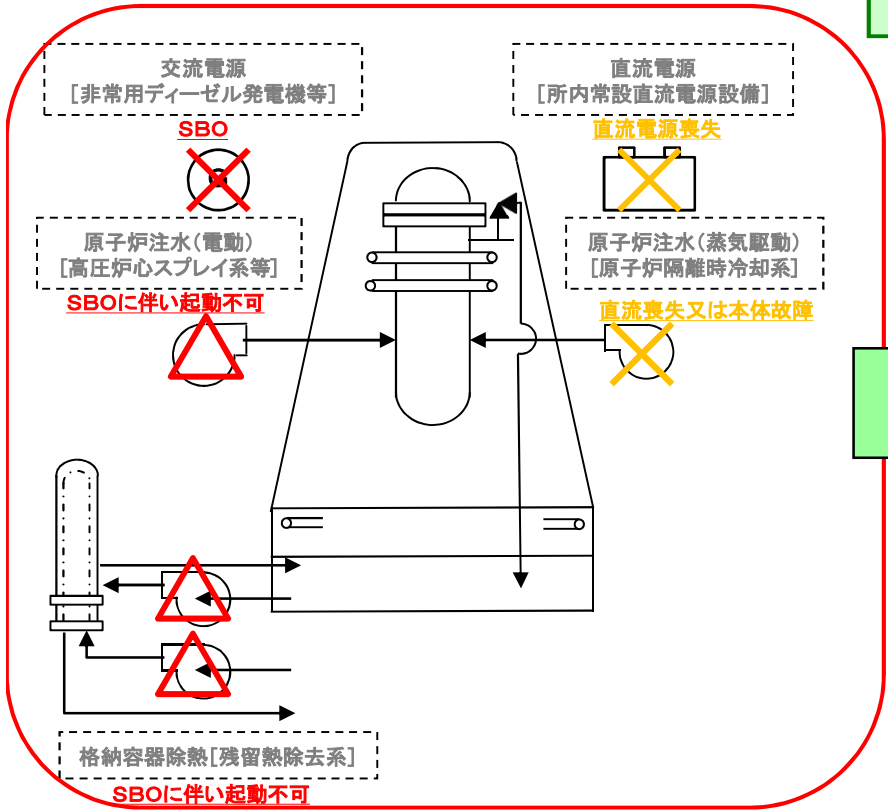


事故想定
 「外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗」(TBD)
 「外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗」(TBU)

特徴
 外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、
 直流電源喪失又は本体故障により原子炉隔離時冷却系が停止する。
 原子炉圧力制御に伴い逃がし安全弁から原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、原子炉水位が低下することで炉心損傷に至る。

対策概要

- 24時間にわたり電源供給が可能な代替直流電源を確保
- 初期の原子炉注水は、高圧代替注水系にて実施[0~8時間まで]
- 可搬型設備の準備完了後、逃がし安全弁を用いて原子炉を手動減圧し、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を実施[8~24時間まで]
- 原子炉注水に用いるものと同じ可搬型設備による格納容器冷却(スプレイ)を実施[13~24時間まで]
- 常設代替高圧電源装置からの交流電源供給後に、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施[24時間後]



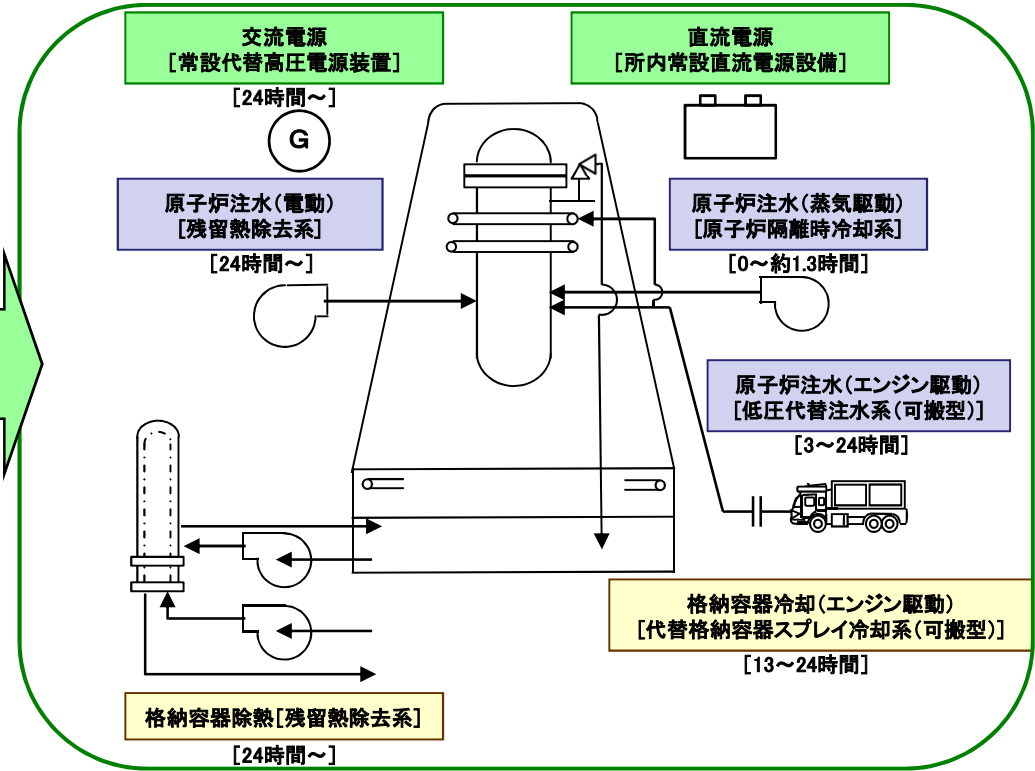
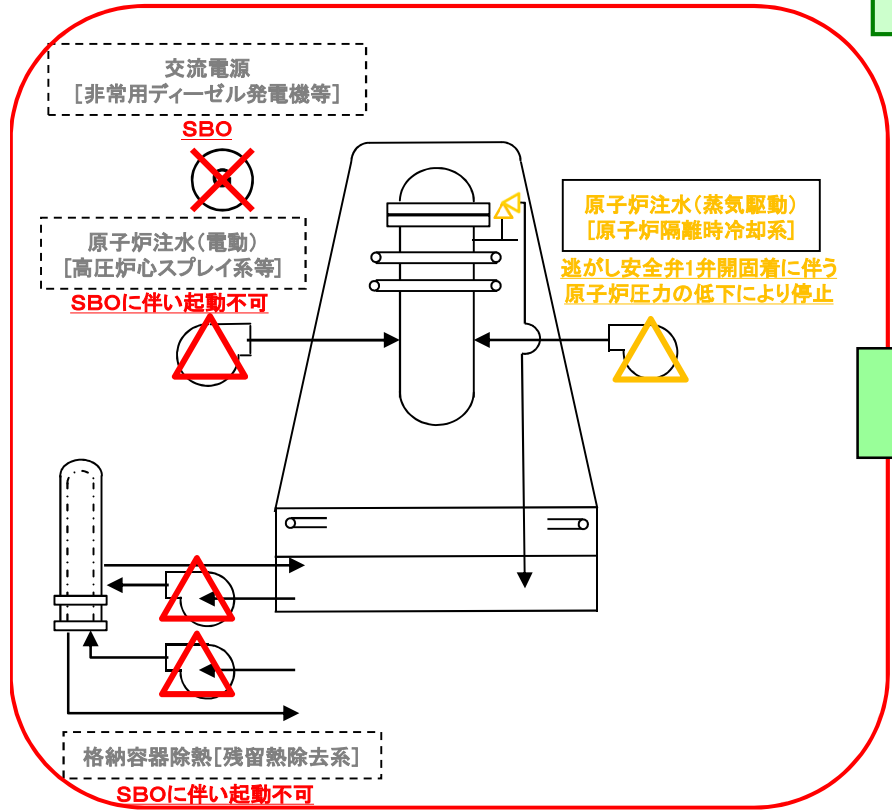
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBP)」の特徴と主な対策



事故想定	「外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗」
特徴	
対策概要	

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、**逃がし安全弁1弁の開固着により原子炉圧力が徐々に低下し、原子炉隔離時冷却系が停止する。**
 原子炉圧力制御に伴い逃がし安全弁から原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、原子炉水位が低下することで炉心損傷に至る。

- 24時間にわたり電源供給が可能な直流電源を確保
- 初期の原子炉注水は、原子炉隔離時冷却系にて実施し、原子炉圧力1.04MPa[gage]まで継続[0～約1.3時間まで]
- 可搬型設備の準備完了後、逃がし安全弁を用いて原子炉を手動減圧し、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を実施[3～24時間まで]
- 原子炉注水に用いるものと同じ可搬型設備による格納容器冷却(スプレイ)を実施[13～24時間まで]
- 常設代替高圧電源装置からの交流電源供給後に、残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施[24時間後]



【想定事故1への対応】

● 運転中のRHRが故障した場合

- ① SFPへの注水により, SFP水位を確保する
- ② RHRの復旧に努める*

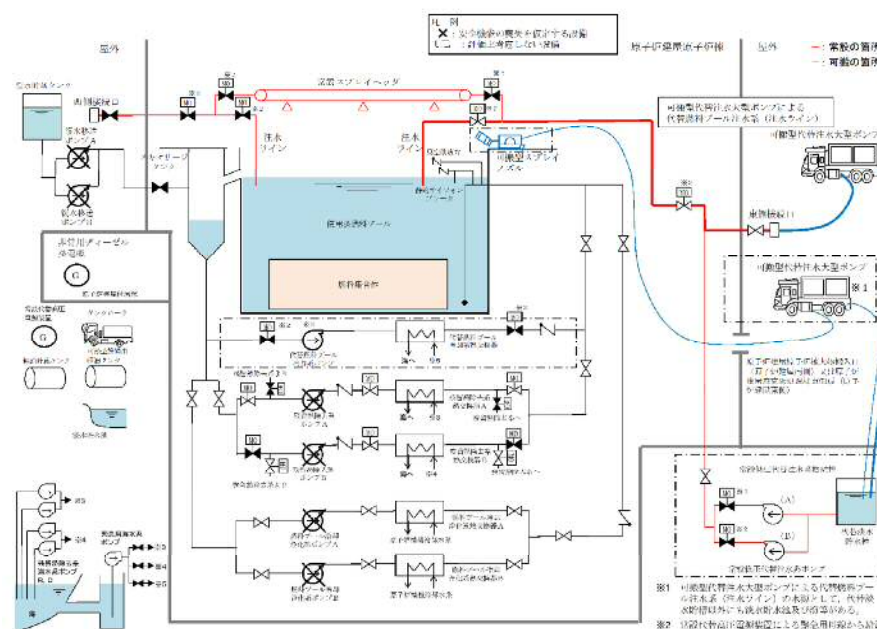
※ 代替燃料プール冷却系を100℃到達まで運転すると仮定した場合でも, SFP水温が100℃に到達する時間は1時間程度遅延するのみであるため, SFP冷却のためにはRHRの運転が必須である。

● 運転中のRHRSが故障した場合

- ① 緊急用海水系を起動する
- ② RHRによるSFP冷却を再開する

なお, 想定事故1では評価を厳しくする観点からプールゲートを閉状態としているが, 全燃料取出し直後はプールゲートは開状態であり, 保有水量が約1.5倍となるため, 100℃到達時間は約8.3時間(プールゲート閉時は約5時間)となる。

また, 想定事故1では燃料の崩壊熱を約9.1MW(原子炉停止後の最短期間(9日))としているが, 時間の経過に伴い崩壊熱が減衰するため, 全燃料取出し時期が遅くなるにつれて100℃到達時間は遅くなる。



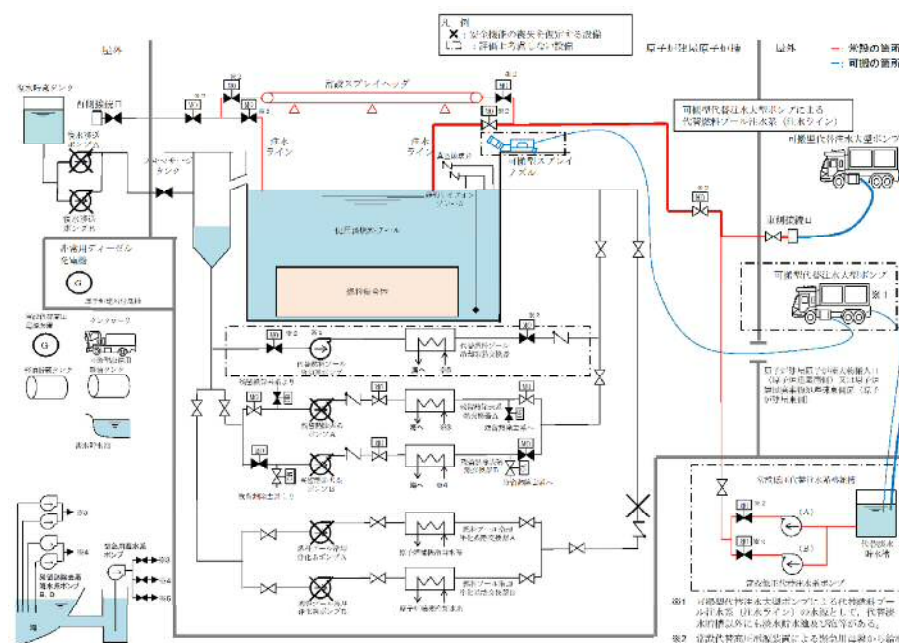
想定事故1の重大事故対策の概略系統図

【想定事故2への対応】

- ① SFPへの注水により, SFP水位を確保する
- ② 破断箇所を隔離する
- ③ SFP水位をオーバーフロー水位まで上昇させ, スキマサージタンク水位を確保する
- ④ RHRを起動し, SFP冷却を開始する

なお, 想定事故2では評価を厳しくする観点からプールゲートを閉状態としているが, 全燃料取出し直後はプールゲートは開状態であり, 保有水量が約1.5倍となるため, 100°C到達時間は約8.3時間(プールゲート閉時は約5時間)となる。

また, 想定事故2では燃料の崩壊熱を約9.1MW(原子炉停止後の最短期間(9日))としているが, 時間の経過に伴い崩壊熱が減衰するため, 全燃料取出し時期が遅くなるにつれて100°C到達時間は遅くなる。



想定事故2の重大事故対策の概略系統図