

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16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 第475回審査会合(平成29年6月15日)にて説明済み 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)にて説明済み
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) 第490回審査会合(平成29年7月27日)にて説明済み 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

【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評価結果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

2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (2/10)



(1) 審査会合での指摘事項のご回答

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

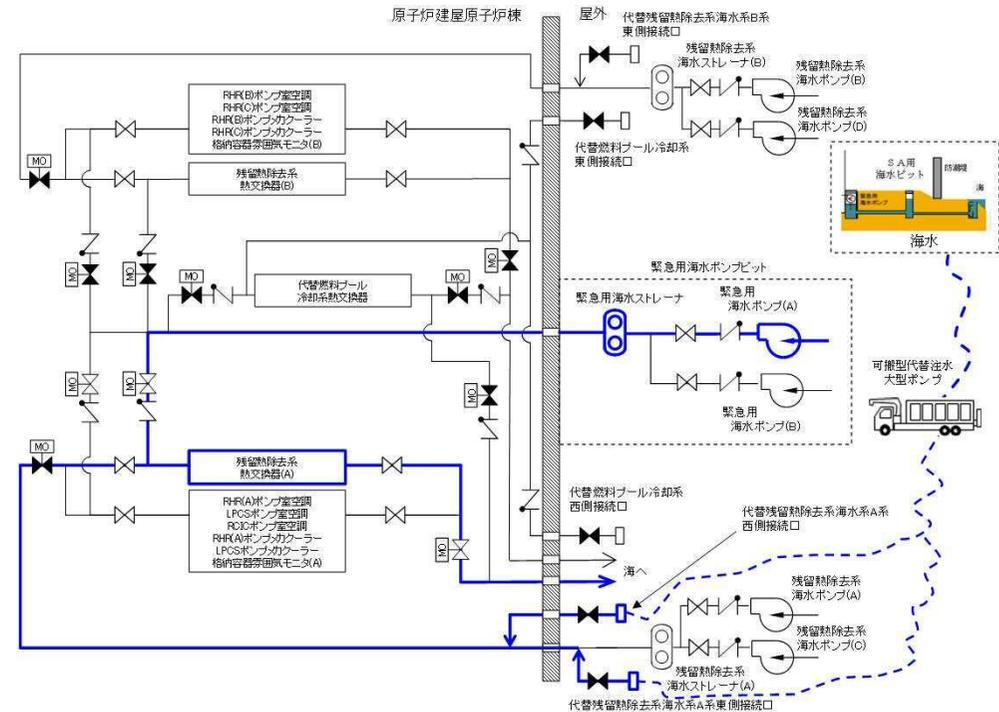
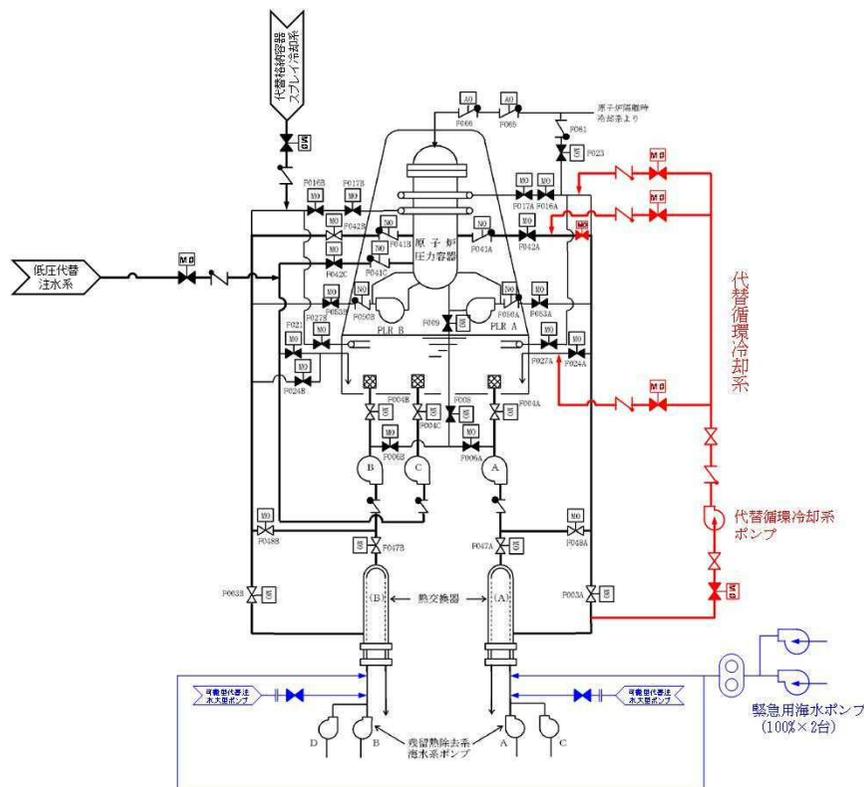
(a) 代替循環冷却系の概要

格納容器過圧破損防止対策としての代替循環冷却系※は、設置許可基準規則第43条(重大事故等対処設備)及び第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。

【代替循環冷却系 系統概要図】

【緊急用海水系 系統概要図】



【代替循環冷却系ポンプ仕様】

型式:うず巻形

容量:約250m³/h(格納容器の過圧破損防止に必要な流量)

※弁構成は緊急用海水ポンプ使用時を示す。

2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (3/10)



(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(1/2)

設置許可基準規則 要求項目		適合方針
第43条第1項	一 環境条件及び荷重条件	<ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟に設置 ・重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟の環境条件を考慮
	二 操作性	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能 ・通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えが可能
	三 試験及び検査	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能の確認、漏えいの確認及び分解検査が可能
	四 切替えの容易性	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 (格納容器破損防止対策の有効性評価では、事故後90分後に代替循環冷却系を起動)。
	五 悪影響の防止	<ul style="list-style-type: none"> ・弁操作等によって、系統構成を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない。 ・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
	六 設置場所	<ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプの操作は、中央制御室で可能
第43条第2項	一 容量	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器の過圧破損防止に必要な流量を有するポンプを設置 ・格納容器の過圧破損防止に必要な容量及び伝熱容量を有する熱交換器を配備
	二 共用の禁止	<ul style="list-style-type: none"> ・敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないため、代替循環冷却系の共用はない。
	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	<ul style="list-style-type: none"> ・設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 (4/10)

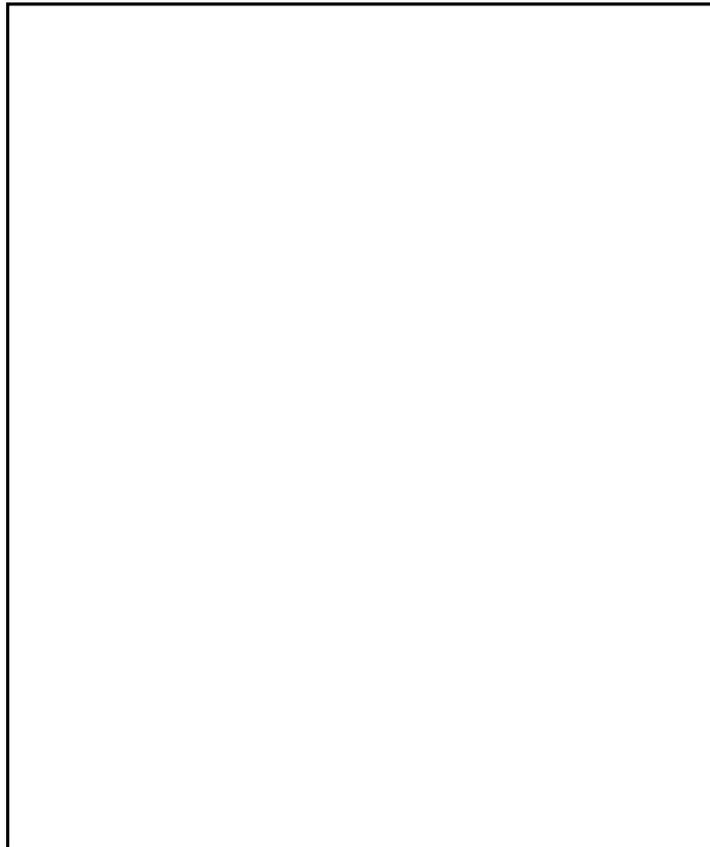
(1) 審査会合での指摘事項のご回答



b. 回答(続き)

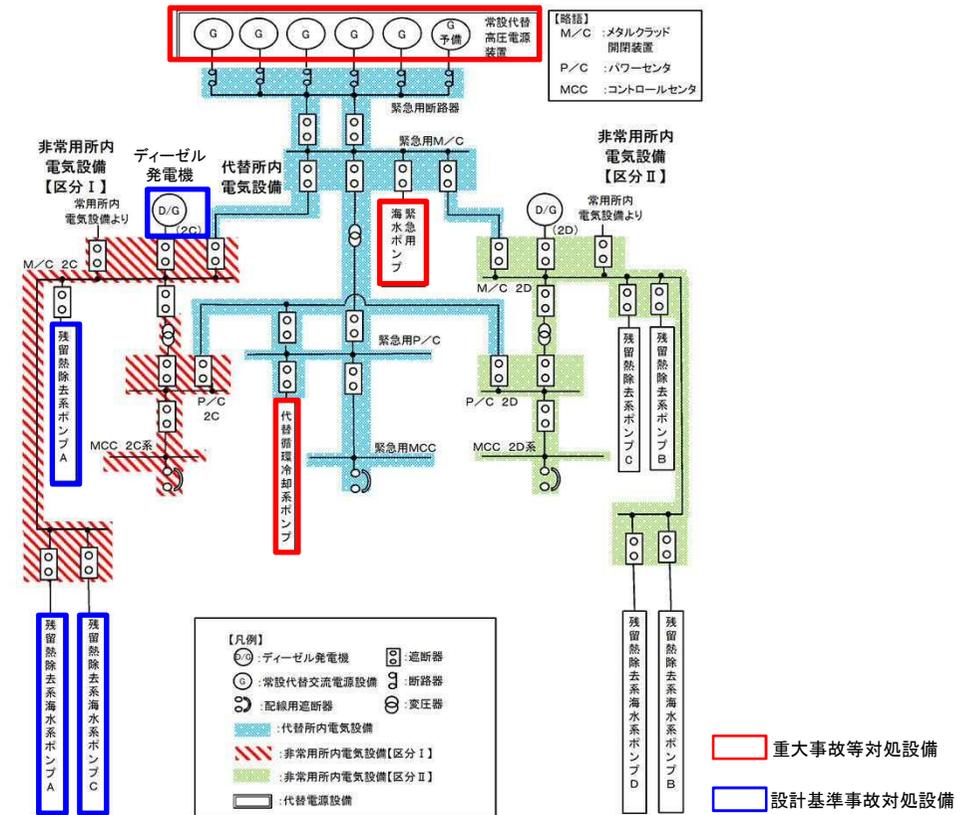
(b) 代替循環冷却系の設置許可基準規則第43条への適合方針(2/2)

○設計基準対処設備との位置的分散



【機器配置図】

○設計基準対処設備との独立性



【電源構成図】

(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 (5/10)



(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評価結果を整理すること
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(1/2)

代替循環冷却系が使用できない場合における現実的な条件／手順及び評価結果は以下のとおり。

	項目	現実的な条件	保守的な条件	現実的な条件の設定理由等
評価 条件	外部水源温度 (スプレイ温度)	20℃	35℃	地下式タンクが約20℃以下の水温になることが想定されるため、現実的な条件ではタンクへの補給が開始されるまでは20℃を設定 (保守的な条件は補給開始後の温度も踏まえて35℃一定)
	格納容器 スプレイ流量	102m ³ /h	130m ³ /h	【実手順】 格納容器スプレイの流量調整範囲は液滴径2mmが確保される102～130m ³ /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し、間欠スプレイになる場合には、最低流量である102m ³ /hとする。 【現実的な条件】 手順に従い、102m ³ /hを設定 【保守的な条件】 より早期のベントに至る条件(被ばく影響が大きい条件)として流量制御範囲の最大流量である130m ³ /hを設定
	ペDESTAL (ドライウエル部) 水位	1m	0m	実態のプラント状態を考慮し、現実的な条件ではペDESTAL(ドライウエル部)の水張りを設定。(保守的な条件では、格納容器の熱容量に寄与するため水張りを考慮しない)
評価 結果	格納容器圧力・ 壁面温度	200℃, 2Pd以下		両ケースとも同等であり有効性評価の評価項目を満足する。
	Cs-137 (原子炉建屋へ の漏えい量)	約17.2TBq (7日間)	約14.3TBq (7日間)	現実的な条件の場合にはベント時間が遅延した影響から原子炉建屋への漏えい量が増加するが、両ケースともに有効性評価の評価項目を満足する。
	ベント時間	約24時間	約19時間	保守的な条件に比べ、現実的な条件ではベント遅延され、より希ガスの減衰効果に期待できる。

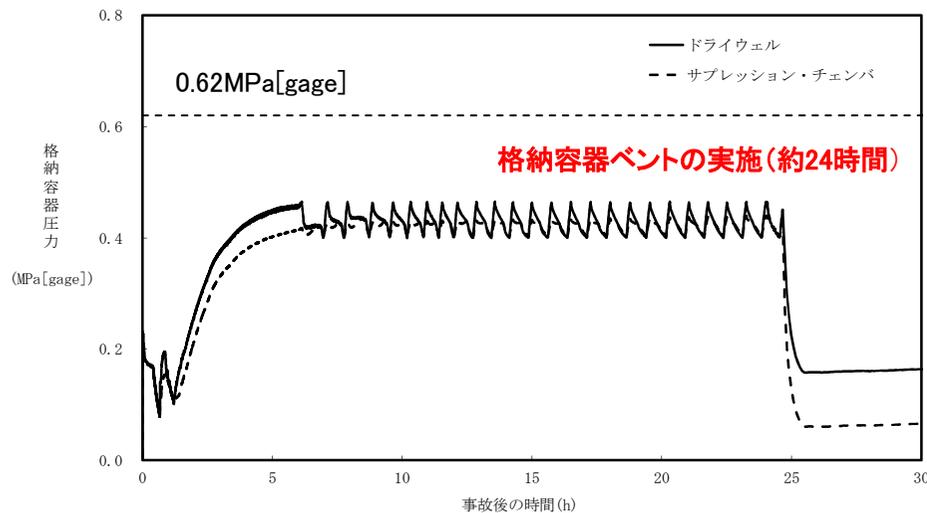
2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (6/10)



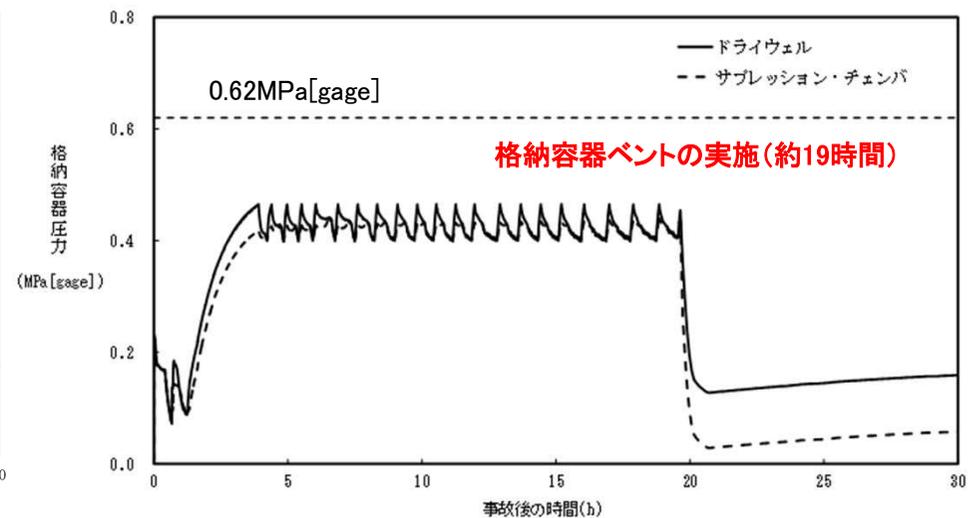
(1) 審査会合での指摘事項のご回答

b. 回答(2/2)

代替循環冷却系に期待しない場合における現実的な条件における格納容器挙動は以下のとおり。
保守的な条件を採用した場合に比べ、格納容器ベントの時間は遅延され、格納容器スプレイの操作頻度は低下。



現実的な条件における格納容器圧力の推移



保守的な条件における格納容器圧力の推移

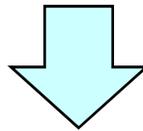
2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (7/10)



(2) 代替循環冷却系の設計等の対応

(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



代替循環冷却系が使用できずに、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることを実質的に排除するため、設置許可基準規則の要求以上の自主的な対応として以下を実施

- 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
- 格納容器内の可燃性ガス濃度上昇の抑制のため、代替窒素封入系を強化
(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共用するが、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

2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (8/10)



(2) 代替循環冷却系の設計等の対応

(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さを考慮)
- 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

2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (9/10)



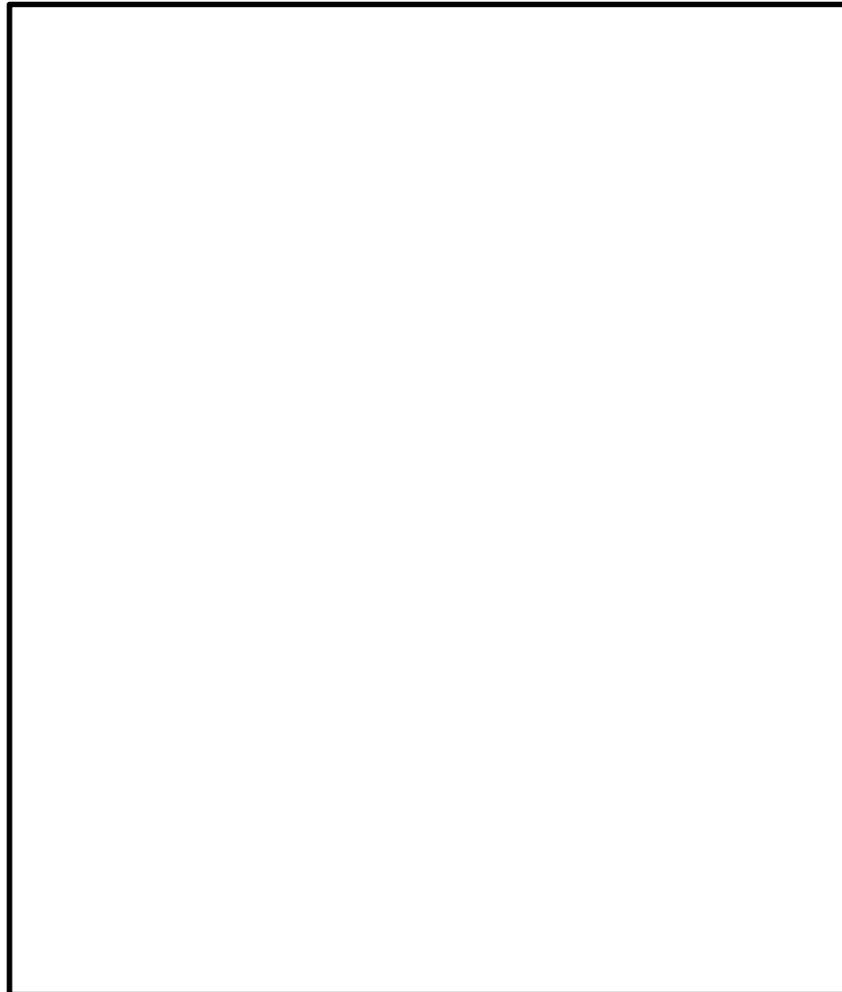
(3) まとめ

- ・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条及び50条に適合する設計とする
- ・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、設置許可基準規則の要求以上の自主的な対応として以下を実施
 - 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
 - 格納容器内の可燃性ガス濃度上昇の抑制のため、代替窒素封入系を強化
- ・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

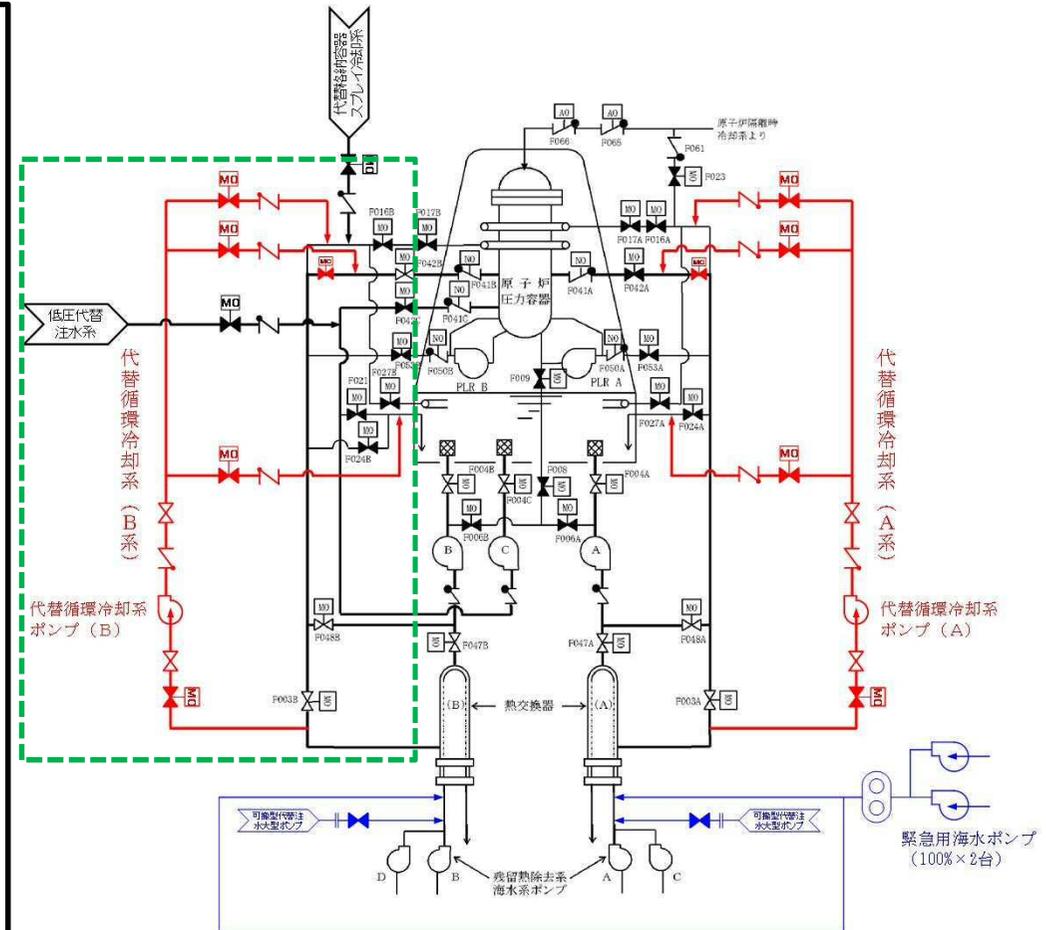
2. 技術的知見の対応 ①代替循環冷却系 (10/10) 参考資料



・代替循環冷却系(B系)のポンプ設置場所及び系統概要図



【代替循環冷却系ポンプ 配置図】



【代替循環冷却系 系統概要図】

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

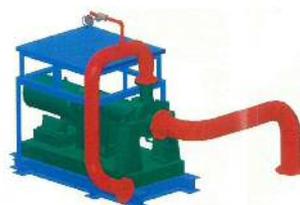
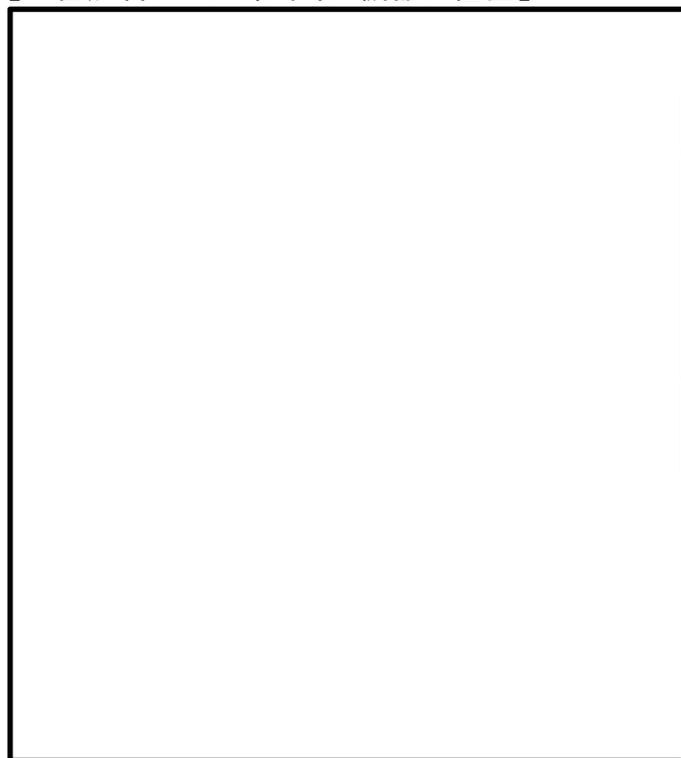
2. 技術的知見の対応 ②代替燃料プール冷却系(1/2)



○代替燃料プール冷却系の設置の目的

- ◆ 原子炉運転中に重大事故等が発生した場合、使用済燃料プールの冷却機能が同時に機能喪失することを想定すると、使用済燃料プールから発生する水蒸気により原子炉建屋内が蒸気環境となり、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策として原子炉建屋内に設置されている重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことが考えられる。
- ◆ これを防止するため、東海第二発電所においては、新たに重大事故等対処設備として「代替燃料プール冷却系」を設置し、重大事故等が発生した場合の使用済燃料プールの冷却機能を確保する。

【代替燃料プール冷却系 機器配置図】



代替燃料プール冷却系ポンプ



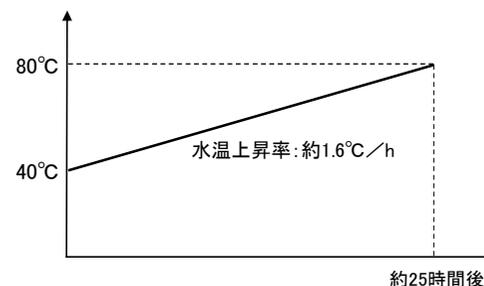
代替燃料プール冷却系熱交換器

【使用済燃料プール冷却機能喪失時のSFP温度の推移】

○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)



- 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25時間後で約80°C (初期温度が40°C) である。
- 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分である。

【代替燃料プール冷却系ポンプ仕様】

型式: うず巻形

容量: 約124m³/h

(使用済燃料プール内にある使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量)

【代替燃料プール冷却系熱交換器仕様】

型式: プレート式

伝熱容量: 約2.31MW (通常運転時の最大熱負荷)

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

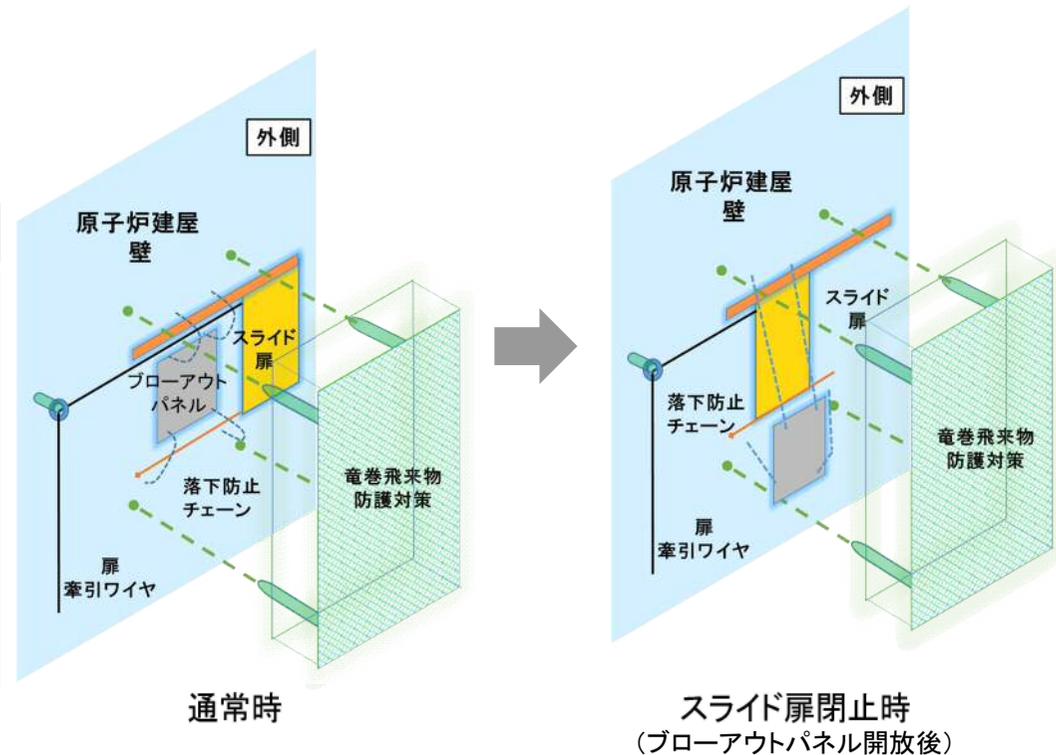
2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (1/7)

(1) SA環境下でブローアウトパネルに期待される機能と対応方針

- ◆ SA環境下でのブローアウトパネルに期待している機能とその対応
 - ・SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能を維持するため、以下の設計方針とする。

	閉じ込め機能	開放機能
該当条文	第五十九条 原子炉制御室 (中央制御室の居住性評価)	—
概要	原子炉建屋ガス処理系起動時の原子炉建屋内負圧達成に必要な機能	IS-LOCA時はブローアウトパネルの開閉状態によらず破断箇所の現場隔離操作可能。また、対応に必要な機器は健全性確保可能

	設計方針
閉じ込め機能	<ul style="list-style-type: none"> ● ブローアウトパネル開放時にスライド扉による再閉止によって、原子炉建屋ガス処理系運転時に原子炉建屋内の負圧を達成すること(IS-LOCA等の閉じ込め機能に期待していない事象を除く) ● スライド扉の閉止は、遠隔及び手動にて実施可能とする

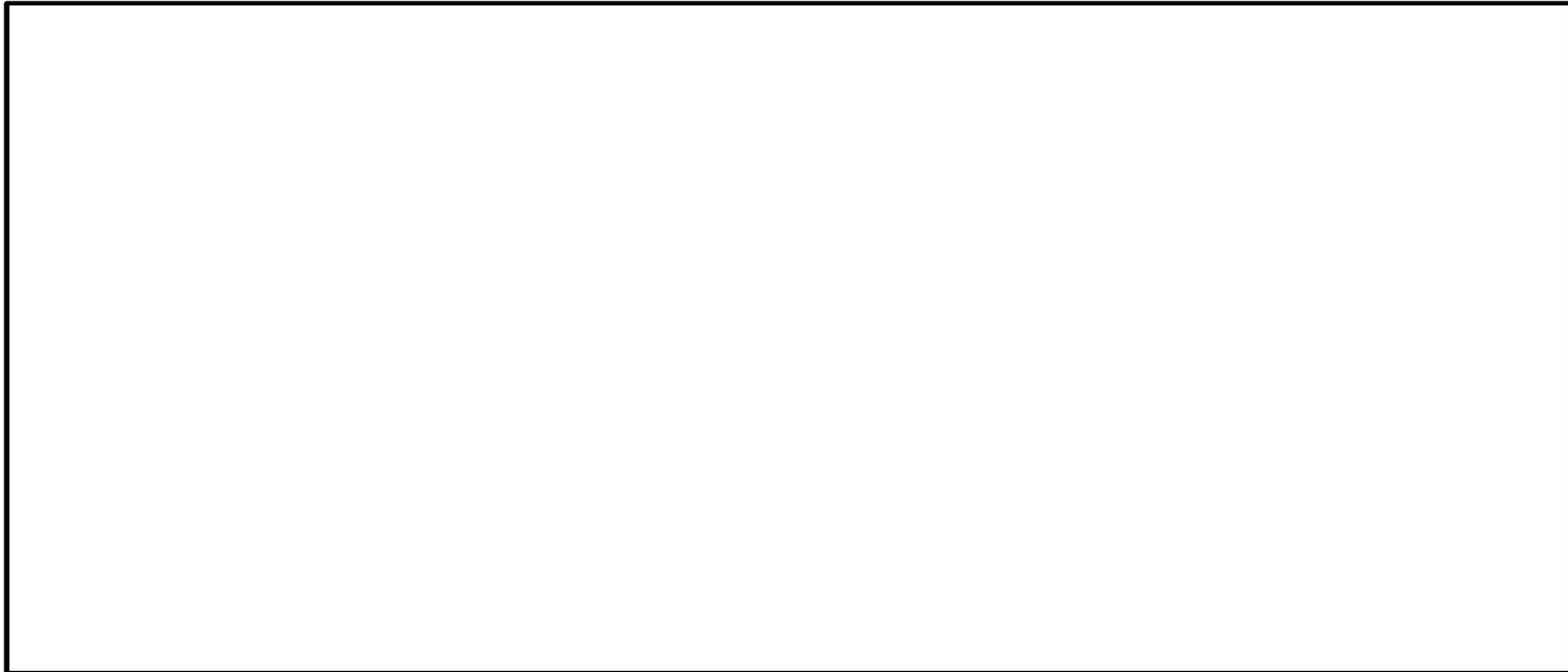


2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (2/7)



(2) 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）： 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。



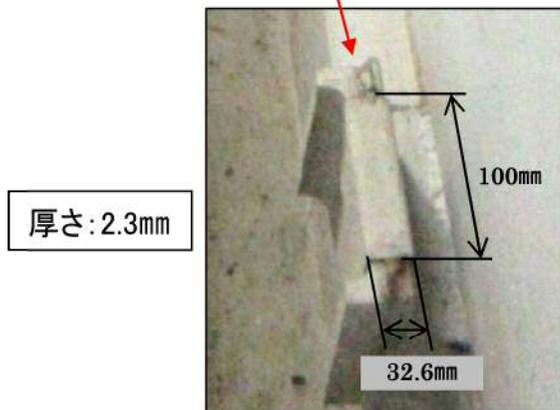
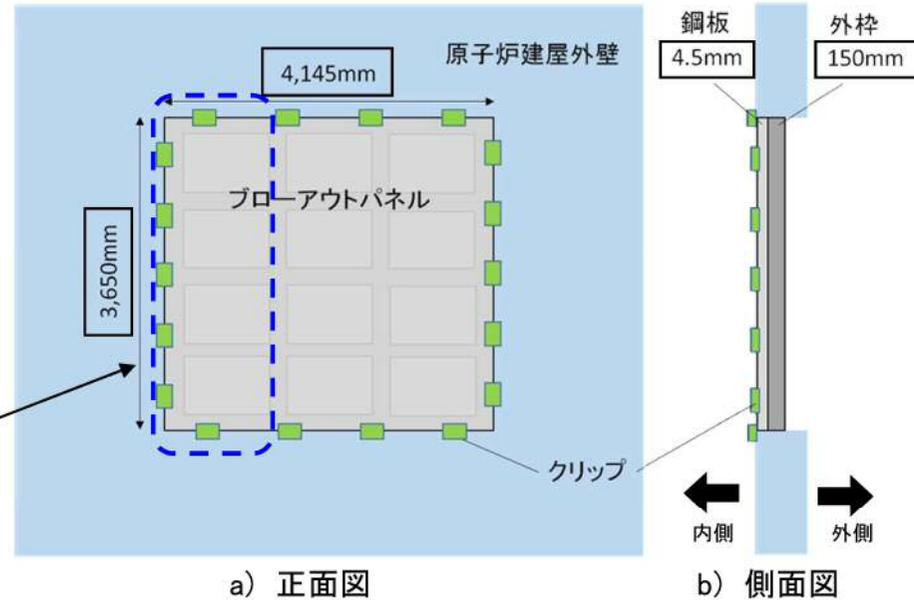
原子炉棟 6階
(— :パネル(全8枚))

原子炉棟 5階
(— :パネル(全4枚))

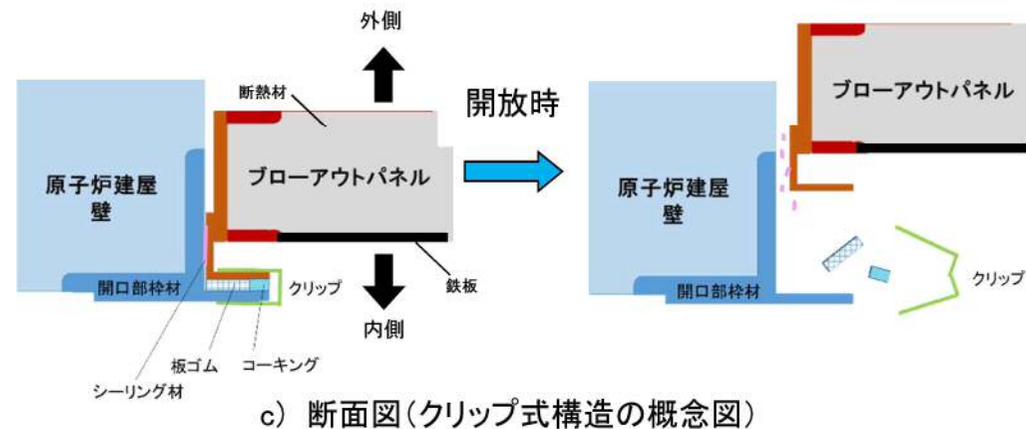
2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (3/7)

(3) 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

2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (4/7)



(4) 柏崎刈羽での技術的知見と対応方針

【技術的知見】

- ◆ 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が必要

(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)

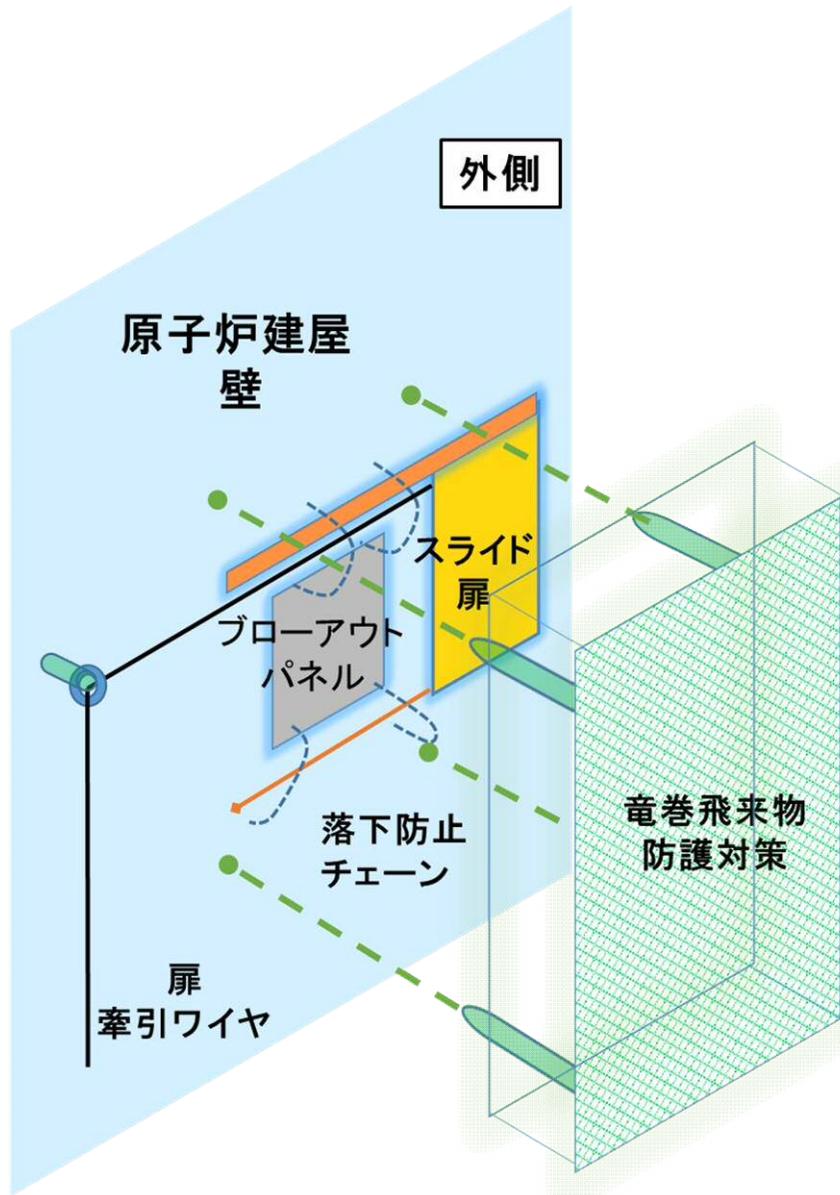


【東海第二発電所での対応方針】

- ◆ 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
(原子炉建屋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ように設計)
 - 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電動スライド扉により閉止できる設計)
 - 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をウィンチにて引くことにより、手動でも閉止できる設計)
- ◆ 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開放時に、速やかな閉止できるように、各ブローアウトパネルには、開放を検知する設備を設置する。

2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (5/7)

(5) ブローアウトパネルに関する設備対策方針



【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

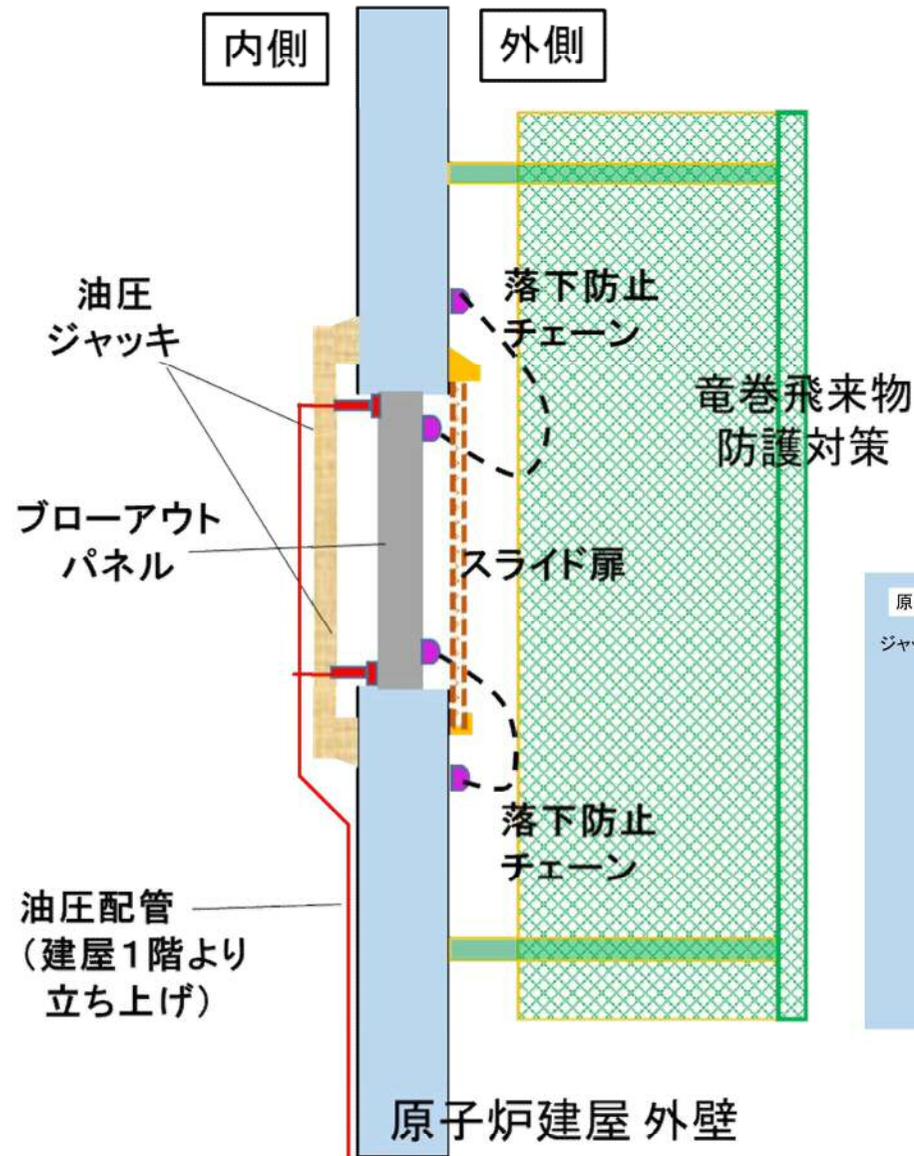
※¹: A4等級: JIS A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの

※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

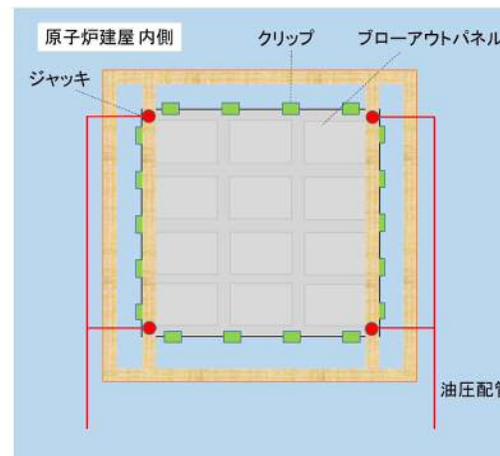
2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (6/7)
 (5) ブローアウトパネルに関する設備対策方針



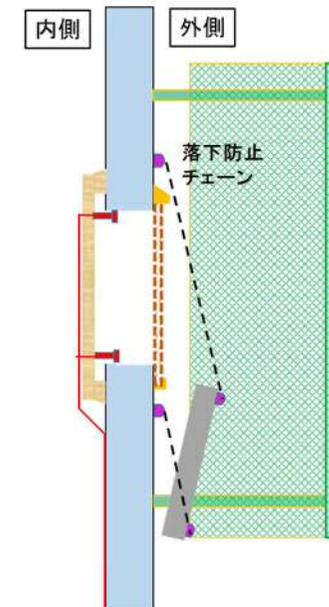
【設備設計方針】

(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】

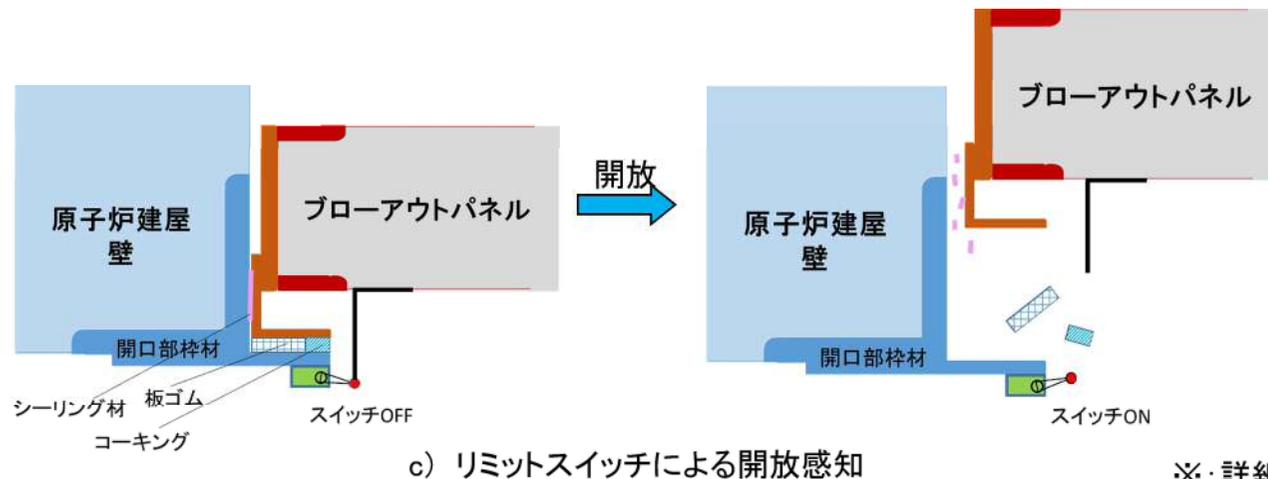
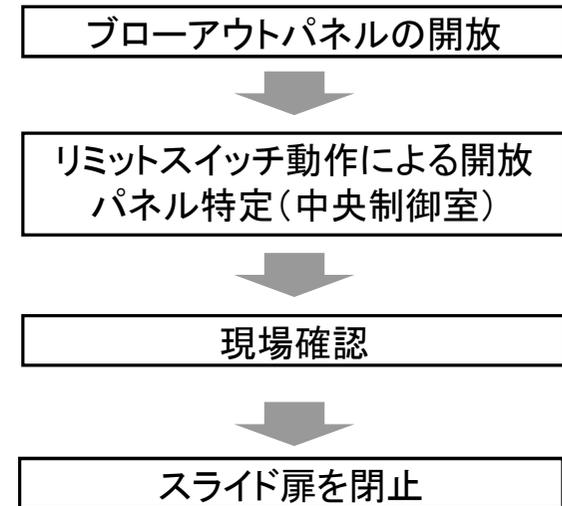
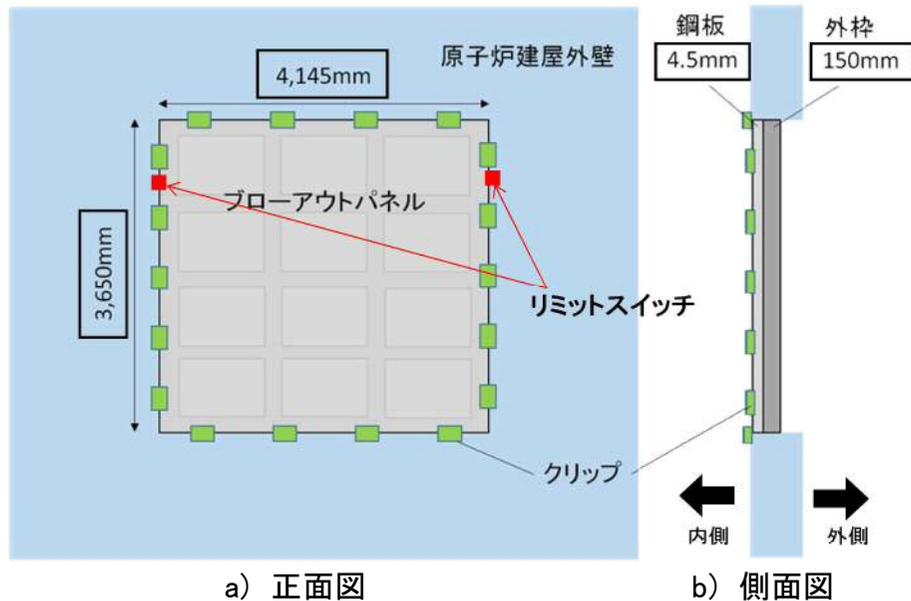


【強制開放後のイメージ】

2. 技術的知見の対応 ③ブローアウトパネル (7/7)

(5) 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

2. 技術的知見の対応 ④有効性評価「全交流動力電源喪失」(1/2)



(1) 「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループの分割

- ◆「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループについて、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因に着目し、「長期TB」、「TBD」、「TBU」及び「TBP」の4つの事故シーケンスを抽出。
- ◆炉心損傷防止対策の類似性を考慮し、「長期TB」、「TBD/TBU」及び「TBP」の3つの事故シーケンスグループに分割。
- ◆上記3つの事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定。

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点との関係と重要事故シーケンスの選定の考え方					選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	備考 (a: 共通原因故障・系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表性)	
全交流動力電源喪失	長期TB	◎ ①外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	高	低	低	高	a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。 b. いずれの事故シーケンスにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功していることから、事象進展が遅いため「低」とした。 c. いずれの事故シーケンスにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功しており、原子炉注水設備の必要容量は大きくないため「低」とした。 d. 長期TBの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. b. c. の着眼点について、全事故シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。 d. 頻度の観点では①が支配的となった。 以上より、①を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シーケンスは、②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。
		— ②サポート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	高	低	低	中		
	TBD TBU	◎ ③外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗 (TBD)	高	高	高	高	a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。 b. いずれの事故シーケンスも事象初期から原子炉への注水に失敗していることから、事象進展が早く余裕時間が短いため「高」とした。 c. いずれの事故シーケンスも事象初期から原子炉への注水に失敗しており、崩壊熱が高く原子炉注水設備の必要設備容量が大きい「高」とした。 d. TBD及びTBUの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. b. c. の着眼点について、全事故シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。 d. 頻度の観点では③が支配的となった。 以上より、③を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な対策に差異はないため、③の事故シーケンスは緊急用蓄電池への直流電源の切替操作が必要となることから、④、⑤の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。
		— ④外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗 (TBU)	高	高	高	中		
	TBP	◎ ⑥外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	高	中	中	高	a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。 b. いずれの事故シーケンスも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでの余裕時間は、初期の原子炉注水に失敗している事故シーケンスに比べて長いことから「中」とした。 c. いずれの事故シーケンスも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでに崩壊熱がある程度低下することから、原子炉注水設備の必要容量は事象初期に注水に失敗する事故シーケンスに比べて小さいと考えられることから「中」とした。 d. TBPの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. ~d. の着眼点について、全事故シーケンスに共通であるが、d. の頻度の観点では⑦に比べて⑥の方が支配的となった。 以上より、⑥を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、⑥の事故シーケンスは、⑦の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。
		— ⑦サポート系喪失 (直流電源故障) + (外部電源喪失+) DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	高	中	中	中		

重要事故シーケンスとして選定したシーケンス

審査ガイドの着眼点a~dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

2. 技術的知見の対応 ④有効性評価「全交流動力電源喪失」(2/2)

(2)「TBU」と「TBD」を同一の事故シーケンスグループとしている考え方



- ◆ TBD及びTBU共に高圧注水機能(高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系)の喪失により高圧代替注水系の起動を判断するため、手順の観点でも同等となる。
- ◆ TBD特有の操作は以下の2つであり、5分程度で操作が完了する。
 - 照明を確保するための、乾電池式内蔵型照明(ヘッドライト等)の準備
 - 高圧代替注水系の起動に必要な直流電源を、常設代替直流電源設備からの給電に切替
- ◆ TBU特有の操作は以下の2つであり、3分程度で操作が完了する。
 - 非常用DG, HPCS-DGの手動起動操作(失敗)
 - 高圧注水機能喪失の判断
- ◆ 重要事故シーケンスとして選定したTBDの方が、TBUよりも事象発生初期の対応操作に時間を要する。

作業項目	実施箇所・必要員数				操作の内容
	【 】は他作業後移動してきた要員				
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐	
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	3人	重大事故等対応要員 (現場)	
乾電池式内蔵型照明の準備	2人 A, B	3人 C, D, E	—	—	●乾電池式内蔵型照明(ヘッドライト等)の準備
状況判断	2人 A, B	—	—	—	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●全電源喪失の確認 ●再循環ポンプ停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁による原子炉圧力制御の確認
高圧代替注水系の起動操作	【1人】 A	—	—	—	●高圧代替注水系に必要な負荷の電源切替操作
	【1人】 B	—	—	—	●高圧代替注水系による原子炉注水 系統構成
電源確保操作対応	—	—	2人 a, b	—	●電源回復操作
原子炉水位の調整操作(高圧代替注水系)	【1人】 A	—	—	—	●高圧代替注水系による原子炉注水の調整操作

TBDにおける作業項目

作業項目	実施箇所・必要員数				操作の内容
	【 】は他作業後移動してきた要員				
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐	
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	—	重大事故等対応要員 (現場)	
状況判断	2人 A, B	—	—	—	●原子炉スクラムの確認 △外部電源喪失の確認 △非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●タービン停止の確認 ○原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁による原子炉圧力制御の確認 ●再循環ポンプトリップの確認
全交流動力電源喪失の確認	【1人】 A	—	—	—	○高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)
	【1人】 B	—	—	—	○非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作(失敗)
電源確保操作対応	—	—	2人 a, b	—	●電源回復操作
高圧注水機能喪失の判断	【1人】 A	—	—	—	●高圧注水機能喪失の判断
高圧代替注水系の起動操作	【1人】 A	—	—	—	●高圧代替注水系による原子炉注水 系統構成
原子炉水位の調整操作(高圧代替注水系)	【1人】 A	—	—	—	●高圧代替注水系による原子炉注水の調整操作
直流電源の負荷切離操作(中央制御室)	【1人】 B	—	—	—	○不要負荷の切離操作

TBUにおける作業項目