

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について）

重大事故等対策の成立性確認（放射線防護）（16/16）

○ 発電所では、放射線障害防護器具を以下のとおり整備しており、作業環境や作業内容等の状況に応じて使用する。

名称	着用基準	屋内	屋外
汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)	身体汚染のおそれがある場合	△	○
アノラック・長靴	高汚染下での作業の場合		
高線量対応防護服 (タンングステンベスト)	高線量下で動かずに作業する場合		
全面マスク・半面マスク	汚染のおそれがある場合 (内部被ばく防止)	○	○
セルフエアセット・自給式呼吸器			
個人線量計	線量下で作業する場合	○	○

○：必ず着用 △：緊急を要する作業以外は着用

- 外部被ばく効果の放射線防護の基本原則は距離・時間・遮蔽であり、作業に応じて合理的かつ効果的な方法を選択又は組み合わせさせて放射線防護を実施する。
- 炉心損傷が起こるおそれがある場合には、放出される放射性物質による汚染が予想されることから、汚染防護服、全面マスクを装着するとともに、個人線量計を常に携帯することにより、作業員の外部被ばく線量を適切に管理する。
- なお、必要な防護具類は、保管場所に保管しており、炉心損傷に備え、作業員の移動に合わせて、人数分必要数量を持ち運ぶ。
- ただし、緊急を要する作業の場合は、全面マスクのみを装着し、作業着については後ほど更衣及び除染を行う。
- 高線量対応防護服(タンングステンベスト)については、作業効率が悪くなり、作業時間が増加し被ばく線量が増加することから、移動を伴う作業においては、原則着用しない。

大飯発電所3 / 4号炉

タイベック



セルフエアセット



アノラック+全面マスク 高線量対応防護服



長靴



個人線量計



泊発電所3号炉

○ 発電所では、放射線防護具類を以下のとおり整備しており、作業環境や作業内容等の状況に応じて使用する。

表2 重大事故等対策の成立性確認（放射線防護）

重大事故等に対処する要員の初動対応時における装備

名称	着用基準	屋内	屋外
個人線量計(ガラスベレジ)	現場作業を行っていない間も必ず着用	○	○
個人線量計(ポケット線量計)	被ばくのおそれがある場合	○	○
綿手袋	身体汚染のおそれがある場合	○	○
汚染防護服(タイベック)・ゴム手袋等	身体汚染のおそれがある場合	△	○
アノラック・汚染作業用長靴(空脚長靴)	身体汚染のおそれがある場合(湿潤作業)	□	-
高線量対応防護服(タンングステンベスト)	高線量下で移動を伴わない作業の場合	-	-
全面マスク等(全面マスク又は電動ファン付きマスク)	身体汚染のおそれがある場合(内部被ばく防止)	○	○
自給式呼吸器	酸欠等のおそれがある場合	○	○

○：必ず着用 △：緊急を要する作業以外は着用 -：着用不要
 □：管理区域内で内部汚染が起きている場所へのアクセス時に着用
 ※：盛水水位が高い場合に着用

- 外部被ばく効果の放射線防護の基本原則は距離、時間、遮蔽であり、作業に応じて合理的かつ効果的な方法を選択又は組み合わせさせて放射線防護を実施する。
- 炉心損傷が起こるおそれがある場合には、放出される放射性物質による汚染が予想されることから、汚染防護服、全面マスクを装着するとともに、個人線量計を常に携帯することにより、作業員の外部被ばく線量を適切に管理する。
- なお、必要な防護具類は、保管場所に保管しており、炉心損傷に備え、作業員の移動に合わせて、人数分必要数量を持ち運ぶ。
- ただし、緊急を要する作業の場合は、全面マスクのみを装着し、作業着については後ほど更衣及び除染を行う。
- 高線量対応防護服(タンングステンベスト)については、作業効率が悪くなり、作業時間が増加し被ばく線量が増加することから、移動を伴う作業においては、原則着用しない。



アノラック+自給式呼吸器



タイベック+全面マスク
+高線量対応防護服



個人線量計
(ガラスベレジ)



タイベック+全面マスク



タイベック+全面マスク
+長靴



汚染作業用長靴

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.3.3</p> <p style="text-align: center;">運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応は、運転手順書に基づいて実施するため、解析上は、事象進展に従って適宜運転員が必要な操作を行うことを仮定しているが、運転員操作の仮定に際しては、操作余裕時間を考慮している。具体的には、以下に示すとおりである。</p> <p>(1) 運転員操作余裕時間に関する基本設定 有効性評価に係る解析において仮定した運転員操作余裕設定については、以下のとおり大きく5つに分類できる。</p> <p>(a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの ・警報等の発信時点+10分</p> <p>(b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの ・上記操作+1分</p> <p>(c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの ・条件満足時点+10分</p> <p>(d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの ・条件満足時点+30分^{※1}</p> <p>(e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮</p> <p>※1：訓練等に基づく実移動時間や、操作等に必要な時間を現実的に想定した上で、解析上設定した操作時間内に十分に対応できることを確認している。</p> <p>(2) 評価事故シーケンス毎の運転員等の操作余裕時間 評価事故シーケンス毎に考慮している運転員等の操作余裕時間について表1のとおり整理した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.3.2</p> <p style="text-align: center;">運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応は、運転要領に基づいて実施するため、解析上は、事象進展に従って適宜運転員が必要な操作を行うことを仮定しているが、運転員操作の仮定に際しては、操作余裕時間を考慮している。具体的には、以下に示すとおりである。</p> <p>(1) 運転員操作余裕時間に関する基本設定 有効性評価にかかわる解析において仮定した運転員操作余裕時間設定については、以下のとおり大きく5つに分類できる。</p> <p>(a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの ・警報等の発信時点+10分</p> <p>(b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの ・上記操作+1分</p> <p>(c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの ・条件満足時点+10分</p> <p>(d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの ・条件満足時点+30分[※]</p> <p>(e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮</p> <p>※：訓練等に基づく実移動時間や、操作等に必要な時間を現実的に想定した上で、解析上設定した余裕時間内に十分に対応できることを確認している。</p> <p>(2) 重要事故シーケンス等毎の運転員等の操作余裕時間 重要事故シーケンス及び評価事故シーケンス毎に考慮している運転員等の操作余裕時間について表1のとおり整理した。</p>	<p>名称の相違</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違</p>

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

表1. 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定の整理

炉心損傷防止対策	運転員操作等		解析上設定した操作時間	考え方
	運転員操作等	解析上設定した操作時間		
・2次冷却系からの除熱機能喪失 (主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)	フィードアンドブリード (中央制御室にて高圧注入及び加圧器速がし弁開放)	蒸気発生器水位0%* + 5分 *：手順書上は、全ての蒸気発生器の広域水位が10%未満となればフィードアンドブリード運転を開始	(e) 事前の事象把握は蒸気発生器水位低下等により可能であり、手動安全注入確認と加圧器速がし弁操作時間として5分とした。	
	・全交流動力電源喪失 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故)	① 2次冷却系強制冷却 (現場にて主蒸気速がし弁開) ② 蓄圧タンク出口弁閉止 (中央操作) ③ 2次冷却系強制冷却の再開 (現場操作)	① SBO 事象発生+30分 ② 代替交流電源確保+10分 ③ 蓄圧タンク出口弁閉止+10分	① (d) ② (c) ③ (e)①の操作のために既に現場に移動し待機しているため、10分とした。
	・原子炉補機冷却機能喪失 (原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故)	格納容器自然対流冷却 (原子炉補機冷却系) (中央操作、現場操作)	格納容器最高使用圧力到達+30分	(d)

泊発電所3号炉

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (1/5)

炉心損傷防止対策	運転員操作等		解析上設定した操作時間	考え方
	運転員操作等	解析上設定した操作時間		
・2次冷却系からの除熱機能喪失 (主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)	フィードアンドブリード (中央操作) ・高圧注入ポンプによる炉心注入 ・加圧器速がし弁手動開	蒸気発生器広域水位0%* + 5分 ※手順書上は、全ての蒸気発生器の広域水位が10%未満となればフィードアンドブリード運転を開始	(e) 事前の事象把握は蒸気発生器水位低下等により可能であり、手動安全注入確認と加圧器速がし弁操作時間として5分とした。	
	① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) ・主蒸気速がし弁開 ② 蓄圧タンク出口弁閉止* ③ 2次冷却系強制冷却の再開 (現場操作)	① SBO事象発生+30分 ② 1次冷却材圧力1.7MPa(gage) (温度209℃) 到達+10分 ③ 蓄圧タンク出口弁閉止+10分	① (d) ② (c) ③ (e) ①の操作のために既に現場に移動し待機しているため、10分とした。	
	格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却系) * (中央操作、現場操作) ・原子炉補機冷却系加水加圧	原子炉格納容器最高使用圧力到達+30分	(d)	

※1 (a) 中央制御室での警報階層等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の警報時点+10分)
 (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を行うもの (条件満足時点+30分)
 (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

※2 代替電源又は電源は、当該操作に間に合うよう準備する

相違理由

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	
なし ・原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) (負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) ・ECCS注入機能喪失 (中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故) ・ECCS再循環機能喪失 (大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故) ・格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)	2次冷却系強制冷却 (中央操作) 代替再循環 (中央操作、現場操作) 2次冷却系強制冷却 (中央操作)	「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動限界値に到達+10分で補助給水流量確認、さらに主蒸気速がし弁操作に+1分 再循環自動切換失敗+30分 「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動限界値に到達+25分	2次冷却系強制冷却 (中央操作) 代替再循環 (中央操作、現場操作) 2次冷却系強制冷却 (中央操作)	非常用炉心冷却設備作動信号受信+10分で補助給水流量確認、さらに主蒸気速がし弁操作に+1分 再循環失敗+30分 非常用炉心冷却設備作動信号受信+25分	(a),(b) (d) (e) 1次冷却系、2次冷却系、放射線モニタ等のパラメータからのインターフェースシステムLOCAの発生判断、プラント状態把握、余熱除去系遠隔隔離操作、2次冷却系強制冷却操作時間を考慮した。	
ECCS注入機能喪失 (中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故) ECCS再循環機能喪失 (大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故) 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)	2次冷却系強制冷却 (中央操作) 代替再循環 (中央操作、現場操作) 2次冷却系強制冷却 (中央操作)	「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動限界値に到達+10分で補助給水流量確認、さらに主蒸気速がし弁操作に+1分 再循環失敗+30分 「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動限界値に到達+25分	2次冷却系強制冷却 (中央操作) 代替再循環 (中央操作、現場操作) 2次冷却系強制冷却 (中央操作)	非常用炉心冷却設備作動信号受信+10分で補助給水流量確認、さらに主蒸気速がし弁操作に+1分 再循環失敗+30分 非常用炉心冷却設備作動信号受信+25分	(a),(b) (d) (e) 1次冷却系、2次冷却系、放射線モニタ等のパラメータからのインターフェースシステムLOCAの発生判断、プラント状態把握、余熱除去系遠隔隔離操作、2次冷却系強制冷却操作時間を考慮した。	
格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)	破損側蒸気発生器の隔離 (中央操作) ・補助給水停止 ・主蒸気隔離弁閉止 ・タービン動補給水ポンプ駆動蒸気弁閉止 ②2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気速がし弁開	①原子炉トリップ+10分で破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁閉止及びタービン動補給水ポンプ駆動蒸気弁閉止操作開始、+約2分で操作完了 ②破損側蒸気発生器の隔離操作完了+1分	破損側蒸気発生器の隔離 (中央操作) ・補助給水停止 ・主蒸気隔離弁閉止 ・タービン動補給水ポンプ駆動蒸気弁閉止 ②2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気速がし弁開	非常用炉心冷却設備作動信号受信+25分 ①(a)、(b)、(e) ②(b)	(a),(b) (d) (e) 1次冷却系、2次冷却系、放射線モニタ等のパラメータからのインターフェースシステムLOCAの発生判断、プラント状態把握、余熱除去系遠隔隔離操作、2次冷却系強制冷却操作時間を考慮した。	

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (2 / 5)

※1 (a) 中央制御室での警報発生等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)
 (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)
 (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ハイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故) 	<ul style="list-style-type: none"> ① 破損SGの隔離(補助給水停止、主蒸気隔離弁閉止、T/D-AFWP 駆動蒸気閉止) (中央操作) ② 2次冷却系強制冷却(中央操作) 	<ul style="list-style-type: none"> ① (a),(b),(c) 操作等に必要な時間を考慮し、約2分とした。 ② (b) (d) 	<ul style="list-style-type: none"> ① 破損SGの隔離(補助給水停止、主蒸気隔離弁閉止、T/D-AFWP 駆動蒸気閉止) (中央操作) ② 2次冷却系強制冷却(中央操作) 	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉トリップ+10分で破損SGへの補助給水停止及び主に主蒸気隔離弁閉止及びT/D-AFWP 駆動蒸気元弁閉止に+2分 ② 破損SGの隔離操作完了+10分 	<ul style="list-style-type: none"> ① (c),(e) 早期の電源回復不能判断時点から現場操作(蒸気ポンベの接続)に着手し、炉心溶解までに準備完了していることから、中央操作として10分とした。 ② (d) 	
<ul style="list-style-type: none"> 雰囲気圧力・温度による静的負荷 [格納容器過圧破損] (大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 [格納容器過風破損] (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水が喪失する事故) 	<ul style="list-style-type: none"> 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ (現場操作) 	<ul style="list-style-type: none"> ① 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧(中央操作、現場操作) ② 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ (現場操作) 	<ul style="list-style-type: none"> ① 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧(中央操作、現場操作) ② 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ (現場操作) 	<ul style="list-style-type: none"> ① 炉心溶解+10分 ② 炉心溶解+30分 	<ul style="list-style-type: none"> ① (c),(e) 早期の電源回復不能判断時点から現場操作(蒸気ポンベの接続)に着手し、炉心溶解までに準備完了していることから、中央操作として10分とした。 ② (d) 	
<ul style="list-style-type: none"> 水素燃焼 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) 	なし	なし	なし	-	-	

運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方
<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ^{※1} (現場操作) ・代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイ 	炉心溶解開始+30分	(d)
<ul style="list-style-type: none"> ①加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧 (中央操作、現場操作) ・加圧器逃がし弁空気供給 ・加圧器逃がし弁閉 ②代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ (現場操作) ・代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイ 	<ul style="list-style-type: none"> ①炉心溶解開始+10分 ②炉心溶解開始+30分 	<ul style="list-style-type: none"> ①(c)、(e) 早期の電源回復不能判断時点から現場操作(蒸気ポンベの接続)に着手し、炉心溶解までに準備完了していることから、中央操作として10分とした。 ②(d)
<ul style="list-style-type: none"> 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過風破損)及び高圧溶解物放出/格納容器空室空気直接加熱融炉心・コンクリート相互作用 (大破断LOCA時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) 	なし	-
<ul style="list-style-type: none"> 水素燃焼 (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) 	なし	-

※1 (a) 中央制御室での警報格納容器等起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)
 (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)
 (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

※2 代替電源は、当該操作に間に合うよう準備する

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
想定事故1	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	想定事故1	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	
・想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)	なし	-	(e)使用済燃料ピットが沸騰を開始する約 12 時間後までに給水を開始することが可能。	想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)	可搬型大型送水ポンプ車による給水 (現場操作)	-	(e) 使用済燃料ピット中央水面の沸騰率が燃料取扱時の燃料取扱機の運転設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下する約1.6日後までに給水を開始することが可能。	
・想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水が低下する事故)	なし	-	(e)使用済燃料ピットが沸騰を開始する約 11 時間後までに給水を開始することが可能。	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水が低下する事故)	可搬型大型送水ポンプ車による給水 (現場操作)	-	(e) 使用済燃料ピット中央水面の沸騰率が燃料取扱時の燃料取扱機の運転設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下する約1.0日後までに給水を開始することが可能。	
S.F.P.燃料損傷防止対策								

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (4 / 5)

- ※1
- (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)
 - (b) 上記操作に引き継ぎ中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 - (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 - (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)
 - (e) 個別の運転操作に必要となる時間を考慮

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
停止中の燃料損傷防止対策	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	停止中の燃料損傷防止対策	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	
・崩壊除去機能喪失 (燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故) ・全交流動力電源喪失 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故) ・原子炉冷却材の流出 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) 反応度の誤投入 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故)	蓄圧タンクによる注入 (中央操作) 蓄圧タンクによる注入 (中央操作)	事象発生+60分 事象発生+60分	(e)全交流動力電源喪失を包絡する余裕時間を設定した。 (e)交流電源の復旧、注入手段の確認および蓄圧タンク出口弁開放(中央操作)に余裕を見込んで60分とした。 (e)事象の検知および充てんポンプによる注入(中央操作)に余裕を見込んで20分とした。 (c)	崩壊除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故) 全交流動力電源喪失 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故) 原子炉冷却材の流出 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) 反応度の誤投入 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故)	運転員操作等 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 (現場操作) ※ ・代替注入手段の準備 ・代替格納容器スプレイポンプ起動	解析上設定した操作時間 事象発生+60分	考え方※1 (e) 全交流動力電源喪失を包絡する余裕時間を設定した。 (e) 全交流動力電源喪失時では、代替電源設備、代替注入手段の準備及び代替注入操作に余裕を見込んで60分とした。 (e) 状況判断及び充てんポンプによる注入に余裕を見込んで20分とした。 (c)	
	蓄てんポンプによる注入 (中央操作) 希釈停止操作 (中央操作)	余熱除去ポンプ機能喪失+20分 「中性子源領域が停止時中性子東高」警報発生+10分	希てんポンプによる炉心注水 (中央操作) ・希てんポンプ起動		余熱除去機能喪失+20分 「中性子源領域が停止時中性子東高」警報発生+10分			
燃料取出前の流出 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)	希てんポンプによる炉心注水 (中央操作) ・1次系補給水ポンプ停止、弁閉止	余熱除去機能喪失+20分	(e) 状況判断及び充てんポンプによる注入に余裕を見込んで20分とした。					

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (5 / 5)

※1 (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)
 (b) 上記操作に引き継ぎ中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)
 (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮
 ※2 代替電源は、当該操作に間に合うよう準備する

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所要時間（タイムチャート）の基本的考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【大飯には該当する資料はない】</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.3.3</p> <p>有効性評価における作業と所要時間（タイムチャート）の基本的な考え方について</p> <p>1. 基本事項</p> <p>(1) 状況判断時間 事象発生から10分間は状況判断、作業準備等を行う想定とし、運転員等の操作は実施しないものとする。</p> <p>(2) 適宜実施を用いる対応操作 「適宜実施」は特定のタイミングで実施せず、状況に合わせて対応する操作に対して使用する。なお、他操作との重複を許容するが、他の操作を優先した場合であっても作業の成立性に影響のない場合に限定する。</p> <p>(3) 故障機器等の機能回復操作 フロントライン系機能喪失時は故障機器等の機能回復操作を試みるが、有効性評価では夜間・休日の限られた要員で対応を行う想定であることから、実施できることは限られており、原因不明又は早期の復旧が不能と判断すればそれ以上の機能回復操作を実施せずに、炉心損傷防止又は格納容器破損防止のために速やかに手順に従った対応を進める必要がある。 フロントライン系機能喪失は様々な要因が考えられるが、有効性評価では故障原因を具体的に特定しているものではないため、各事象共通で以下の内容とする。</p> <p>a. 中央制御室における機能回復操作 対応内容としては動作不能となったポンプの再起動操作、弁操作等が考えられるが、何れも短時間で対応可能なことから一律5分とし、その後は各操作間の余裕時間等で再度回復を試みることを想定して適宜実施とする。</p> <p>b. 現場における機能回復操作 故障機器等へのアクセス及び早期復旧不能等の判断に要する状況確認時間を考慮して一律10分とし、その後は各操作間の余裕時間等で再度回復を試みることを想定して適宜実施とする。</p> <p>(4) 原子炉安定停止に向けた対応手段 原子炉安定停止に必要な対応手段はタイムチャートに記載を行う。ただし、有効性評価上考慮している対応が全て実施された後の安定停止に向けた操作が、通常のプラント停止操作等と同様の対応である場合は、作業の成立性に問題は生じないことから</p>	<p>※過去の審査を考慮し、タイムチャートの基本的な考え方を添付資料としてまとめた。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>特別記載を行わないものとする。</p> <p>2. 連続作業の考え方</p> <p>タイムチャートでは極力早期に各設備を待機状態にできるような要員の動きとするため、可能な場合は基本的に連続作業の形をとることとするが、その考え方を以下にまとめる。なお、運転員による中央制御室での操作は負荷が小さく、作業の連続性は問題とならないことから現場操作についての考え方を示す。</p> <p>(1) 屋内作業における連続作業の考え方</p> <p>a. 作業の連続性に対する考慮事項</p> <p>比較的短時間の間に複数の操作の対応にあたることから、作業が不測の事態により遅延する可能性を考慮し、解析でクレジットをとっている時間（以下、使命時間という。）をもつ作業を同一要員に連続して実施させない。</p> <p>b. 作業の負荷に対する考慮事項</p> <p>操作対象の数、操作量、移動距離等を考慮し、負荷の大きい作業については連続して実施させない。</p> <p>(2) 屋外作業における連続作業の考え方</p> <p>a. 作業の連続性に対する考慮事項</p> <p>比較的長時間に亘る対応となることから、以下を考慮して作業を設定する。</p> <p>(a) 操作実績に対して十分な裕度が各作業の想定時間において確保されていることを確認した上でタイムチャートの作業を設定し、多少の遅延が生じても成立性に影響が生じないようにする。</p> <p>(b) 連続して実施する作業は、使命時間に対して十分な裕度があることを確認した上でタイムチャートの作業を設定し、状況に応じて休憩等の対応を可能とする。</p> <p>b. 作業の負荷に対する考慮事項</p> <p>(a) ホース延長・回収車（送水車用）を用いたホースの敷設等、人力に頼る部分を極力低減した作業内容となっていることを確認した上でタイムチャートの作業を設定する。</p> <p>(b) 可搬型大型送水ポンプ車による送水作業は複数の災害対策要員で一連の作業を行うことから、要員の役割を固定せずに担当作業の入替えを行っての対応を可能とする。なお、タイムチャートでは要員の記号に「1」を付記し、入替え可能ということを示す。これにより、要員の疲労の状況によっては、負荷の少ない操作と担当を交代する等、状況に応じた対応を可能とする。</p> <p>(c) 万一、疲労等により対応不能となった要員が発生した場合には、作業を実施し</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ていない災害対策要員と交代して対応を行うこととする。また、屋外作業は比較的長時間が経過した後の対応であり、現実的には発電所構外からの参集者に期待できることから、状況により参集要員との交代による対応も考慮する。</p> <p>3. 技術的能力の手順との整合性</p> <p>技術的能力はそれぞれ条文中で要求される機能別に考える故障想定から対応手段を選定し、手順の優先順位等を定めたもの（機能ベースの手順）となっている。</p> <p>一方、有効性評価は事象ベースであり、夜間・休日における限られた要員での対応を示していることから、技術的能力で選定した手段を優先順位通りに全て実施するものではなく、重大事故等対処設備を用いた手段を中心に選択して実施する必要がある。また、手順着手の判断基準に直接は該当しないが、その後の事象の進展を考慮し先行して準備を実施する場合や有効性評価条件に合わせた対応を示している場合もある。</p> <p>なお、有効性評価のような事象ベースにおいても迷わず対応可能なように、手順着手の判断や優先順位を事前に検討の上で運転手順書（運転要領）を策定しており、発電課長（当直）は判断を誤ることなく対応が可能となっている。</p> <p>以下に技術的能力の手順との整合性についての有効性評価における考え方を示す。</p> <p>(1) 基本的な考え方</p> <p>a. 有効性評価における作業の所要時間及び必要要員は技術的能力で整備されている手順と整合を図るが、以下を考慮する。</p> <p>(a) 他の手段と共通する対応操作がある場合等については、その手順の省略を可能とする。</p> <p>(b) 技術的能力のタイムチャートはその手順を単独で行った場合の流れを示しているが、有効性評価は状況により他作業と並行して対応を進める必要があることから、作業の成立性に影響がない場合には、中央制御室及び現場操作の実施タイミングは実際の対応に沿った内容とする。</p> <p>b. 手順の優先順位及び着手の判断基準は技術的能力で整備されている手順と整合を図るが、(2)以降に示す内容を考慮する。</p> <p>c. 通常の運転操作等、技術的能力で整備している操作に該当しない場合は、訓練実績等に基づき設定した内容とする。（通常の運転操作等の想定時間及び実績時間については添付資料 6.3.1「重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について」のとおり。）</p> <p>(2) 対応要員等に対する考慮事項</p> <p>有効性評価は夜間・休日の限られた要員での対応を想定するため以下を考慮する。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>a. 有効性評価上考慮しない手順に着手する場合は、原則、最も優先順位の高い対応手段のみを実施する。なお、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水については高揚程のポンプであり補助給水ポンプの代替手段として有効なため、第2手段ではあるが対応を行う。</p> <p>b. 複数の手順着手の判断基準に該当した場合は、使命時間内に各手順が達成可能なように順序立てて着手を行う。</p> <p>c. サポート系機能喪失時は対応操作が多岐に亘ることから以下を考慮する。</p> <p>(a) 注水等に用いる水源の選択については、使命時間内に確実に注水可能な手段として、重大事故対処設備を用いた手段である海水を選択する想定とする。</p> <p>(b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視については、漏洩が発生しているものではなく、常設設備により水位等の監視が可能であることから、他の操作を優先する。本手順は対応可能となった時点での着手とする補助的な位置付けの対応となることから、有効性評価上は特別記載を行わない。</p> <p>(c) 格納容器水素イグナイタ起動については、炉心損傷に至らないと判断できる事故シーケンスの場合、格納容器内の水素濃度上昇を伴わないことから、他の操作を優先する。本手順は対応可能となった時点での着手とする補助的な位置付けの対応となることから、有効性評価上は特別記載を行わない。</p> <p>(3) 事象進展に対する考慮事項</p> <p>重要事故シーケンスの中でもサポート系機能喪失時はプラント状態が厳しくなることから、その後の事象進展の可能性を考慮し以下の対応とする。</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の場合であっても炉心損傷に至った際の代替格納容器スプレイポンプの炉心注水から CV スプレイへの切り替えを考慮して、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備を行う。また、アニュラス内の水素排出及び被ばく低減を考慮して、B-アニュラス空気浄化ファンの準備及び起動を行う。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の場合は、常設直流電源の喪失を考慮して、可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視の準備を行う。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合）の場合は、シールLOCAへの事象進展を考慮して、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の準備、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉止及び中央制御室非常用循環ファンの準備及び起動を行う。</p> <p>(4) 事故シーケンス毎の有効性評価条件に対する考慮事項</p> <p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間 (タイムチャート) の基本的考え方について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>1次冷却系のフィードアンドブリード操作開始は、技術的能力で示している蒸気発生器広域水位10%未満ではなく、解析条件である蒸気発生器広域水位0%到達とする。(0%のほうは炉心冷却の観点で厳しくなり保守的な設定となる)</p> <p>b. 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生しない場合)</p> <p>(a) 有効性評価の審査ガイドに従い、交流動力電源は24時間使用できないものとすることから、代替非常用発電機以外の電源復旧作業には着手せず、24時間後に代替非常用発電機による給電が開始される想定とする。</p> <p>(b) 有効性評価の審査ガイドに従い、常設直流電源は24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとすることから、可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源 (直流) からの給電には着手しない想定とする。</p> <p>c. 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失と同じ評価事故シーケンスを選定しており、事象の推移が同一となることから、電源の回復操作に関する手順以外は同様の対応を行う想定とする。</p> <p>d. 原子炉停止機能喪失</p> <p>有効性評価では事象発生後10分間は運転員等の操作に期待しないことから、共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS 緩和設備) の作動状況の確認後に手動による原子炉手動トリップ操作を行う想定とする。</p> <p>e. 水素燃焼</p> <p>炉心損傷に至るため、再循環運転に移行しない可能性があるが、有効性評価条件に合わせて格納容器スプレイポンプの再循環運転を継続し、格納容器内自然対流冷却には着手しない想定とする。</p> <p>f. 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</p> <p>ディーゼル発電機による給電が可能であることから、充てんポンプを用いた炉心注水が可能であるが、全交流動力電源喪失 (停止時) と同一条件で評価していることから、全交流動力電源喪失 (停止時) に合わせて代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行う想定とする。なお、代替格納容器スプレイポンプより優先順位の高い炉心注水手段については、考慮しない手順の扱いとして可能な限り対応を行う想定とする。</p> <p>(5) その他考慮事項</p> <p>a. 技術的能力の手順着手の判断基準に直接該当しない場合であっても、実施する手順が類似する場合にはその内容を参照する。</p> <p>b. 必要に応じて実施する長期的な対応等については可能となった時点での着手とする補助的な位置付けの対応であることから、有効性評価上は特別記載を行わない。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>c. 自動起動補機等、運転員の対応を必要としない手段については事故対応上で特記すべき事項を除き記載を行わない。</p> <p>d. 監視事項は多岐に亘るため、事故対応上で特記すべき事項を除き記載を行わない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.4 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.3.1</p> <p style="text-align: center;">有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</p> <p>表1～4に炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、燃料プールの燃料損傷防止対策及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において、機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.3.4</p> <p style="text-align: center;">有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について</p> <p>表1～4に炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、使用済燃料ビットの燃料損傷防止対策及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において、安全機能の喪失に対する仮定及び解析上考慮しない主な重大事故等対処設備の一覧を示す。</p>	<p>※女川に倣い各重要事故シーケンス等における機能喪失及び解析上考慮しないSA設備を一覧の形で整理</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.4 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧（1/4）				表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定（1/2）				
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系	2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・補助給水系機能喪失	—	
	高圧注水失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系						
	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1						
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系	全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故	・非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	・B-充てんポンプ（自己冷却）	
	高圧注水失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系						
	原子炉手動減圧失敗	・自動減圧系						
全交流動力電源喪失（長期T B）	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）	・非常用ディーゼル発電機	・高圧代替注水系 ・（常設代替交流電源設備による非常用母線の受電（～24時間））	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	・B-充てんポンプ（自己冷却）	
	HPCS失敗（蓄電池枯渇後R C I C停止）	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機						
	—	・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）						
全交流動力電源喪失（T B U）	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）	・非常用ディーゼル発電機	・（常設代替交流電源設備による非常用母線の受電（～24時間））	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・格納容器スプレイ注入機能喪失 ・低圧再循環機能喪失	・代替格納容器スプレイポンプ	
	高圧注水失敗（R C I C本体の機能喪失）	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・原子炉隔離時冷却系						
	—	・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）						
原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	—	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉停止機能喪失	—	
	高圧注水失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系						
	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1						

※1 残留熱除去系（低圧注水モード）の機能喪失に伴い、格納容器スプレイ冷却、サブプレッションプール水冷却、原子炉停止時冷却の機能喪失を仮定

表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧（2/4）

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備
全交流動力電源喪失（T B D）	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）	—	・（常設代替交流電源設備による非常用母線の受電（～24時間））
	直流電源喪失	・125V 蓄電池 2A ・125V 蓄電池 2B	
	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・原子炉隔離時冷却系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・非常用ディーゼル発電機	
全交流動力電源喪失（T B P）	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）	・非常用ディーゼル発電機	・高圧代替注水系 ・（常設代替交流電源設備による非常用母線の受電（～24時間））
	S R V再閉失敗	・逃がし安全弁1個の閉固着	
	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系
	崩壊熱除去失敗	・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	
	—	・全交流動力電源喪失（外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等）	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.4 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																																		
<p>表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧（3/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>重要事故シナリオ等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定等</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）</td> <td>過渡事象（給水流量の全喪失）</td> <td>—</td> <td rowspan="2">・高圧代替注水系</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去失敗</td> <td>・残留熱除去系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）（C）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）</td> <td>—</td> <td rowspan="2">・高圧代替注水系 （代替制御棒挿入機能）</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止失敗</td> <td>・原子炉自動スクラム ・原子炉手動スクラム ・代替制御棒挿入機能</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">LOCA時注水機能喪失</td> <td>中破断LOCA</td> <td>—</td> <td rowspan="4">・高圧代替注水系</td> </tr> <tr> <td>HPCS失敗</td> <td>・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系</td> </tr> <tr> <td>低圧ECCS失敗</td> <td>・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>・外部電源喪失による給復水系統停止 ・自動減圧系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・全交流動力電源喪失（外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等）</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 残留熱除去系（低圧注水モード）の機能喪失に伴い、格納容器スプレイ冷却、サブプレッションプール水冷却、原子炉停止時冷却の機能喪失を仮定</p>				事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備		崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系	崩壊熱除去失敗	・残留熱除去系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）（C）	原子炉停止機能喪失	過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）	—	・高圧代替注水系 （代替制御棒挿入機能）	原子炉停止失敗	・原子炉自動スクラム ・原子炉手動スクラム ・代替制御棒挿入機能	LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	—	・高圧代替注水系	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1	—	・外部電源喪失による給復水系統停止 ・自動減圧系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・全交流動力電源喪失（外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等）	<p>表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定（2/2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>重要事故シナリオ等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）</td> <td>負荷の喪失時に原子炉がトリップ機能が喪失する事故</td> <td>・原子炉停止機能喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水機能喪失</td> <td>中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故</td> <td>・高圧注水機能喪失</td> <td>・充てんポンプ</td> </tr> <tr> <td>ECCS再循環機能喪失</td> <td>大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</td> <td>・ECCS再循環機能喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>・余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</td> <td>・主蒸気安全弁1個の開閉着</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>				事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）	負荷の喪失時に原子炉がトリップ機能が喪失する事故	・原子炉停止機能喪失	—	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故	・高圧注水機能喪失	・充てんポンプ	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	・ECCS再循環機能喪失	—	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	インターフェイスシステムLOCA	・余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失	—	格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・主蒸気安全弁1個の開閉着	—
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																							
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系																																																							
	崩壊熱除去失敗	・残留熱除去系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）（C）																																																								
原子炉停止機能喪失	過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）	—	・高圧代替注水系 （代替制御棒挿入機能）																																																							
	原子炉停止失敗	・原子炉自動スクラム ・原子炉手動スクラム ・代替制御棒挿入機能																																																								
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	—	・高圧代替注水系																																																							
	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系																																																								
	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1																																																								
	—	・外部電源喪失による給復水系統停止 ・自動減圧系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。） ・全交流動力電源喪失（外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等）																																																								
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																							
原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）	負荷の喪失時に原子炉がトリップ機能が喪失する事故	・原子炉停止機能喪失	—																																																							
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故	・高圧注水機能喪失	・充てんポンプ																																																							
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	・ECCS再循環機能喪失	—																																																							
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	インターフェイスシステムLOCA	・余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失	—																																																							
格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・主蒸気安全弁1個の開閉着	—																																																							
<p>表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧（4/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>重要事故シナリオ等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定等</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</td> <td>ISLOCA</td> <td>・ISLOCAが発生した高圧炉心スプレイ系 ・外部電源喪失による給復水系統停止</td> <td>・高圧代替注水系 ・代替自動減圧回路</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>				事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	・ISLOCAが発生した高圧炉心スプレイ系 ・外部電源喪失による給復水系統停止	・高圧代替注水系 ・代替自動減圧回路	—	—	—	—																																											
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																							
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	・ISLOCAが発生した高圧炉心スプレイ系 ・外部電源喪失による給復水系統停止	・高圧代替注水系 ・代替自動減圧回路																																																							
—	—	—	—																																																							

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.4 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																						
<p>表2 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧（1/2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>重要事故シーケンス等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定等</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4"> ・零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）（代替 補償冷却系を使用する場合） ・水素燃焼 </td> <td>大破断LOCA</td> <td>—</td> <td rowspan="4">—</td> </tr> <tr> <td>HPCS失敗</td> <td>・高圧炉心スプレイ系</td> </tr> <tr> <td>低圧ECCS失敗</td> <td>・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>・非常用ディーゼル発電機等 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）</td> </tr> <tr> <td rowspan="4"> ・零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）（代替 補償冷却系を使用できない場合） </td> <td>大破断LOCA</td> <td>—</td> <td rowspan="4">—</td> </tr> <tr> <td>HPCS失敗</td> <td>・高圧炉心スプレイ系</td> </tr> <tr> <td>低圧ECCS失敗</td> <td>・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>・非常用ディーゼル発電機等 ・代替補償冷却系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）</td> </tr> </tbody> </table>				格納容器破損モード	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備		・零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）（代替 補償冷却系を使用する場合） ・水素燃焼	大破断LOCA	—	—	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1	全交流動力電源喪失	・非常用ディーゼル発電機等 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）	・零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）（代替 補償冷却系を使用できない場合）	大破断LOCA	—	—	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1	全交流動力電源喪失	・非常用ディーゼル発電機等 ・代替補償冷却系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）	<p>表2 格納容器破損防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>評価事故シーケンス</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2"> 零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損） 原子炉圧力容器外の溶融燃料— 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用 </td> <td>大破断LOCA時に低圧注入機 能、高圧注入機能及び格納容器ス プレイ注入機能が喪失する事故</td> <td> ・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失 ・格納容器スプレイ注入機能喪 失 ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 </td> <td> ・B-充てんポンプ（自己冷却） </td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失時に非常用所内交 流電源が喪失し、補助給水機能が 喪失する事故</td> <td> ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 </td> <td> ・B-充てんポンプ（自己冷却） </td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>大破断LOCA時に低圧注入機能 及び高圧注入機能が喪失する事 故</td> <td> ・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失 </td> <td> ・格納容器水素イグナイタ ・充てんポンプ </td> </tr> </tbody> </table>				格納容器破損モード	評価事故シーケンス	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損） 原子炉圧力容器外の溶融燃料— 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機 能、高圧注入機能及び格納容器ス プレイ注入機能が喪失する事故	・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失 ・格納容器スプレイ注入機能喪 失 ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	・B-充てんポンプ（自己冷却）	外部電源喪失時に非常用所内交 流電源が喪失し、補助給水機能が 喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	・B-充てんポンプ（自己冷却）	水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能 及び高圧注入機能が喪失する事 故	・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失
格納容器破損モード	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																											
・零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）（代替 補償冷却系を使用する場合） ・水素燃焼	大破断LOCA	—	—																																											
	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系																																												
	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1																																												
	全交流動力電源喪失	・非常用ディーゼル発電機等 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）																																												
・零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）（代替 補償冷却系を使用できない場合）	大破断LOCA	—	—																																											
	HPCS失敗	・高圧炉心スプレイ系																																												
	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1																																												
	全交流動力電源喪失	・非常用ディーゼル発電機等 ・代替補償冷却系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）																																												
格納容器破損モード	評価事故シーケンス	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																											
零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損） 原子炉圧力容器外の溶融燃料— 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機 能、高圧注入機能及び格納容器ス プレイ注入機能が喪失する事故	・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失 ・格納容器スプレイ注入機能喪 失 ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	・B-充てんポンプ（自己冷却）																																											
	外部電源喪失時に非常用所内交 流電源が喪失し、補助給水機能が 喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	・B-充てんポンプ（自己冷却）																																											
水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能 及び高圧注入機能が喪失する事 故	・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失	・格納容器水素イグナイタ ・充てんポンプ																																											
<p>※1 残留熱除去系（低圧注水モード）の機能喪失に伴い、格納容器スプレイ冷却、サブプレッションプール水冷却、原子炉停止時冷却の機能喪失を仮定</p>																																														
<p>表2 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧（2/2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>重要事故シーケンス等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定等</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3"> ・高圧溶融物放出/格納容器零回気 直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷 却材相互作用 ・溶融炉心・コンクリート相互作用 </td> <td>過渡事象（給水流量の全喪失）</td> <td>—</td> <td> ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設）（復水 移送ポンプ）※2 </td> </tr> <tr> <td>高圧注水失敗</td> <td> ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 </td> <td rowspan="2"> ・低圧代替注水系（常設）（直流 駆動低圧注水系ポンプ）※2 </td> </tr> <tr> <td>低圧ECCS失敗</td> <td> ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1 </td> </tr> </tbody> </table>				格納容器破損モード	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	・高圧溶融物放出/格納容器零回気 直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷 却材相互作用 ・溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設）（復水 移送ポンプ）※2	高圧注水失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系	・低圧代替注水系（常設）（直流 駆動低圧注水系ポンプ）※2	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1	<p>※1 残留熱除去系（低圧注水モード）の機能喪失に伴い、格納容器スプレイ冷却、サブプレッションプール水冷却、原子炉停止時冷却の機能喪失を仮定</p> <p>※2 原子炉圧力容器破損前</p>																													
格納容器破損モード	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																											
・高圧溶融物放出/格納容器零回気 直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷 却材相互作用 ・溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象（給水流量の全喪失）	—	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設）（復水 移送ポンプ）※2																																											
	高圧注水失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系	・低圧代替注水系（常設）（直流 駆動低圧注水系ポンプ）※2																																											
	低圧ECCS失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水モード）※1																																												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.4 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																																
<p>表3 燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>想定事故</th> <th>重要事故シーケンス等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定等</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>想定事故1</td> <td>冷却機能喪失及び注水機能喪失</td> <td>・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 復水補給水系 ・ 燃料プール補給水系</td> <td rowspan="2">・ 燃料プール代替注水系（常設配管）</td> </tr> <tr> <td>想定事故2</td> <td>プール水の小規模な喪失 冷却機能喪失及び注水機能喪失</td> <td>— ・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 復水補給水系 ・ 燃料プール補給水系</td> </tr> </tbody> </table>				想定事故	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	想定事故1	冷却機能喪失及び注水機能喪失	・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 復水補給水系 ・ 燃料プール補給水系	・ 燃料プール代替注水系（常設配管）	想定事故2	プール水の小規模な喪失 冷却機能喪失及び注水機能喪失	— ・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 復水補給水系 ・ 燃料プール補給水系	<p>表3 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>想定事故</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>想定事故1</td> <td>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</td> <td>・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・ 使用済燃料ピット注水機能喪失</td> </tr> <tr> <td>想定事故2</td> <td>サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故</td> <td>・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・ 使用済燃料ピット注水機能喪失</td> </tr> </tbody> </table>				想定事故	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	想定事故1	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・ 使用済燃料ピット注水機能喪失	想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・ 使用済燃料ピット注水機能喪失																													
想定事故	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																					
想定事故1	冷却機能喪失及び注水機能喪失	・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 復水補給水系 ・ 燃料プール補給水系	・ 燃料プール代替注水系（常設配管）																																																					
想定事故2	プール水の小規模な喪失 冷却機能喪失及び注水機能喪失	— ・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 ・ 復水補給水系 ・ 燃料プール補給水系																																																						
想定事故	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																						
想定事故1	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・ 使用済燃料ピット注水機能喪失																																																						
想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・ 使用済燃料ピット注水機能喪失																																																						
<p>表4 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>重要事故シーケンス等</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定等</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>—</td> <td rowspan="2">—</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>・ 運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">全交流動力電源喪失</td> <td>外部電源喪失</td> <td>—</td> <td rowspan="3">—</td> </tr> <tr> <td>交流電源喪失</td> <td>・ 非常用ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>・ 高圧炉心スプレイ系</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉冷却材の流出</td> <td>—</td> <td>・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却器水系を含む。）</td> <td rowspan="2">—</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出） 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>— ・ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>制御棒の誤引き抜き</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>				事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	—	—	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・ 運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	全交流動力電源喪失	外部電源喪失	—	—	交流電源喪失	・ 非常用ディーゼル発電機	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・ 高圧炉心スプレイ系	原子炉冷却材の流出	—	・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却器水系を含む。）	—	原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出） 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	— ・ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	—	—	<p>表4 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>重要事故シーケンス</th> <th>安全機能の喪失に対する仮定</th> <th>解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</td> <td>燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故</td> <td>・ 待機中の余熱除去系機能喪失 ・ 充てん機能喪失 ・ 高圧注入機能喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故</td> <td>・ 非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>・ B-充てんポンプ（自己冷却）</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故</td> <td>・ 1次冷却材水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>				事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	・ 待機中の余熱除去系機能喪失 ・ 充てん機能喪失 ・ 高圧注入機能喪失	—	全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・ 非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	・ B-充てんポンプ（自己冷却）	原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・ 1次冷却材水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	—	反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故	—	—	
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																					
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	—	—																																																					
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・ 運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）																																																						
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	—	—																																																					
	交流電源喪失	・ 非常用ディーゼル発電機																																																						
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・ 高圧炉心スプレイ系																																																						
原子炉冷却材の流出	—	・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却器水系を含む。）	—																																																					
	原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出） 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	— ・ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗																																																						
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	—	—																																																					
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備																																																					
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	・ 待機中の余熱除去系機能喪失 ・ 充てん機能喪失 ・ 高圧注入機能喪失	—																																																					
全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・ 非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	・ B-充てんポンプ（自己冷却）																																																					
原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・ 1次冷却材水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	—																																																					
反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故	—	—																																																					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.5 安全評価におけるA型燃料とB型燃料の取扱いについて）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考までに1.3.6 考慮する範囲の記載を抜粋】</p> <p>燃料の種類については、代表的に9×9燃料(A型)を評価対象とする。</p> <p>設計基準事故においては、9×9燃料(A型)及び9×9燃料(B型)の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないため、代表的に9×9燃料(A型)のみ及び9×9燃料(B型)のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行っているが、燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果を考慮して、また、本発電用原子炉施設の重大事故等対策(設備、手順等)の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的に9×9燃料(A型)について評価を行う。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.3.5</p> <p style="text-align: center;">安全評価におけるA型燃料とB型燃料の取扱いについて</p> <p>泊発電所3号炉では、炉心内でA型燃料とB型燃料を併用するが、安全評価*¹においては代表的にA型燃料を評価対象とする。</p> <p>表1に示すように、A型燃料とB型燃料において燃料の主要な仕様に大きな差異はなく、核的、機械的、熱水力的にA型燃料とB型燃料の性能は同じように扱えることを確認している。運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故においては、A型燃料及びB型燃料の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはない。これらの結果を考慮して、本発電用原子炉施設の重大事故等対策(設備、手順等)の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価においても評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的にA型燃料について評価を行う。</p> <p>また、安全評価においては、A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の混在も考慮している。</p> <p>* 1 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故および重大事故等への対処に係る措置の有効性評価</p>	<p>※安全評価における評価対象の燃料の種類に関して、女川と同様の内容を従来の安全審査資料を元に添付資料化</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.5 安全評価におけるA型燃料とB型燃料の取扱いについて)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉			相違理由																																																														
	<p style="text-align: center;">表1 A型燃料とB型燃料の主要な燃料仕様 (泊3号炉)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">ステップ2</th> </tr> <tr> <th>A型</th> <th>B型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ペレット</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>直径</td> <td>mm</td> <td>約 8.19</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>初期密度 (理論密度における)</td> <td>%</td> <td>約 97</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>濃縮度</td> <td>wt%</td> <td>約 4.8</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>外径</td> <td>mm</td> <td>約 9.50</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>厚さ</td> <td>mm</td> <td>約 0.57</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>被覆管-ペレット 間隙 (直径)</td> <td>mm</td> <td>約 0.17</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料棒配列</td> <td></td> <td>17×17</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>集合体当たりの 燃料棒本数</td> <td></td> <td>264</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>燃料棒初期 ヘリウム圧力</td> <td>MPa</td> <td style="border: 2px solid black; width: 40px; height: 20px;"></td> <td style="border: 2px solid black; width: 40px; height: 20px;"></td> </tr> <tr> <td>燃料棒ピッチ</td> <td>mm</td> <td>約 12.6</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>支持格子数</td> <td></td> <td>9</td> <td>同左</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>				単位	ステップ2		A型	B型	ペレット				直径	mm	約 8.19	同左	初期密度 (理論密度における)	%	約 97	同左	濃縮度	wt%	約 4.8	同左	燃料被覆管				外径	mm	約 9.50	同左	厚さ	mm	約 0.57	同左	被覆管-ペレット 間隙 (直径)	mm	約 0.17	同左	燃料集合体				燃料棒配列		17×17	同左	集合体当たりの 燃料棒本数		264	同左	燃料棒初期 ヘリウム圧力	MPa			燃料棒ピッチ	mm	約 12.6	同左	支持格子数		9	同左	
	単位	ステップ2																																																																
		A型	B型																																																															
ペレット																																																																		
直径	mm	約 8.19	同左																																																															
初期密度 (理論密度における)	%	約 97	同左																																																															
濃縮度	wt%	約 4.8	同左																																																															
燃料被覆管																																																																		
外径	mm	約 9.50	同左																																																															
厚さ	mm	約 0.57	同左																																																															
被覆管-ペレット 間隙 (直径)	mm	約 0.17	同左																																																															
燃料集合体																																																																		
燃料棒配列		17×17	同左																																																															
集合体当たりの 燃料棒本数		264	同左																																																															
燃料棒初期 ヘリウム圧力	MPa																																																																	
燃料棒ピッチ	mm	約 12.6	同左																																																															
支持格子数		9	同左																																																															

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 1.3.2</p> <p style="text-align: center;">重大事故対策等の成立性確認内容について</p> <p>成立性の確認において、特に現場作業で実施する作業項目に対して、「操作概要」「要員数」「作業に必要な操作時間」「操作の成立性（アクセス性、作業環境、操作性、連絡手段）」を示す。</p> <p>操作の成立性を確認する上での、訓練実績は作業環境や操作性を考慮し、以下の通りとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋内照明は、常用照明「切」にて実施 ・ 運転員及び緊急安全対策要員は、ヘッドライト及びワークライトを携行し運転操作を実施 ・ 運転員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用 ・ 緊急安全対策要員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用 ・ 操作時間に含まれる移動時間は、中央制御室から操作場所までの移動を考慮 <p>別紙-1：電源確保作業に関する手順の成立性について 別紙-2：2次冷却系強制冷却操作に関する手順の成立性について 別紙-3：恒設代替低圧注水ポンプ準備に関する手順の成立性について 別紙-4：被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備に関する手順の成立性について 別紙-5：蒸気発生器、使用済燃料ピットへの給水確保（海水）に関する手順の成立性について 別紙-6：可搬式代替低圧注水ポンプの準備に関する手順の成立性について 別紙-7：大容量ポンプの準備に関する手順の成立性について 別紙-8：1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について 別紙-9：原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.3.6</p> <p style="text-align: center;">重大事故対策等の成立性確認内容について</p> <p>成立性の確認において、特に現場作業で実施する作業項目に対して、「操作概要」「要員数」「作業に必要な操作時間」「操作の成立性（アクセス性、作業環境、操作性、連絡手段）」を示す。</p> <p>操作の成立性を確認する上での、訓練実績は作業環境や操作性を考慮し、以下の通りとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋内照明は、常用照明「切」にて実施 ・ 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行し運転操作を実施 ・ 運転員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用 ・ 災害対策要員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用 ・ 操作時間に含まれる移動時間は、中央制御室から操作場所までの移動を考慮 <p>別紙-1：電源確保作業に関する手順の成立性について 別紙-2：2次冷却系強制冷却操作に関する手順の成立性について 別紙-3：代替格納容器スプレイポンプ準備に関する手順の成立性について 別紙-4：被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備に関する手順の成立性について 別紙-5：蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水確保（海水）に関する手順の成立性について 別紙-6：燃料取替用水ピットへの補給（海水）に関する手順の成立性について 別紙-7：原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）に関する手順の成立性について 別紙-8：1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について 別紙-9：原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について</p>	<p>※大飯に合わせて新規作成</p> <p>要員名称の相違 設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>手順名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">電源確保作業に関する手順の成立性について</p> <p>1. 非常用母線 M/C、P/C 受電</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、代替電源として空冷式非常用発電装置からの受電に必要なしゃ断器操作を実施する。</p>  <p style="text-align: center;">[3A 安全補機開閉器室]</p>  <p style="text-align: center;">[3A 空冷式非常用発電装置受電しゃ断器]</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>1名 / 1 ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>10分（移動時間含む）</p> <p>（想定時間：15分）</p>	<p style="text-align: center;">別紙-1</p> <p style="text-align: center;">電源確保作業に関する手順の成立性について</p> <p>1. 非常用母線受電</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、代替電源として代替非常用発電機からの受電に必要な遮断器操作を実施する。</p>  <p style="text-align: center;">【図1 3B-安全補機開閉器室】</p>  <p style="text-align: center;">【図2 SA用代替電源受電B系 受電遮断器】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>3名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>34分（移動時間含む）</p> <p>（想定時間：45分）</p>	<p>手順名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・泊はシングルプラントのため記載しない</p> <p>作業内容の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全補機開閉器室の室温は通常運転中と同程度である。 室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 通常操作するしゃ断器操作と同じである。 操作対象となる機器リストを携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> PHSを携帯している。 携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="181 727 562 1018" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="271 1023 479 1043">[アクセスルートの一部]</p> <div data-bbox="181 1050 562 1353" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="607 1050 1010 1353" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="555 1358 651 1378">[操作風景]</p> <p data-bbox="994 1401 1048 1422">以上</p>	<p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全補機開閉器室の室温は通常運転中と同程度である。 室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 通常操作する遮断器操作と同じである。 操作対象となる機器リストを携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> PHSを携帯している。 携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1196 719 1498 948" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1205 962 1489 983">【図3 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1240 1010 1464 1310" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1543 1082 1845 1310" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1451 1326 1615 1347">【図4 操作風景】</p> <p data-bbox="1899 1366 1953 1386">以上</p>	<p>対応要員の明確化 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">2次冷却系強制冷却操作に関する手順の成立性について</p> <p>1. 主蒸気逃がし弁開操作</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、2次冷却系強制冷却のために主蒸気逃がし弁を現地で開操作する。</p>  <p style="text-align: center;">【3A 主蒸気逃がし弁】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>4名 / 1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>27分（移動時間含む） （想定時間：30分）</p> <p>（運転員については以下のとおり。）</p> <p>20分（移動時間含む） （想定時間：20分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気配管室の室温は通常運転中と同程度である。 室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 	<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p style="text-align: center;">2次冷却系強制冷却操作に関する手順の成立性について</p> <p>1. 主蒸気逃がし弁開操作</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、2次冷却系強制冷却のために主蒸気逃がし弁を現場で開操作する。</p>  <p style="text-align: center;">【図1 3B-主蒸気逃がし弁】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>3名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>12分（移動時間含む） （想定時間：20分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気配管室の室温は通常運転中と同程度である。 室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はシングルプラントのため記載しない <p>作業内容の相違</p> <p>想定時間の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は運転員及び災害対策要員の想定時間と同 <p>対応要員の明確化</p> <p>設備名称の相違</p>

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 手動ハンドルで操作するにあたり足場を設置し操作性を確保している。 ・ 操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ PHSを携帯している。 ・ 携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="389 422 797 710" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="490 713 689 740" data-label="Caption"> <p>【一部アクセスルート】</p> </div> <div data-bbox="383 847 808 1169" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="456 1181 723 1209" data-label="Caption"> <p>【3A 主蒸気逃がし弁操作風景】</p> </div> <p style="text-align: center;">以上</p>	<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 手動ハンドルで操作するにあたり足場を設置し操作性を確保している。 ・ 操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ PHSを携帯している。 ・ 携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1290 416 1727 740" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1301 748 1715 782" data-label="Caption"> <p>【図2 アクセスルートの一部】</p> </div> <div data-bbox="1290 823 1727 1152" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1258 1161 1787 1197" data-label="Caption"> <p>【図3 3B-主蒸気逃がし弁操作風景】</p> </div> <p style="text-align: center;">以上</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. タービン動補助給水流量調整弁開度調整</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、2次冷却系強制冷却のためにタービン動補助給水流量調整弁を現地で開度調整する。</p> <div data-bbox="412 347 790 632" data-label="Image"> </div> <p>[3A 蒸気発生器タービン動補助給水流量調節弁前弁]</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 4名/1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間(訓練実績、常用照明切で実施) 16分(移動時間含む)</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。 ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 ・運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁操作エリアの室温は通常運転中と同程度である。 ・運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 		<p>作業手順の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は全交流動力電源喪失時であっても、直流電源が健全な場合、中央制御室で操作可能なことから該当なし

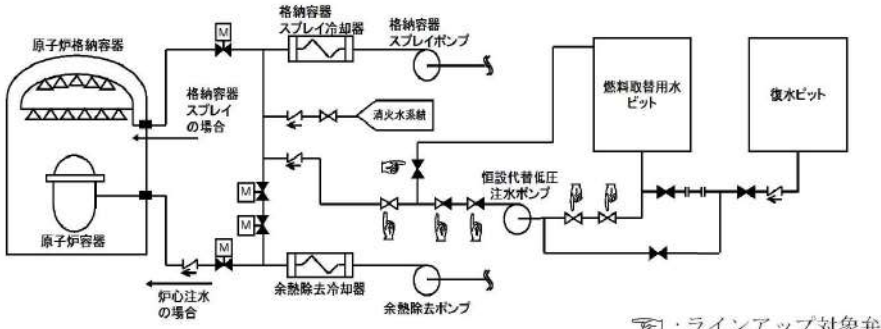
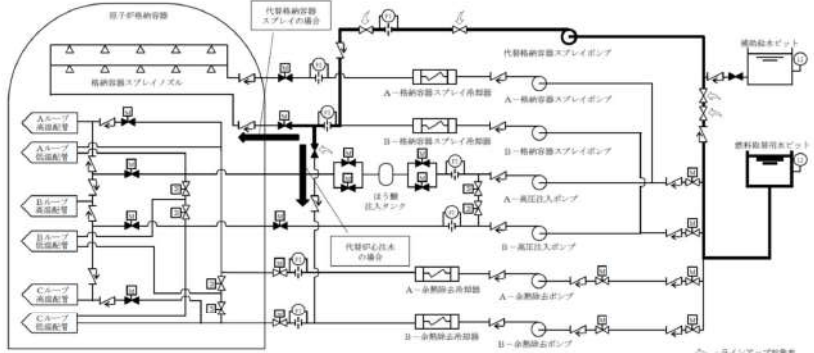
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="392 221 797 528" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="488 531 710 561" data-label="Caption"> <p>[アクセスルートの一部]</p> </div> <div data-bbox="392 632 797 938" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="539 940 645 968" data-label="Caption"> <p>[操作風景]</p> </div> <div data-bbox="983 1019 1052 1050" data-label="Text"> <p>以上</p> </div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-3</p> <p style="text-align: center;">恒設代替低圧注水ポンプ準備に関する手順の成立性について</p> <p>1. 恒設代替低圧注水ポンプラインアップ</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始できるように系統ラインアップを実施する。</p>  <p style="text-align: center;">【恒設代替低圧注水ポンプ概略系統】</p> <p style="text-align: right;">☞：ラインアップ対象外</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 2名 / 1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績） 20分（移動時間含む） （想定時間：25分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携帯している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携帯している。 	<p style="text-align: right;">別紙-3</p> <p style="text-align: center;">代替格納容器スプレイポンプ準備に関する手順の成立性について</p> <p>1. 代替格納容器スプレイポンプラインアップ</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始できるように系統ラインアップを実施する。</p>  <p style="text-align: center;">【図1 代替格納容器スプレイポンプ概略系統】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 2名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施） 27分（移動時間含む） （想定時間：30分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 周辺補機棟及び原子炉補助建屋の室温は通常運転中と同程度である。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 	<p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違 ・泊はシングルプラントのため記載しない</p> <p>作業内容の相違</p> <p>対応要員の明確化 設備名称の相違 建屋名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・弁操作補助具を現地に設置している。 ・ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="405 459 792 751" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="488 756 696 778">【アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="405 850 792 1142" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="555 1150 651 1173">【操作風景】</p> <p data-bbox="992 1227 1048 1249">以上</p>	<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・弁操作補助具を配備している。 ・ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1332 448 1727 746" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1339 756 1711 786">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1339 826 1733 1125" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1417 1142 1632 1173">【図3 操作風景】</p> <p data-bbox="1895 1227 1951 1249">以上</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 恒設代替低圧注水ポンプ電源投入</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が開始できるよう中央制御室で遠隔起動する空冷式非常用発電装置にて発電した電源をポンプへ給電する。</p> <p>[恒設代替低圧注水ポンプ電源系統概略図]</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 1名 / 1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績） 3分（移動時間含む） （想定時間：3分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携帯している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携帯している。 <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携帯している。 	<p>2. 代替格納容器スプレイポンプ電源投入</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が開始できるよう非常用高圧母線より電源をポンプへ給電する。</p> <p>【図4 代替格納容器スプレイポンプ電源系統概略図】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 1名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施） 13分（移動時間含む） （想定時間：15分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補助建屋の室温は通常運転中と同程度である。 運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携帯している。 	<p>設備名称の相違</p> <p>設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は代替非常用発電機で給電する場合は現場操作が不要であることから、現場操作が必要となる非常用高圧母線より給電する場合を記載。（設備構成は玄海と同様） <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はシングルプラントのため記載しない <p>作業内容の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>建屋名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。  <p>[アクセスルートの一部]</p>  <p>[操作風景]</p> <p>※同型しゃ断器の操作風景</p> <p>以上</p>	<p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。  <p>【図5 アクセスルートの一部】</p>  <p>【図6 操作風景】</p> <p>以上</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-4</p> <p>被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備に関する手順の成立性について</p> <p>1. アニュラスダンパ空気供給操作及び加圧器逃がし弁開操作準備</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、炉心損傷時の被ばく低減及び水素爆発防止のため、アニュラス空気浄化ファンを起動するためのダンパ駆動用の窒素供給操作を行う。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備として、加圧器逃がし弁の開操作準備を実施するため、駆動用の窒素供給操作を行う。</p>  <p>[3 アニュラスダンパ及び加圧器逃がし弁用代替制御用空気供給設備]</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 1名 / 1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施） 39分（移動時間含む） （想定時間：45分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 	<p style="text-align: right;">別紙-4</p> <p>被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備に関する手順の成立性について</p> <p>1. アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給操作</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、炉心損傷時の被ばく低減及び水素爆発防止のため、アニュラス空気浄化ファンを起動するためのアニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパ駆動用の窒素供給操作を行う。</p>  <p>【図1 アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 2名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施） 15分（移動時間含む） （想定時間：20分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 周辺補機棟の室温は通常運転中と同程度である。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 	<p>設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベは別箇所にあるため、2.で整理 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はシングルプラントのため記載しない <p>作業内容の相違</p> <p>対応要員の明確化 設備名称の相違</p>

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・操作専用工具を携行している。 ・操作対象となる機器リストを携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="365 443 826 782" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="474 790 719 817">【アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="365 873 826 1222" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="533 1254 642 1281">【操作風景】</p> <p data-bbox="987 1329 1048 1353">以上</p>	<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・操作専用工具を配備している。 ・操作対象となる機器リストを携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1301 491 1749 831" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1317 850 1733 884">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1301 922 1749 1262" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1406 1286 1644 1319">【図3 操作風景】</p> <p data-bbox="1895 1361 1955 1385">以上</p>	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2. 加圧器逃がし弁開操作準備</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備として、加圧器逃がし弁の開操作準備を実施するため、駆動用の窒素供給操作を行う。</p> <div data-bbox="1303 376 1648 635" data-label="Image"> </div> <p>【図4 加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンプ】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 2名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施） 21分（移動時間含む） （想定時間：30分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。 ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺補機棟の室温は通常運転中と同程度である。 ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 	<p>設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンプは別箇所にあるため、2. で整理

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常操作する弁操作と同じである。 ・ 操作専用工具を配備している。 ・ 操作対象となる機器リストを携行している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ PHS を携帯している。 ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1153 485 1527 692" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1160 727 1518 756">【図5 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1153 791 1527 1070" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1238 1090 1442 1118">【図6 操作風景】</p> <p data-bbox="1895 1227 1962 1256">以 上</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 送水車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行う上で支障となる設備は無い。 緊急安全対策要員等は、ヘッドライト及び懐中電灯等を携行しており、作業の実施は可能である。 <p>c. 作業性は、以下の理由により問題ない。</p> <p>資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、緊急安全対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。</p> <p>d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 通常時の通信手段として、PHSを携帯している。 通常時の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星携帯電話を持参している。 緊急安全対策要員等の通信手段として、トランシーバーにて通話可能である。 <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行う上で支障となる設備はない。 災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、作業の実施は可能である。 <p>c. 操作性は、以下の理由により問題ない。</p> <p>資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。</p> <p>d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 通常時の通信手段として、PHSを携帯している。 通常時の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星電話設備（携帯型）を持参している。 災害対策要員間の通信手段として、無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。 <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>対応要員の明確化</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-6</p> <p style="text-align: center;">可搬式代替低圧注水ポンプの準備に関する手順の成立性について</p> <p>1. 炉心注水ラインアップ、可搬式代替低圧注水ポンプ起動準備</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水後、水源である燃料取替用水ピットの水位低下による注水停止後に継続して注水を行うため、海水を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプによる注水作業の準備を行う。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; position: relative;">  </div> <p>写真はイメージ</p> <p style="text-align: center;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">別紙-6</p> <p style="text-align: center;">燃料取替用水ピットへの補給(海水)に関する手順の成立性について</p> <p>1. 可搬型大型送水ポンプ車の配備（保管場所からの移動、可搬型ホースの敷設）</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>燃料取替用水ピットへの給水作業に用いる可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース等の資機材を保管場所から移動させ、取水箇所から給水箇所へホースを延長し、接続作業を行った上で注水を行う。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>【図1 可搬型大型送水ポンプ車】</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>【図2 可搬型ホース接続】</p> </div> </div>	<p>手順名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>・大飯は水源が異なる2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットに海水を補給することで代替格納容器スプレイポンプにより注水を継続する</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 必要要員数及び作業時間</p> <p>a. 送水車の配備 必要要員数 5名/ユニット 作業時間(実績時間)：90分(想定時間 3.4時間)</p> <p>b. 仮設水槽の配備、可搬型ホースの敷設・接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 必要要員数 4名/ユニット 作業時間(実績時間)：2時間(想定時間 2.5時間)</p> <p>c. 可搬式代替低圧注水ポンプから建屋内の可搬型ホース接続 必要要員数 2名/ユニット 作業時間(想定時間)：60分</p> <p>d. 可搬式代替低圧注水ポンプ通水ライン準備 必要要員数(想定人数) 1名/ユニット 作業時間(想定時間)：30分</p> <p>(3) 作業の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由により問題ない。 ・夜間は、ヘッドライト及びワークライト等を携行している。 ・可搬式代替低圧注水ポンプ等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアにはアクセスするうえで支障となる設備は無い。</p> <p>b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。 ・可搬式代替低圧注水ポンプ等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行ううえで支障となる設備は無い。 ・緊急安全対策要員等は、ヘッドライト及び懐中電灯等を携行しており、作業の実施は可能である。</p> <p>c. 作業性は、以下の理由により問題ない。 ・資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、緊急安全対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。</p> <p>d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。 ・通常時の通信手段として、PHS を携帯している。 ・通常時の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星携帯電話を持参している。 ・緊急安全対策要員等の通信手段として、トランシーバーにて通話可能である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>6名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施） 作業時間（想定時間）：3時間 20分 作業時間（実績時間）：2時間 40分</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由により問題ない。 ・夜間は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 ・可搬式大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアにはアクセスする上で支障となる設備はない。</p> <p>b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。 ・可搬式大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行う上で支障となる設備はない。 ・災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、作業の実施は可能である。</p> <p>c. 操作性は、以下の理由により問題ない。 ・資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。</p> <p>d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。 ・通常時の通信手段として、PHS を携帯している。 ・通常時の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星電話設備（携帯型）を持参している。 ・災害対策要員間の通信手段として、無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>記載表現の相違 ・泊はシングルブラントのため記載しない 作業内容の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>対応要員の明確化</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 可搬式代替低圧注水ポンプ起動～注入開始</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心への注入を開始する。</p> <div data-bbox="152 309 620 657" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="264 675 539 699">[可搬式代替低圧注水ポンプ]</p> <div data-bbox="645 336 1039 635" style="text-align: center;">  </div> <p data-bbox="801 675 902 699">[操作風景]</p> <p>(2) 必要要員数及び作業時間</p> <p>必要要員数：3名/1ユニット</p> <p>作業時間(想定時間)：30分</p> <p>(3) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・夜間においては、ヘッドライト及びワークライト等を携行している。 ・可搬式代替低圧注水ポンプ等の設置エリアにはアクセスするうえで支障となる設備は無い。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式代替低圧注水ポンプ等の設置エリアには作業を行ううえで支障となる設備は無い。 ・緊急安全対策要員等は、ヘッドライト及び懐中電灯等を携行しており、作業の実施は可能である。 <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式代替低圧注水ポンプ起動準備操作を分かりやすく示した手順を現地に掲示している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。 ・通常の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星携帯電話を持参している。 ・緊急安全対策要員等の通信手段として、トランシーバーにて通話可能である。 <p style="text-align: right;">以上</p> <div data-bbox="147 1362 763 1390" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-7</p> <p style="text-align: center;">大容量ポンプの準備に関する手順の成立性について</p> <p>1. 格納容器再循環ユニット通水ラインアップ、大容量ポンプ起動準備</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、格納容器内自然対流冷却用海水の供給、原子炉補機冷却系統への海水供給のため、海水を水源とした大容量ポンプによる注水作業の準備を行う。</p>    <p>(2) 必要要員数及び作業時間</p> <p>必要要員数 20名/全ユニット</p> <p>作業時間(要求時間)：24時間</p> <p>作業時間(想定時間)：8時間</p>	<p style="text-align: right;">別紙-7</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)に関する手順の成立性について</p> <p>1. 格納容器再循環ユニット通水ラインアップ、可搬型大型送水ポンプ車起動準備</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、格納容器内自然対流冷却用海水の供給、原子炉補機冷却系統への海水供給のため、海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による通水作業の準備を行う。</p>   <p>【図1 可搬型大型送水ポンプ車】</p>  <p>【図3 原子炉補機冷却水系統の可搬型ホース接続口】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>6名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>作業時間（想定時間）：4時間10分</p> <p>作業時間（実績時間）：3時間20分</p>	<p>手順名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・泊はシングルプラントのため記載しない</p> <p>作業内容の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 作業の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・夜間においては、ヘッドライト及びワークライト等を携行している。 ・大容量ポンプ等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアにはアクセスするうえで支障となる設備は無い。 <p>b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量ポンプ等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行ううえで支障となる設備は無い。 ・緊急安全対策要員等は、ヘッドライト及び懐中電灯等を携行しており、作業の実施は可能である。 <p>c. 作業性は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、緊急安全対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。 ・通常時の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星携帯電話を持参している。 ・緊急安全対策要員等の通信手段として、トランシーバーにて通話可能である。 <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・夜間においては、ヘッドライト及び懐中電灯等を携行している。 ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアにはアクセスするうえで支障となる設備はない。 <p>b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行ううえで支障となる設備はない。 ・災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯等を携行しており、作業の実施は可能である。 <p>c. 操作性は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。 ・通常時の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星電話設備（携帯型）を持参している。 ・災害対策要員間の通信手段として、無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。 <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>対応要員の明確化</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-8</p> <p style="text-align: center;">1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について</p> <p>1. 冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、冷却材ポンプシール故障による1次冷却材漏えいを防止するために冷却材ポンプシールラインの隔離弁を現地で閉止する。</p>  <p>【3A-1 次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>1名 / 1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>29分（移動時間含む）</p> <p>（想定時間：40分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携帯している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。 運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携帯している。 	<p style="text-align: right;">別紙-8</p> <p style="text-align: center;">1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について</p> <p>1. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉止</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>全交流動力電源喪失時において、1次冷却材ポンプシール故障による1次冷却材漏えいを防止するために1次冷却材ポンプシールラインの隔離弁を現場で閉止する。</p>  <p>【図1 3A-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>2名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）</p> <p>43分（移動時間含む）</p> <p>（想定時間：60分）</p> <p>(4) 操作の成立性</p> <p>a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震性を有するアクセスルートを設定している。 アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 <p>b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 	<p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違 ・泊はシングルブラントのため記載しない</p> <p>作業内容の相違</p> <p>対応要員の明確化 設備名称の相違</p>



赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する電動弁の手動操作と同じである。 ・操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="358 446 734 726" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="459 726 638 750">【一部アクセスルート】</p> <div data-bbox="358 774 734 1053" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="347 1061 840 1085">【3B-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁操作風景】</p> <p data-bbox="985 1125 1041 1149">以上</p>	<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する電動弁の手動操作と同じである。 ・操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1198 454 1523 694" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1209 702 1512 726">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1198 758 1523 997" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1153 1013 1859 1037">【図3 3B-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁操作風景】</p> <p data-bbox="1892 1125 1948 1149">以上</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙-9</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について</p> <p>1. 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 (1) 操作概要 格納容器の減圧手段として格納容器再循環ユニットを用いるにあたり、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するための窒素加圧を実施する。</p>  <p style="text-align: center;">【3 原子炉補機冷却水サージタンク加圧設備】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 2名 / 1ユニット</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績） 31分（移動時間含む） （想定時間：35分）</p> <p>(4) 操作の成立性 a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。 ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。 ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 ・運転員等は、アクセスルートマップ、ヘッドライト及びワークライトを携行している。 b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。 ・作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。 ・運転員等は、ヘッドライト及びワークライトを携行している。</p>	<p style="text-align: right;">別紙-9</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について</p> <p>1. 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 (1) 操作概要 原子炉格納容器の減圧手段として格納容器再循環ユニットを用いるにあたり、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するための窒素加圧を実施する。</p>  <p style="text-align: center;">【図1 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ】</p> <p>(2) 作業に必要な要員数 2名</p> <p>(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施） 41分（移動時間含む） （想定時間：60分）</p> <p>(4) 操作の成立性 a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。 ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。 ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。 ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。 b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。 ・作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。 ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊はシングルブラントのため記載しない 作業内容の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="421 384 772 646" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="510 651 683 673">【一部アクセスルート】</p> <div data-bbox="421 715 772 976" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="421 1029 772 1291" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="421 1295 772 1318">【3 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作風景】</p> <p data-bbox="996 1364 1048 1386">以上</p>	<p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常操作する弁操作と同じである。 ・操作対象弁を明確化している。 <p>d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PHSを携帯している。 ・携行型通話装置を携行しており、PHSが使用できないときに使用する。 <div data-bbox="1288 416 1655 694" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1332 705 1684 727">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1288 770 1655 1048" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1236 1059 1834 1082">【図3 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作風景】</p> <p data-bbox="1892 1364 1944 1386">以上</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																												
<p style="text-align: center;">添付資料 1.4.1</p> <p style="text-align: center;">シビアアクシデント解析に係る当社の関与について</p> <p>有効性評価のうち、シビアアクシデント解析業務はプラントメーカーに委託しているものの、解析結果の活用にあたっては、以下のとおり当社としても積極的に関与し、解析業務の適切性を確認している。</p> <p>○解析コードの実機適用性にあたっては、プラントメーカーとの共同研究等により、プラントメーカーと一体となって検討を進めており、報告会等を通じて当社の意見を反映している。なお、有効性評価に使用している解析コード開発時の当社の関与について、表1に示す。</p> <p>○解析業務委託にあたっては、当社よりプラントメーカーに対して「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」*1（平成26年3月 原子力技術協会）に基づいて、それまでの経験等を反映した社内マニュアルにしたがって要員の教育、計算機プログラムの検証、入力根拠の明確化等、必要な品質保証活動の実施を要求している。</p> <p>○これに加えて、当社がプラントメーカーに赴き、上記の要求事項が適切に実施されていることを確認している。</p> <p>○解析結果については、既往の解析結果と比較すること等により妥当性を確認している。</p> <p>なお、シビアアクシデントについては、今後も不確実さを含む現象などに対する継続的な検討を進め、更なる知見の拡充に努めていく。</p> <p style="text-align: center;">表1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発にかかる当社の関与</p> <table border="1" data-bbox="174 909 1014 1212"> <thead> <tr> <th>コード</th> <th colspan="2">共同研究実績</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td>平成17～18年度</td> <td>新Non-LOCA解析手法の実機適用研究</td> </tr> <tr> <td>SPARKLE-2</td> <td>平成19～20年度</td> <td>新Non-LOCA解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指標解析への適合性に関する研究 他</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">MAAP</td> <td>昭和62年度</td> <td>シビアアクシデントの評価に関する研究</td> </tr> <tr> <td>昭和63年度～平成元年度</td> <td>シビアアクシデントの評価に関する研究（その2） 他</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">GOTHIC</td> <td>平成10～11年度</td> <td>格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究</td> </tr> <tr> <td>平成18年度</td> <td>多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究</td> </tr> <tr> <td>COCO</td> <td>平成2年度</td> <td>最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）</td> </tr> </tbody> </table>	コード	共同研究実績		M-RELAP5	平成17～18年度	新Non-LOCA解析手法の実機適用研究	SPARKLE-2	平成19～20年度	新Non-LOCA解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指標解析への適合性に関する研究 他	MAAP	昭和62年度	シビアアクシデントの評価に関する研究	昭和63年度～平成元年度	シビアアクシデントの評価に関する研究（その2） 他	GOTHIC	平成10～11年度	格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究	平成18年度	多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究	COCO	平成2年度	最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）	<p style="text-align: center;">添付資料 6.4.1</p> <p style="text-align: center;">シビアアクシデント解析に係る当社の関与について</p> <p>有効性評価のうち、シビアアクシデント解析業務はプラントメーカーに委託しているものの、解析結果の活用にあたっては、以下のとおり当社としても積極的に関与し、解析業務の適切性を確認している。</p> <p>○解析コードの実機適用性にあたっては、プラントメーカーとの共同研究等により、プラントメーカーと一体となって検討を進めており、報告会等を通じて当社の意見を反映している。なお、有効性評価に使用している解析コード開発時の当社の関与について、表1に示す。</p> <p>○解析業務委託にあたっては、当社よりプラントメーカーに対して「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」*1（平成26年3月 原子力技術協会）に基づいて、それまでの経験等を反映した社内マニュアルにしたがって要員の教育、計算機プログラムの検証、入力根拠の明確化等、必要な品質保証活動の実施を要求している。</p> <p>○これに加えて、当社がプラントメーカーに赴き、上記の要求事項が適切に実施されていることを確認している。</p> <p>○解析結果については、既往の解析結果と比較すること等により妥当性を確認している。</p> <p>なお、シビアアクシデントについては、今後も不確実さを含む現象などに対する継続的な検討を進め、更なる知見の拡充に努めていく。</p> <p style="text-align: center;">表1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与</p> <table border="1" data-bbox="1070 909 1928 1369"> <thead> <tr> <th>コード</th> <th colspan="2">共同研究実績</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td>平成17～18年度</td> <td>新Non-LOCA解析手法の実機適用研究</td> </tr> <tr> <td>SPARKLE-2</td> <td>平成19～20年度</td> <td>新Non-LOCA解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指標解析への適合性に関する研究 他</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">MAAP</td> <td>昭和62年度</td> <td>シビアアクシデントの評価に関する研究</td> </tr> <tr> <td>昭和63～平成元年度</td> <td>シビアアクシデントの評価に関する研究（その2） 他</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">GOTHIC</td> <td>平成10～11年度</td> <td>格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究</td> </tr> <tr> <td>平成18年度</td> <td>多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究</td> </tr> <tr> <td>COCO</td> <td>平成2年度</td> <td>最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）</td> </tr> </tbody> </table>	コード	共同研究実績		M-RELAP5	平成17～18年度	新Non-LOCA解析手法の実機適用研究	SPARKLE-2	平成19～20年度	新Non-LOCA解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指標解析への適合性に関する研究 他	MAAP	昭和62年度	シビアアクシデントの評価に関する研究	昭和63～平成元年度	シビアアクシデントの評価に関する研究（その2） 他	GOTHIC	平成10～11年度	格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究	平成18年度	多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究	COCO	平成2年度	最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）	
コード	共同研究実績																																													
M-RELAP5	平成17～18年度	新Non-LOCA解析手法の実機適用研究																																												
SPARKLE-2	平成19～20年度	新Non-LOCA解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指標解析への適合性に関する研究 他																																												
MAAP	昭和62年度	シビアアクシデントの評価に関する研究																																												
	昭和63年度～平成元年度	シビアアクシデントの評価に関する研究（その2） 他																																												
GOTHIC	平成10～11年度	格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究																																												
	平成18年度	多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究																																												
COCO	平成2年度	最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）																																												
コード	共同研究実績																																													
M-RELAP5	平成17～18年度	新Non-LOCA解析手法の実機適用研究																																												
SPARKLE-2	平成19～20年度	新Non-LOCA解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指標解析への適合性に関する研究 他																																												
MAAP	昭和62年度	シビアアクシデントの評価に関する研究																																												
	昭和63～平成元年度	シビアアクシデントの評価に関する研究（その2） 他																																												
GOTHIC	平成10～11年度	格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究																																												
	平成18年度	多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究																																												
COCO	平成2年度	最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）																																												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考】シビアアクシデント解析の活用例</p> <p>○シビアアクシデント解析結果を用いたアクシデントマネジメントガイドライン（AMG）の整備。</p> <p>○シビアアクシデント解析に主体的に関与することを目的にMAAP^{※2}コードを導入しており、また、MAAPコードについての理解を深めるために、MAAPコードに係る研修を実施している。</p> <p>○福島第一原子力発電所事故を踏まえ、炉心損傷や格納容器破損などのシビアアクシデントに対する教育を充実するために、シミュレータの機能を活用した炉心損傷や格納容器破損までのプラント挙動等を理解する教育ツールの製作を進めており、運転員だけでなく緊急時対策本部要員等も対象とした教育を実施し、シビアアクシデントの挙動に関する知識の向上を図ることとしている。</p> <p>○教育ツールに表示される事故時のパラメータから、プラント状況を判断し、アクシデントマネジメントガイドラインを用いて影響緩和策を決定する机上演習を実施し、判断能力の向上を図る予定である。</p> <p>※1：原子力施設の許可申請等における解析業務の品質向上のために、発注者（事業者）と受注者（解析者）における解析業務にかかる品質保証活動としての実施事項について、各社の管理プロセスとして自主的に取り組むべき内容を明確化したもの。</p> <p>※2：EPRI によって開発されたコード</p>	<p>【参考】シビアアクシデント解析の活用例</p> <p>➤シビアアクシデント解析結果を用いたアクシデントマネジメントガイドライン（AMG）の整備。これに基づく教育・訓練の実施。</p> <p>⇒今回の有効性評価等を踏まえた改善等を行い、継続的に教育、訓練を実施している。また、更なる運転員の教育のため、自社のシミュレータ及び原子力発電訓練センター（NTC）におけるシミュレータを活用し、シビアアクシデント挙動の把握・対応能力向上に努めている。</p> <p>➤シビアアクシデント解析に主体的に関与することを目的にMAAP^{※2}コードを導入している。</p> <p>➤福島第一原子力発電所事故を踏まえ、炉心損傷や格納容器破損などのシビアアクシデントに対する教育を充実するために、MAAPコードをベースとした炉心損傷や格納容器破損までのプラント挙動等を理解する評価ツールを導入しており、発電所対策本部要員等を対象とした教育を実施し、シビアアクシデントの挙動に関する知識の向上を図ることとしている。</p> <p>➤評価ツールに表示される事故時のパラメータから、プラント状況を判断し、アクシデントマネジメントガイドラインを用いて影響緩和策を決定する机上演習を実施し、判断能力の向上に努めていく。</p> <p>※1：原子力施設の許認可申請等における解析業務の品質向上のために、発注者（事業者）と受注者（解析者）における解析業務に係る品質保証活動としての実施事項について、各社の管理プロセスとして自主的に取り組むべき内容を明確化したもの。</p> <p>※2：EPRI によって開発されたコード</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違・泊は評価ツールを導入済みであり説明時期の相違により記載が異なる</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.5.1</p> <p>大阪3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）について</p> <p>大阪3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に用いた一般データ（事象共通データ）を以下に示す。</p> <p>(1) 一般 (2) 炉心データ (3) 燃料データ (4) 加圧器及び弁関連データ (5) 蒸気発生器関連データ (6) 1次冷却材ポンプ（RCP）関連データ (7) 原子炉格納容器関連データ (8) 原子炉制御設備 (9) 燃料取替用水ビット</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.1</p> <p>重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）</p> <p>(1) 一般 (2) 炉心データ (3) 燃料データ (4) 加圧器及び弁関連データ (5) 蒸気発生器関連データ (6) 1次冷却材ポンプ（RCP）関連データ (7) 原子炉格納容器関連データ (8) 原子炉制御設備 (9) 燃料取替用水ビット</p>	<p>記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ (事象共通データ))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
第1表 システム熱水力解析用データ			第1表 システム熱水力解析用データ			
名称	数値	解析上の取り扱い	名称	数値	解析上の取り扱い	
(1) 一般						
1) 炉心熱出力	3,411×1.02MW	設計値+定常誤差(※1)	1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差(※1)	
2) ループ数	4	設計値	2) ループ数	3	設計値	
3) ループ全流量	80,400m ³ /h	設計値	3) ループ全流量	60,600m ³ /h	設計値	
4) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常誤差(※1)	4) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差(※1)	
5) 1次冷却材温度	307.1+2.2℃	設計値+定常誤差(※1)	5) 1次冷却材温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差(※1)	
6) 原子炉容器入口温度	289℃	設計値	6) 原子炉容器入口温度	288℃	設計値	
7) 原子炉容器出口温度	325℃	設計値	7) 原子炉容器出口温度	325℃	設計値	
8) 上部ヘッド温度	□℃	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	8) 上部ヘッド温度	□℃	設計値	
9) 1次冷却材容積	342 m ³ (内訳は第2表参照)	設計値、SGプラグ率10%を考慮	9) 1次冷却材容積	273 m ³ (内訳は第2表参照)	設計値、SGプラグ率10%を考慮	
10) 流路形状データ (水力学的等価直径、流路断面積、流路長さ、流路高さ)	第3表、第4表及び第1図 第2図、第3図、第4図、第5図	設計値	10) 流路形状データ (水力学的等価直径、流路断面積、流路長さ、流路高さ)	第3表、第4表及び第1図～ 第5図参照	設計値	
11) 圧力損失データ	第5表参照	設計値	11) 圧力損失データ	第5表参照	設計値	
12) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	最大値 (炉心運用の包絡値)	12) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	最大値 (炉心運用の包絡値)	
(2) 炉心データ						
1) 冷却材炉心流量			1) 冷却材炉心流量			
i) 炉心流量	94.5%	設計値	i) 炉心流量	93.5%	設計値	
ii) バイパス流量	□%	設計値	ii) バイパス流量	□%	設計値	
iii) 原子炉容器頂部 バイパス流量	□%	設計値	iii) 原子炉容器頂部 バイパス流量	□%	設計値	
2) 炉心流路面積	□m ²	設計値	2) 炉心流路面積	□m ²	設計値	
3) 実効熱伝達面積	5.550×10 ⁵ m ²	設計値	3) 実効熱伝達面積	4.515×10 ⁵ m ²	設計値	
4) 即発中性子寿命	20 μs	最大値 (炉心運用の包絡値)	4) 即発中性子寿命	21 μs	最大値 (炉心運用の包絡値)	
5) 遅発中性子割合	0.75%	最大値 (炉心運用の包絡値)	5) 遅発中性子割合	0.75%	最大値 (炉心運用の包絡値)	
6) 減速材密度係数	第6図参照	最小値 (炉心運用の包絡値) (※1)	6) 減速材密度係数	第6図参照	最小値 (炉心運用の包絡値) (※1)	
7) ドップラ係数	第7図参照	最大値【絶対値】(炉心運用の包絡値) (※1)	7) ドップラ係数	第7図参照	最大値【絶対値】(炉心運用の包絡値) (※1)	
8) トリップ反応度曲線	第8図参照	最小値 (炉心運用の包絡値)	8) トリップ反応度曲線	第8図参照	最小値 (炉心運用の包絡値)	
(3) 燃料データ						
1) 燃料集集体数	193	設計値	1) 燃料集集体数	157	設計値	
2) 集集体あたりの燃料棒数	264	設計値	2) 集集体あたりの燃料棒数	264	設計値	
枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。			□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
名称	数値	解析上の取り扱い				
3) 燃料棒配列	17×17	設計値	3) 燃料棒配列	17×17	設計値	
4) 燃料棒ピッチ	1.26cm	設計値	4) 燃料棒ピッチ	1.26cm	設計値	
5) 燃料棒有効長	3.648m	設計値	5) 燃料棒有効長	3.648m	設計値	
6) 被覆管外径	0.950cm	設計値	6) 被覆管外径	0.950cm	設計値	
7) 被覆管肉厚	0.057cm	設計値	7) 被覆管肉厚	0.057cm	設計値	
8) ベレット直径	0.819cm	設計値	8) ベレット直径	0.819cm	設計値	
9) ギャップ幅	0.0085cm	設計値	9) ギャップ幅	0.0085cm	設計値	
10) 燃料棒発熱割合	97.4%	設計値	10) 燃料棒発熱割合	97.4%	設計値	
11) ベレット密度	理論密度の約97%	設計値	11) ベレット密度	理論密度の約97%	設計値	
12) 濃縮度	4.8wt%以下	設計値	12) 濃縮度	4.8wt%以下	設計値	
(4) 加圧器及び弁関連データ			(4) 加圧器及び弁関連データ			
1) 加圧器水位	60%体積	加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量として60%体積とする	1) 加圧器水位	65%体積	加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量として65%体積とする	
2) 加圧器逃がし弁データ			2) 加圧器逃がし弁データ			
i 容量及び個数	95 t/h（1個当たり） 2個	設計値（容量） 設計値（個数）	i 容量及び個数	95 t/h（1個当たり）、2個	設計値	
ii 設定圧力	〇 MPa[gage] ロックアップ：〇 MPa	設計値	ii 設定圧力	〇 MPa[gage] ロックアップ：〇 MPa	設計値	
3) 主蒸気逃がし弁データ			3) 主蒸気逃がし弁データ			
i 容量及び個数	定格主蒸気流量の10% 1個/ループ	設計値	i 容量及び個数	定格主蒸気流量の10% 1個（ループ当たり）	設計値	
ii 設定圧力	〇 MPa[gage] ロックアップ：〇 MPa	設計値	ii 設定圧力	〇 MPa[gage] ロックアップ：〇 MPa	設計値	
4) 加圧器安全弁データ			4) 加圧器安全弁データ			
i 容量及び個数	190 t/h（1個当たり）、3個	設計値	i 容量及び個数	157 t/h（1個当たり）、3個	設計値	
ii 設定圧力	〇 MPa[gage] 全開：〇 MPa[gage]	設計値 設計値に余裕を考慮した高めの値 （弁作動開始から全開までを〇で模擬）	ii 設定圧力	〇 MPa[gage] 全開：〇 MPa[gage]	設計値 設計値に余裕を考慮した高めの値 （弁作動開始から全開までを〇で模擬）	
5) 主蒸気安全弁データ			5) 主蒸気安全弁データ			
i 容量及び個数	定格蒸気流量の100% 5個（ループ当たり）	設計値 設計値（1個当たり定格蒸気流量の20%）	i 容量及び個数	定格主蒸気流量の100% 5個（ループ当たり）	設計値 設計値（1個当たり定格主蒸気流量の20%）	
<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</div>			<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">〇 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ (事象共通データ))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
名称	数値	解析上の取り扱い	名称	数値	解析上の取り扱い	
ii 設定圧力	第1段: [] MPa[gage] 全開: [] MPa[gage] 第2段: [] MPa[gage] 全開: [] MPa[gage] 第3段: [] MPa[gage] 全開: [] MPa[gage]	設計値 [] 1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 [] 1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 [] 3個/ループ(標準値) 設計値に余裕を考慮した高めの値 (段毎に、弁作動開始から全開までを [] で模擬)	ii 設定圧力	第1段: [] MPa[gage] 全開: [] MPa[gage] 第2段: [] MPa[gage] 全開: [] MPa[gage] 第3段: [] MPa[gage] 全開: [] MPa[gage]	設計値 [] 1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 [] 1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 [] 3個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 (段毎に、弁作動開始から全開までを [] で模擬)	
(5) 蒸気発生器関連データ	1) 伝熱管本数 3,044本 (1基当たり) 2) 伝熱管外径 22.2mm 3) 伝熱管厚さ 1.3mm 4) 伝熱面積 $4.38 \times 10^3 \text{ m}^2$ (1基当たり) 5) 伝熱管材質 TT690 6) 伝熱管長さ [] m 7) 伝熱管配列 (ピッチ) 32.5mm 8) 伝熱管流路面積 [] m^2 (1基当たり) 9) 主給水流量 (初期) [] kg/h 10) 主蒸気流量 (初期) [] kg/h 11) 2次側圧力 [] MPa[gage] 12) 蒸気発生器2次側水位 44% (狭域水位スパン) 13) 蒸気発生器2次側保有水量 50t (1基当たり) 14) 循環比 4	設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 (102%出力時) (※1) 設計値 (102%出力時) (※1) 102%出力時+定常誤差考慮 (※1) 設計値 設計値	(5) 蒸気発生器関連データ	1) 伝熱管本数 3,047本 (1基当たり) 2) 伝熱管外径 22.2mm 3) 伝熱管厚さ 1.3mm 4) 伝熱面積 $4.55 \times 10^3 \text{ m}^2$ (1基当たり) 5) 伝熱管材質 TT090 6) 伝熱管長さ [] m 7) 伝熱管配列 (ピッチ) 32.5mm 8) 伝熱管流路面積 [] m^2 (1基当たり) 9) 主給水流量 (初期) [] 10) 主蒸気流量 (初期) [] 11) 2次側圧力 [] MPa[gage] 12) 蒸気発生器2次側水位 44% (狭域水位スパン) 13) 蒸気発生器2次側保有水量 50t (1基当たり) 14) 循環比 4	設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 (102%出力時) (※1) 設計値 (102%出力時) (※1) 102%出力時+定常誤差考慮 (※1) 設計値 設計値 設計値	
(6) 1次冷却材ポンプ (RCP) 関連データ	1) ポンプ回転数 1190rpm 2) ポンプ揚程 [] m 3) RCP定格トルク $3.30 \times 10^3 \text{ kgf} \cdot \text{m}$ 4) 慣性モーメント $3460 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$ 5) ポンプホモログス曲線 第9図参照 6) RCP定格体積流量 $20100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{ループ}$ 7) 冷却材定格密度 $756 \text{ kg}/\text{m}^3$ 8) RCP摩擦トルク係数(K) []	設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値	(6) 1次冷却材ポンプ (RCP) 関連データ	1) ポンプ回転数 1,500rpm 2) ポンプ揚程 [] m 3) RCP定格トルク $2.77 \times 10^3 \text{ kgf} \cdot \text{m}$ 4) 慣性モーメント $2,800 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$ 5) ポンプホモログス曲線 第9図参照 6) RCP定格体積流量 $20,200 \text{ m}^3/\text{h}/\text{ループ}$ 7) 冷却材定格密度 $750 \text{ kg}/\text{m}^3$ 8) RCP摩擦トルク係数(K) []	設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値	
(7) 原子炉格納容器関連データ	1) 格納容器内自由体積 $72,900 \text{ m}^3$	(※2) 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	(7) 原子炉格納容器関連データ	1) 格納容器内自由体積 $65,500 \text{ m}^3$	(※2) 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	
枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。			[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
名称	数値	解析上の取り扱い				
2) 初期温度	49℃	設計値	2) 初期温度	49℃	設計値	
3) 初期圧力	9.8kPa[gage]	設計値	3) 初期圧力	9.8kPa[gage]	設計値	
4) ヒートシンク	第6表参照	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	4) ヒートシンク	第6表参照	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	
5) 格納容器再循環ユニット			5) 格納容器再循環ユニット			
i 容量	第10図参照	設計値	i 容量	第10図参照	設計値	
ii 個数	2台	設計値	ii 個数	2台	設計値	
(8) 原子炉制御設備			(8) 原子炉制御設備			
1) 制御棒制御系	制御棒制御系（制御グループ）	作動を仮定しない	1) 制御棒制御系	制御棒制御系（制御グループ）	作動を仮定しない	
2) ほう素濃度制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない	2) ほう素濃度制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない	
3) 加圧器圧力制御系	加圧器スプレイ弁 加圧器逃がし弁 加圧器ヒーター	作動を仮定しない（加圧器逃がし弁は自動作動）（※3）	3) 加圧器圧力制御系	加圧器スプレイ弁 加圧器逃がし弁 加圧器ヒーター	作動を仮定しない（加圧器逃がし弁は自動作動）（※3）	
4) 加圧器水位制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない（※3）	4) 加圧器水位制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない（※3）	
5) 給水制御系	主給水制御弁の開度調整	作動を仮定しない（※3）	5) 給水制御系	主給水制御弁の開度調整	作動を仮定しない（※3）	
6) タービンバイパス制御系	タービンバイパス制御系	作動を仮定しない	6) タービンバイパス制御系	タービンバイパス制御系	作動を仮定しない	
7) 主蒸気逃がし弁制御系	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁は自動作動	7) 主蒸気逃がし弁制御系	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁は自動作動	
(9) 燃料取替用水ピット			(9) 燃料取替用水ピット			
1) 容量	2,100m ³	設計値	1) 容量	2,000m ³	設計値	
2) ほう素濃度	2,800ppm	設計値	2) ほう素濃度	3,200ppm	設計値	
(※1) 「原子炉停止機能喪失」では個別に設定（個別事象の説明に別途整理） (※2) 「水素燃焼」では個別に設定（個別事象の説明に別途整理） (※3) 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」では自動作動 (※4) 以下については、個別事象の説明に別途整理 ・安全保護系の設定点、作動限界値及び応答時間 ・原子炉冷却材喪失時の破断位置、破断口径			(※1) 「原子炉停止機能喪失」では個別に設定（個別事象の説明に別途整理） (※2) 「水素燃焼」では個別に設定（個別事象の説明に別途整理） (※3) 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」では自動作動 (※4) 以下については、個別事象の説明に別途整理 ・安全保護系の設定点、作動限界値及び応答時間 ・原子炉冷却材喪失時の破断位置、破断口径			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）


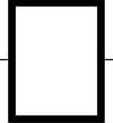


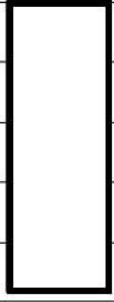
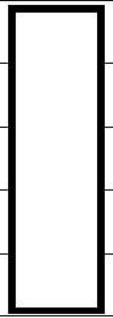








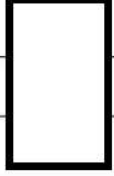
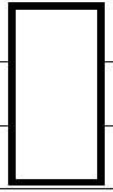




6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: center;">第2表 1次冷却系各部冷却材容積</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">名称</th> <th style="width: 50%;">容 積 (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>炉心</td><td rowspan="14" style="text-align: center; vertical-align: middle;">[Redacted]</td></tr> <tr><td>上部プレナム</td></tr> <tr><td>下部プレナム</td></tr> <tr><td>ダウンカマ</td></tr> <tr><td>パレル・バッフル領域</td></tr> <tr><td>原子炉容器頂部</td></tr> <tr><td>高温側配管</td></tr> <tr><td>蒸気発生器プレナム</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)</td></tr> <tr><td>蒸気発生器－ポンプ間配管</td></tr> <tr><td>低温側配管</td></tr> <tr><td>加圧器液相部</td></tr> <tr><td>加圧器サージ管</td></tr> <tr><td>合 計 (SG プラグ率 10%)</td><td style="text-align: center;">342</td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">[Redacted] 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	名称	容 積 (m ³)	炉心	[Redacted]	上部プレナム	下部プレナム	ダウンカマ	パレル・バッフル領域	原子炉容器頂部	高温側配管	蒸気発生器プレナム	蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)	蒸気発生器－ポンプ間配管	低温側配管	加圧器液相部	加圧器サージ管	合 計 (SG プラグ率 10%)	342	<p style="text-align: center;">第2表 1次冷却系各部冷却材容積</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">名称</th> <th style="width: 50%;">容 積 (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>炉心</td><td rowspan="14" style="text-align: center; vertical-align: middle;">[Redacted]</td></tr> <tr><td>上部プレナム</td></tr> <tr><td>下部プレナム</td></tr> <tr><td>ダウンカマ</td></tr> <tr><td>パレル・バッフル領域</td></tr> <tr><td>原子炉容器頂部</td></tr> <tr><td>高温側配管</td></tr> <tr><td>蒸気発生器プレナム</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)</td></tr> <tr><td>蒸気発生器－ポンプ間配管</td></tr> <tr><td>低温側配管</td></tr> <tr><td>加圧器液相部</td></tr> <tr><td>加圧器サージ管</td></tr> <tr><td>合 計 (SG プラグ率 10%)</td><td style="text-align: center;">273</td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	名称	容 積 (m ³)	炉心	[Redacted]	上部プレナム	下部プレナム	ダウンカマ	パレル・バッフル領域	原子炉容器頂部	高温側配管	蒸気発生器プレナム	蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)	蒸気発生器－ポンプ間配管	低温側配管	加圧器液相部	加圧器サージ管	合 計 (SG プラグ率 10%)	273	
名称	容 積 (m ³)																																					
炉心	[Redacted]																																					
上部プレナム																																						
下部プレナム																																						
ダウンカマ																																						
パレル・バッフル領域																																						
原子炉容器頂部																																						
高温側配管																																						
蒸気発生器プレナム																																						
蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)																																						
蒸気発生器－ポンプ間配管																																						
低温側配管																																						
加圧器液相部																																						
加圧器サージ管																																						
合 計 (SG プラグ率 10%)		342																																				
名称	容 積 (m ³)																																					
炉心	[Redacted]																																					
上部プレナム																																						
下部プレナム																																						
ダウンカマ																																						
パレル・バッフル領域																																						
原子炉容器頂部																																						
高温側配管																																						
蒸気発生器プレナム																																						
蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)																																						
蒸気発生器－ポンプ間配管																																						
低温側配管																																						
加圧器液相部																																						
加圧器サージ管																																						
合 計 (SG プラグ率 10%)		273																																				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
第3表 原子炉容器内寸法			第3表 原子炉容器内寸法			
番号	名称	寸法 (m)	番号	名称	寸法 (m)	
A	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで		A	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで		
B	上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで		B	上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで		
C	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	4.1	C	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	4.1	
D	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで		D	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで		
E	炉心そう外径		E	炉心そう外径		
F	原子炉容器内径		F	原子炉容器内径		
G	入口ノズル内径		G	入口ノズル内径		
H	出口ノズル内径		H	出口ノズル内径		
I	炉心そう内径	3.8	I	炉心そう内径	3.4	
J	原子炉容器本体肉厚		J	原子炉容器本体肉厚		
K	原子炉容器クラッド肉厚		K	原子炉容器クラッド肉厚		
L	燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで		L	燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで		

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ (事象共通データ))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
第4表 形状データ (各領域の水力学等価直径、流路面積)			第4表 形状データ (各領域の水力学等価直径、流路面積)			
名称	水力学等価直径(m)	流路面積(m ²)	名称	水力学等価直径(m)	流路面積(m ²)	
・原子炉容器内	[Redacted]	[Redacted]	・原子炉容器内	[Redacted]	[Redacted]	
入口ノズル (1体当たり)			入口ノズル (1体当たり)			
スプレインノズル			スプレインノズル			
ダウンカマ			ダウンカマ			
下部プレナム			下部プレナム			
炉心有効発熱長間			炉心有効発熱長間			
炉心バイパス			炉心バイパス			
上部プレナム			上部プレナム			
ガイドチューブ			ガイドチューブ			
出口ノズル (1体当たり)			出口ノズル (1体当たり)			
・1次冷却材配管 (1ループ分)			・1次冷却材配管 (1ループ分)			
ホットレグ			ホットレグ			
クロスオーバーレグ			クロスオーバーレグ			
コールドレグ			コールドレグ			
・1次冷却材ポンプ (1基当たり)			・1次冷却材ポンプ (1基当たり)			
・蒸気発生器1次側 (1基当たり)			・蒸気発生器1次側 (1基当たり)			
入口プレナム			入口プレナム			
伝熱管 (SG プラグ率 10%)			伝熱管 (SG プラグ率 10%)			
出口プレナム			出口プレナム			
・蒸気発生器2次側			・蒸気発生器2次側			
ダウンカマ部			ダウンカマ部			
加熱部			加熱部			
ライザー部			ライザー部			
1次気水分離器			1次気水分離器			
蒸気ドーム部			蒸気ドーム部			
主蒸気配管			主蒸気配管			
・加圧器			・加圧器			
本体			本体			
サージ管			サージ管			

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p style="text-align: center;">第5表 1次冷却系各部圧力損失(全出力時)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">名 称</th> <th style="width: 50%;">圧力損失 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)</td> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)</td> </tr> <tr> <td>ループ配管</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器2次側</td> </tr> <tr> <td> </td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: right; margin-top: 20px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。 </div> </div>	名 称	圧力損失 (MPa)	原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)	[Redacted]	蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)	ループ配管	蒸気発生器2次側		<p style="text-align: center;">第5表 1次冷却系各部圧力損失(全出力時)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">名 称</th> <th style="width: 50%;">圧力損失 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)</td> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)</td> </tr> <tr> <td>ループ配管</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器2次側</td> </tr> <tr> <td> </td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: right; margin-top: 20px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div> </div>	名 称	圧力損失 (MPa)	原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)	[Redacted]	蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)	ループ配管	蒸気発生器2次側		
名 称	圧力損失 (MPa)																	
原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)	[Redacted]																	
蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)																		
ループ配管																		
蒸気発生器2次側																		
名 称	圧力損失 (MPa)																	
原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)	[Redacted]																	
蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)																		
ループ配管																		
蒸気発生器2次側																		

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																								
<p style="text-align: center;">第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;"></th> <th style="width: 75%;"></th> <th style="width: 10%;">表面積 (m²)</th> <th style="width: 10%;">板厚 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>(1)</td><td>CV ドーム部およびリングガータ</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(2)</td><td>CV シリンダ部</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(3)</td><td>CV コンクリート(1)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(4)</td><td>CV コンクリート(2)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(5)</td><td>スチールラインドコンクリート(1)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(6)</td><td>スチールラインドコンクリート(2)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(7)</td><td>スチールラインドコンクリート(3)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(8)</td><td>スチールラインドコンクリート(4)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(9)</td><td>雑鋼材(1)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(10)</td><td>雑鋼材(2)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(11)</td><td>雑鋼材(3)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(12)</td><td>雑鋼材(4)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(13)</td><td>雑鋼材(5)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(14)</td><td>雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(15)</td><td>雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(16)</td><td>配管(1) ステンレス・スチール (内部に水有)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(17)</td><td>配管(2) ステンレス・スチール (内部に水無)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(18)</td><td>配管(3) 炭素鋼 (内部に水有)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(19)</td><td>配管(4) 炭素鋼 (内部に水無)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(20)</td><td>検出器等…アルミニウム</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 上段は鋼材、下段はコンクリートを示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>			表面積 (m ²)	板厚 (mm)	(1)	CV ドーム部およびリングガータ			(2)	CV シリンダ部			(3)	CV コンクリート(1)			(4)	CV コンクリート(2)			(5)	スチールラインドコンクリート(1)			(6)	スチールラインドコンクリート(2)			(7)	スチールラインドコンクリート(3)			(8)	スチールラインドコンクリート(4)			(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(13)	雑鋼材(5)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(14)	雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール			(15)	雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ			(16)	配管(1) ステンレス・スチール (内部に水有)			(17)	配管(2) ステンレス・スチール (内部に水無)			(18)	配管(3) 炭素鋼 (内部に水有)			(19)	配管(4) 炭素鋼 (内部に水無)			(20)	検出器等…アルミニウム			<p style="text-align: center;">第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ (1/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;"></th> <th style="width: 75%;"></th> <th style="width: 10%;">表面積 (m²)</th> <th style="width: 10%;">板厚 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>(1)</td><td>CV ドーム部</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(2)</td><td>CV シリンダ部</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(3)</td><td>CV コンクリート(1)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(4)</td><td>CV コンクリート(2)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(5)</td><td>スチールラインドコンクリート(1)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(6)</td><td>スチールラインドコンクリート(2)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(7)</td><td>スチールラインドコンクリート(3)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(8)</td><td>スチールラインドコンクリート(4)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(9)</td><td>雑鋼材(1)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(10)</td><td>雑鋼材(2)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(11)</td><td>雑鋼材(3)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(12)</td><td>雑鋼材(4)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(13)</td><td>雑鋼材(5)・・・炭素鋼 (厚さで分類)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(14)</td><td>雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(15)</td><td>雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(16)</td><td>配管(1) ステンレス・スチール (内部に水</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(17)</td><td>配管(2) ステンレス・スチール (内部に水</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(18)</td><td>配管(3) 炭素鋼 (内部に水有)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(19)</td><td>配管(4) 炭素鋼 (内部に水無)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>(20)</td><td>検出器等…アルミニウム</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 上段は鋼材、下段はコンクリートを示す。</p> <p>(注2) 本ヒートシンクデータは、安全解析で一般的に使用されるデータを代表的に示したものであり、重大事故等対策の有効性評価では、全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合) を対象とした有効性評価のうち、COCO コードを用いた原子炉格納容器内圧解析に使用されるものである。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>			表面積 (m ²)	板厚 (mm)	(1)	CV ドーム部			(2)	CV シリンダ部			(3)	CV コンクリート(1)			(4)	CV コンクリート(2)			(5)	スチールラインドコンクリート(1)			(6)	スチールラインドコンクリート(2)			(7)	スチールラインドコンクリート(3)			(8)	スチールラインドコンクリート(4)			(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(13)	雑鋼材(5)・・・炭素鋼 (厚さで分類)			(14)	雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール			(15)	雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ			(16)	配管(1) ステンレス・スチール (内部に水			(17)	配管(2) ステンレス・スチール (内部に水			(18)	配管(3) 炭素鋼 (内部に水有)			(19)	配管(4) 炭素鋼 (内部に水無)			(20)	検出器等…アルミニウム			<p>記載方針の相違 ・泊では使用対象を明確化</p>
		表面積 (m ²)	板厚 (mm)																																																																																																																																																																							
(1)	CV ドーム部およびリングガータ																																																																																																																																																																									
(2)	CV シリンダ部																																																																																																																																																																									
(3)	CV コンクリート(1)																																																																																																																																																																									
(4)	CV コンクリート(2)																																																																																																																																																																									
(5)	スチールラインドコンクリート(1)																																																																																																																																																																									
(6)	スチールラインドコンクリート(2)																																																																																																																																																																									
(7)	スチールラインドコンクリート(3)																																																																																																																																																																									
(8)	スチールラインドコンクリート(4)																																																																																																																																																																									
(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(13)	雑鋼材(5)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(14)	雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール																																																																																																																																																																									
(15)	雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ																																																																																																																																																																									
(16)	配管(1) ステンレス・スチール (内部に水有)																																																																																																																																																																									
(17)	配管(2) ステンレス・スチール (内部に水無)																																																																																																																																																																									
(18)	配管(3) 炭素鋼 (内部に水有)																																																																																																																																																																									
(19)	配管(4) 炭素鋼 (内部に水無)																																																																																																																																																																									
(20)	検出器等…アルミニウム																																																																																																																																																																									
		表面積 (m ²)	板厚 (mm)																																																																																																																																																																							
(1)	CV ドーム部																																																																																																																																																																									
(2)	CV シリンダ部																																																																																																																																																																									
(3)	CV コンクリート(1)																																																																																																																																																																									
(4)	CV コンクリート(2)																																																																																																																																																																									
(5)	スチールラインドコンクリート(1)																																																																																																																																																																									
(6)	スチールラインドコンクリート(2)																																																																																																																																																																									
(7)	スチールラインドコンクリート(3)																																																																																																																																																																									
(8)	スチールラインドコンクリート(4)																																																																																																																																																																									
(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(13)	雑鋼材(5)・・・炭素鋼 (厚さで分類)																																																																																																																																																																									
(14)	雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール																																																																																																																																																																									
(15)	雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ																																																																																																																																																																									
(16)	配管(1) ステンレス・スチール (内部に水																																																																																																																																																																									
(17)	配管(2) ステンレス・スチール (内部に水																																																																																																																																																																									
(18)	配管(3) 炭素鋼 (内部に水有)																																																																																																																																																																									
(19)	配管(4) 炭素鋼 (内部に水無)																																																																																																																																																																									
(20)	検出器等…アルミニウム																																																																																																																																																																									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																							
	<p style="text-align: center;">第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ（2 / 3）</p> <table border="1" data-bbox="1084 320 1939 956"> <thead> <tr> <th>区画室</th> <th>名称</th> <th>表面積 (m²)</th> <th>体積 (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉下部キャビティ</td> <td>コンクリート</td> <td rowspan="14" style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> <td rowspan="14" style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>スチールラインドコンクリート</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">下部区画</td> <td>コンクリート</td> </tr> <tr> <td>スチールラインドコンクリート</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">上部区画</td> <td>コンクリート</td> </tr> <tr> <td>スチールラインドコンクリート</td> </tr> <tr> <td>格納容器本体</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">外周部</td> <td>コンクリート</td> </tr> <tr> <td>スチールラインドコンクリート</td> </tr> <tr> <td>格納容器本体</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最下階領域</td> <td>コンクリート</td> </tr> <tr> <td>スチールラインドコンクリート</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) スチールラインドコンクリートの体積は、上段が金属(ライナー)、下段が合計の体積である。 (注2) 本ヒートシンクデータは、重大事故等対策の有効性評価のうち、原子炉格納容器の除熱機能喪失、ECCS 再循環機能喪失、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損・格納容器過温破損)、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用を対象とする MAAP コードを用いた評価に使用されるものである。</p> <p style="text-align: right;">[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	区画室	名称	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	原子炉下部キャビティ	コンクリート	[Redacted]	[Redacted]	スチールラインドコンクリート	下部区画	コンクリート	スチールラインドコンクリート	上部区画	コンクリート	スチールラインドコンクリート	格納容器本体	外周部	コンクリート	スチールラインドコンクリート	格納容器本体	最下階領域	コンクリート	スチールラインドコンクリート	<p>記載方針の相違 ・泊では MAAP コードで使用するヒートシンクデータを追加</p>
区画室	名称	表面積 (m ²)	体積 (m ³)																						
原子炉下部キャビティ	コンクリート	[Redacted]	[Redacted]																						
	スチールラインドコンクリート																								
下部区画	コンクリート																								
	スチールラインドコンクリート																								
上部区画	コンクリート																								
	スチールラインドコンクリート																								
	格納容器本体																								
外周部	コンクリート																								
	スチールラインドコンクリート																								
	格納容器本体																								
最下階領域	コンクリート																								
	スチールラインドコンクリート																								

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
	<p style="text-align: center;">第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ (3 / 3)</p> <table border="1" data-bbox="1095 317 1921 1107"> <thead> <tr> <th>区画室</th> <th>材質</th> <th>表面積 (m²)</th> <th>体積 (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉下部キャビティ</td> <td>炭素鋼</td> <td rowspan="12" style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> <td rowspan="12" style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>アルミニウム</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">下部区画</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>銅</td> </tr> <tr> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">上部区画</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>銅</td> </tr> <tr> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">外周部</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>銅</td> </tr> <tr> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">最下階領域</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>銅</td> </tr> <tr> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 本ヒートシンクデータは、重大事故等対策の有効性評価のうち、原子炉格納容器の除熱機能喪失、ECCS 再循環機能喪失、雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損・格納容器過温破損)、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用を対象とする MAAP コードを用いた評価に使用されるものである。</p> <p style="text-align: right;">[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	区画室	材質	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	原子炉下部キャビティ	炭素鋼	[Redacted]	[Redacted]	アルミニウム	下部区画	炭素鋼	銅	ステンレス鋼	上部区画	炭素鋼	銅	ステンレス鋼	外周部	炭素鋼	銅	ステンレス鋼	最下階領域	炭素鋼	銅	ステンレス鋼	<p>記載方針の相違 ・泊では MAAP コードで使用するヒートシンクデータを追加</p>
区画室	材質	表面積 (m ²)	体積 (m ³)																								
原子炉下部キャビティ	炭素鋼	[Redacted]	[Redacted]																								
	アルミニウム																										
下部区画	炭素鋼																										
	銅																										
	ステンレス鋼																										
上部区画	炭素鋼																										
	銅																										
	ステンレス鋼																										
外周部	炭素鋼																										
	銅																										
	ステンレス鋼																										
最下階領域	炭素鋼																										
	銅																										
	ステンレス鋼																										

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1図 原子炉容器内寸法</p>	<p>第1図 原子炉容器内寸法</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2図 加圧器構造図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。 </div>	<p>第2図 加圧器構造図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 蒸気発生器構造図</p>	<p>第3図 蒸気発生器構造図</p>	<p>相違理由</p>
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉

原子炉容器
 加圧器サージ管
 蒸気発生器
 1次冷却材ポンプ
 加圧器
 蓄圧注入配管

番号	寸法
L ₁	
L ₂	
L ₃	
L ₄	
L ₅	
L ₆	
L ₇	
L ₈	
L ₉	

第4図 1次冷却材設備配置図 (その1)

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

泊発電所3号炉

原子炉容器
 加圧器
 加圧器サージ管
 蒸気発生器
 1次冷却材ポンプ
 蓄圧注入配管
 1次冷却材管

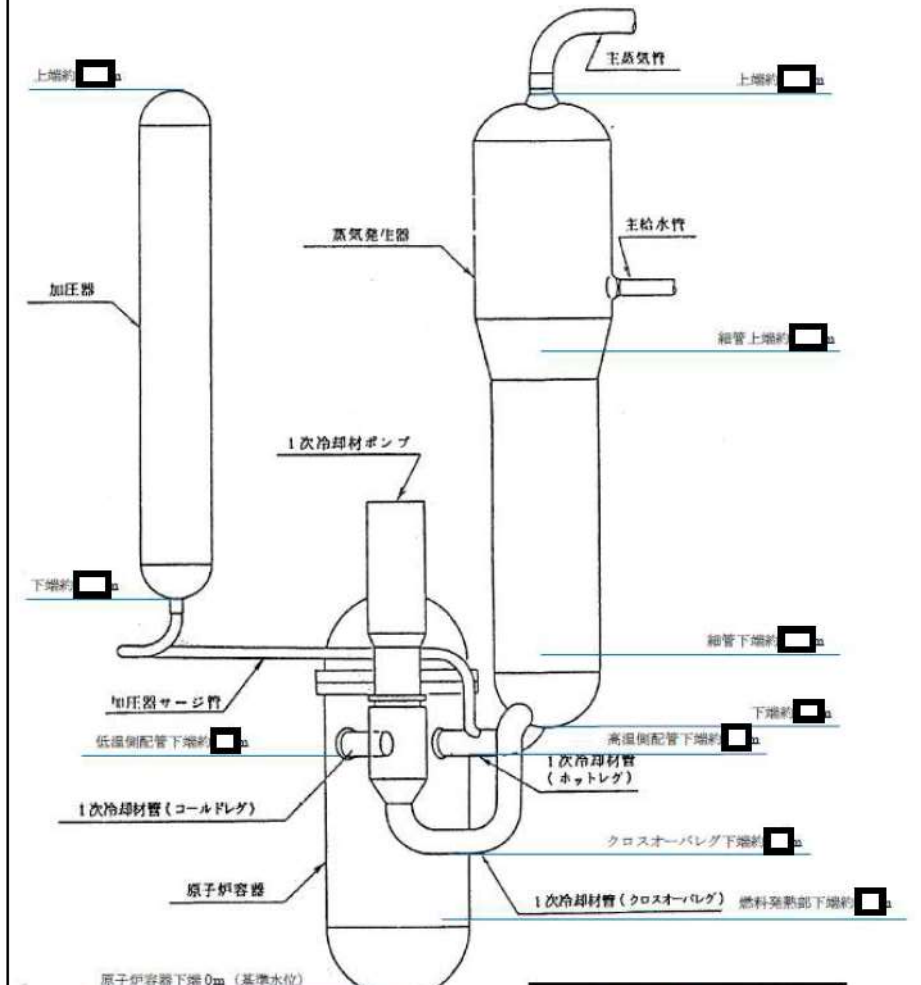
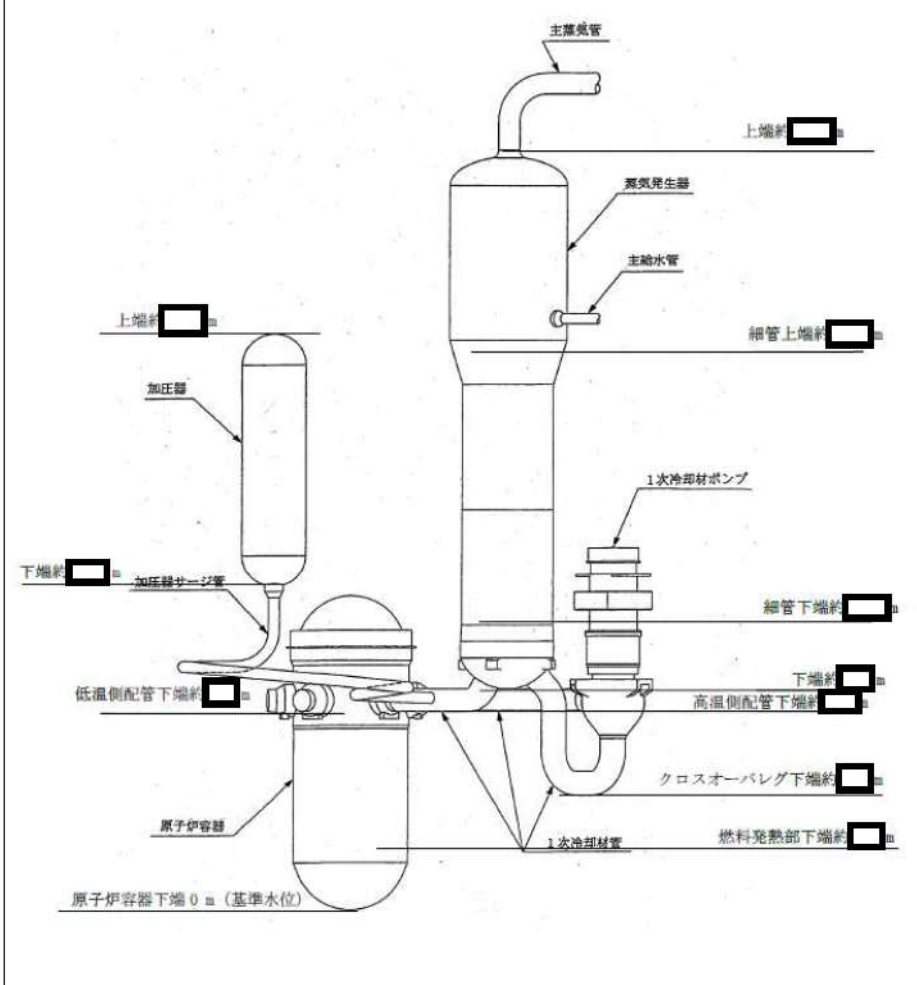
番号	寸法
L ₁	
L ₂	
L ₃	
L ₄	
L ₅	
L ₆	
L ₇	
L ₈	
L ₉	

第4図 1次冷却材設備配置図 (その1)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第5図 1次冷却材設備配置図 (その2)</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	 <p>第5図 1次冷却材設備配置図 (その2)</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

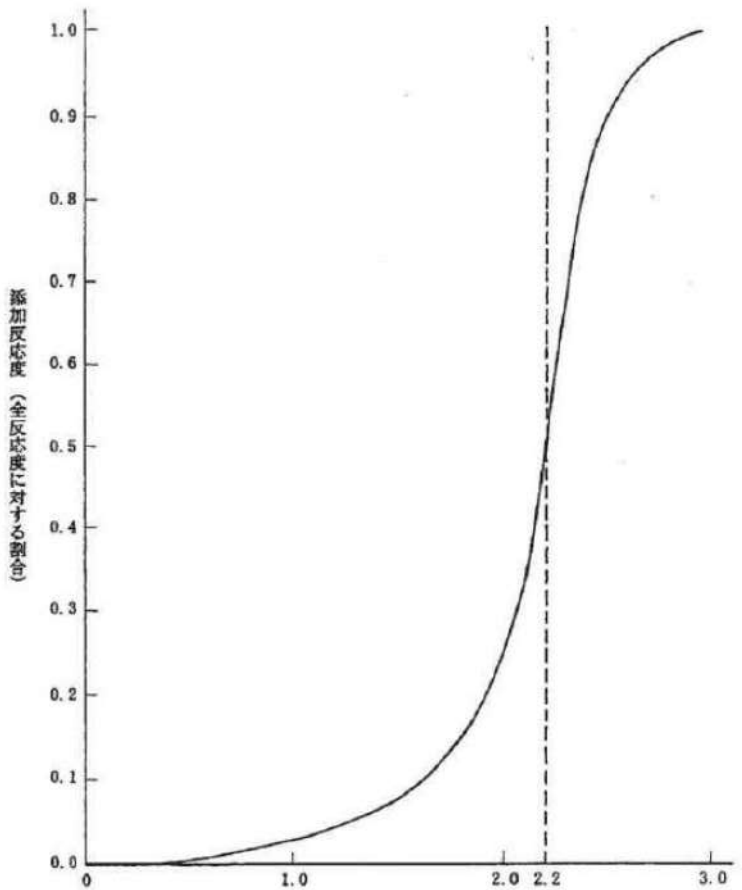
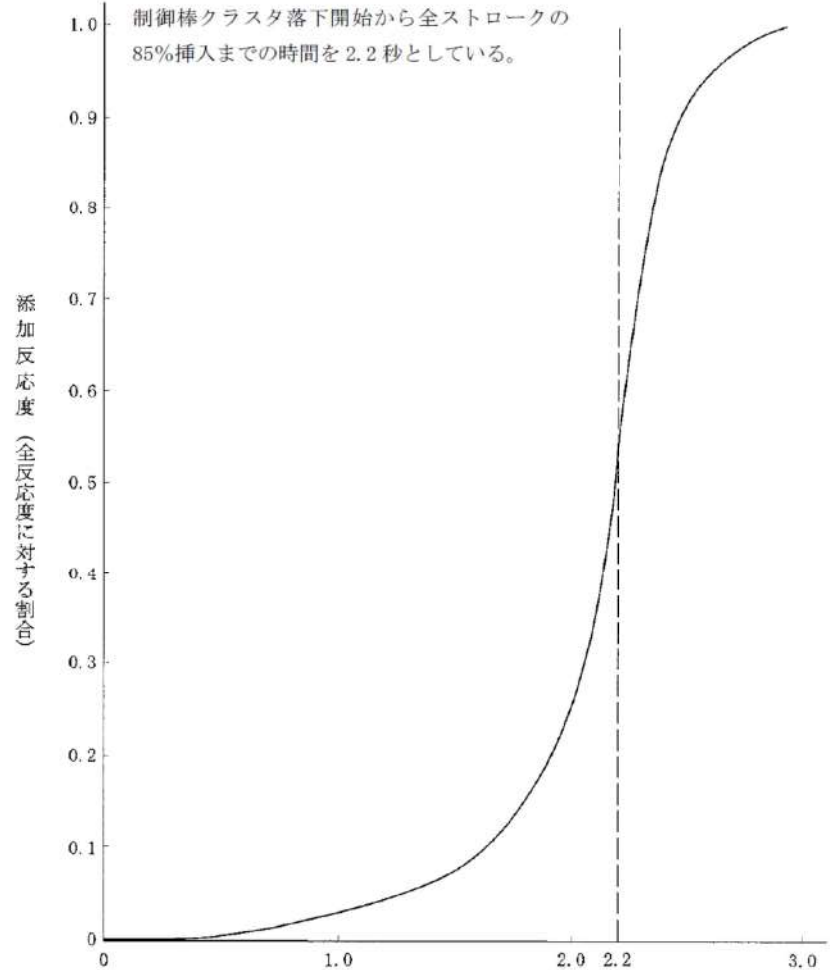
大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 213 893 888" style="border: 2px solid black; height: 423px; width: 328px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="421 1007 629 1027">第6図 減速材密度係数</p> <div data-bbox="595 1054 916 1142" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content;"> <p data-bbox="607 1066 904 1121">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1093 213 1827 888" style="border: 2px solid black; height: 423px; width: 328px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="1375 1019 1592 1040">第6図 減速材密度係数</p> <div data-bbox="1391 1129 1906 1153" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content;"> <p data-bbox="1480 1134 1906 1153">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 225 846 810" style="border: 2px solid black; height: 367px; width: 307px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="405 1023 595 1046">第7図 ドブル係数</p> <div data-bbox="571 1074 893 1161" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p data-bbox="584 1086 880 1139">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1088 225 1776 970" style="border: 2px solid black; height: 467px; width: 307px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="1335 1007 1503 1031">第7図 ドブル係数</p> <div data-bbox="1435 1121 1951 1145" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p data-bbox="1518 1126 1951 1145">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="246 223 672 287">制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間を2.2秒としている。</p>  <p data-bbox="145 590 179 893" style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">添加反応度（全反応度に対する割合）</p> <p data-bbox="425 1212 672 1244">落下開始後の時間（秒）</p> <p data-bbox="224 1276 784 1300">第8図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>	<p data-bbox="1209 223 1635 287">制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間を2.2秒としている。</p>  <p data-bbox="1086 510 1120 877" style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">添加反応度（全反応度に対する割合）</p> <p data-bbox="1433 1197 1657 1228">挿入開始後の時間（秒）</p> <p data-bbox="1187 1276 1747 1300">第8図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 220 904 1153" style="border: 2px solid black; height: 585px; width: 333px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="320 1182 719 1211" style="text-align: center;"> <p>第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)</p> </div> <div data-bbox="595 1283 913 1370" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1117 220 1863 1214" style="border: 2px solid black; height: 623px; width: 333px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1249 1246 1673 1275" style="text-align: center;"> <p>第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)</p> </div> <div data-bbox="1442 1331 1957 1359" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 209 920 1142" style="border: 2px solid black; height: 585px; width: 340px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="360 1201 752 1225" style="text-align: center;">第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(2/2)</p> <div data-bbox="629 1294 954 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1111 209 1872 1185" style="border: 2px solid black; height: 612px; width: 340px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1267 1211 1659 1235" style="text-align: center;">第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線 (2/2)</p> <div data-bbox="1431 1369 1951 1393" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 220 965 805" style="border: 2px solid black; height: 367px; width: 360px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="356 826 741 850" style="text-align: center;">第10図 格納容器再循環ユニット除熱特性</p> <div data-bbox="618 1150 943 1235" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。 </div>	<div data-bbox="1102 220 1899 805" style="border: 2px solid black; height: 367px; width: 356px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1312 847 1680 871" style="text-align: center;">第10図 格納容器再循環ユニット除熱特性</p> <div data-bbox="1420 1070 1935 1094" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 1.5.2</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について</p> <p>1. 重大事故等対策の有効性評価における解析条件の基本的な考え方</p> <p>「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という）においては、有効性評価の解析にあたって、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではないものの、最適評価手法を適用することとされている。</p> <p>今回の重大事故等対策の有効性評価にあたっては、これを踏まえ、原則として機器条件には設計値を用いる等の最適評価条件を適用することとしつつも、条件の不確かさや運転員操作の観点を考慮しても重大事故等に対する対策が有効であることを示す目的から、初期条件に定常誤差（原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力）を考慮する等、一部の解析条件について設計基準事故解析で考慮しているものと同程度の保守的な取扱いをしている。特に、事象進展において炉心露出に至る可能性がある事象では、初期出力運転状態（初期条件）や崩壊熱などの影響が大きいため、このような扱いとして解析し、有効性を確認している。</p> <p>2. 原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件の考え方</p> <p>(1) 原子炉停止機能喪失の特徴について</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する有効性評価では、制御棒の挿入に期待できないことから、事象発生後短時間で減速材反応度帰還効果による出力抑制の緩和策を講じなければ、炉心損傷に至るおそれがあり、厳しい結果となることが予想される。</p> <p>また、原子炉停止機能喪失は、後述のとおり減速材反応度帰還効果（減速材温度係数）の感度が大きい事象であるが、減速材温度係数は、装荷炉心毎の変動に加え、燃焼中（サイクル初期～末期）の変化が大きいパラメータである。このうち、解析結果が厳しくなるのは、減速材温度係数の絶対値が小さい装荷炉心のうち、サイクル初期に限られた期間であることから、評価項目となるパラメータである原子炉圧力が厳しくなる可能性は非常に低いものであると考えられる。</p> <p>(2) 原子炉停止機能喪失における有効性評価の基本的方針</p> <p>上述のような事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴を踏まえると振れ幅が大きく評価項目となるパラメータへの感度が大きい減速材反応度帰還効果を含めた様々な評価条件に対し、他の事故シーケンスグループと同様の保守性を考慮することは、評価結果を過度に厳しくする取り扱いである。そこで、評価においては、他の事故シーケンスとは異なり、減速材温度係数を除いて、審査ガイドの考え方に沿って最適評価を適用することを基本方針としている。</p> <p>(3) 原子炉停止機能喪失における具体的解析条件の設定</p> <p>「(2) 原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件の考え方」のとおり、原子炉停止機能喪失の有効性評価に対しては、最確条件を適用することを基本方針としているが、審査ガイドの考え方</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.5.2</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について</p> <p>1. 重大事故等対策の有効性評価における解析条件の基本的な考え方</p> <p>「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）においては、有効性評価の解析にあたって、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではないものの、最適評価手法を適用することとされている。</p> <p>今回の重大事故等対策の有効性評価にあたっては、これを踏まえ、原則として機器条件には設計値を用いる等の最適評価条件を適用することとしつつも、条件の不確かさや運転員操作の観点を考慮しても重大事故等に対する対策が有効であることを示す目的から、初期条件に定常誤差（原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力）を考慮する等、一部の解析条件について設計基準事故解析で考慮しているものと同程度の保守的な取扱いをしている。特に、事象進展において炉心露出に至る可能性がある事象では、初期出力運転状態（初期条件）や崩壊熱などの影響が大きいため、このような扱いとして解析し、有効性を確認している。</p> <p>2. 原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件の考え方</p> <p>(1) 原子炉停止機能喪失事象の特徴について</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する有効性評価では、制御棒の挿入に期待できないことから、事象発生後短時間で減速材反応度帰還効果による出力抑制の緩和策を講じなければ、炉心損傷に至るおそれがあり、厳しい結果となることが予想される。</p> <p>また、原子炉停止機能喪失は、後述のとおり減速材反応度帰還効果（減速材温度係数）の感度が大きい事象であるが、減速材温度係数は、装荷炉心毎の変動に加え、燃焼中（サイクル初期～末期）の変化が大きいパラメータである。このうち、解析結果が厳しくなるのは、減速材温度係数の絶対値が小さい装荷炉心のうち、サイクル初期に限られた期間であることから、評価項目となるパラメータである原子炉圧力が厳しくなる可能性は非常に低いものであると考えられる。</p> <p>(2) 原子炉停止機能喪失における有効性評価の基本的方針</p> <p>上述のような事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴を踏まえると、振れ幅が大きくかつ評価項目となるパラメータへの感度が大きい減速材反応度帰還効果を含めた様々な評価条件に対し、他の事故シーケンスグループと同様の保守性を考慮することは、評価結果を過度に厳しくする取り扱いである。そこで、評価においては、他の事故シーケンスとは異なり、減速材温度係数を除いて、審査ガイドの考え方に沿って最適評価を適用することを基本方針としている。</p> <p>(3) 原子炉停止機能喪失における具体的解析条件の設定</p> <p>「(2) 原子炉停止機能喪失の有効性評価の基本的方針」のとおり、原子炉停止機能喪失の有効性評価に対しては、最確条件を適用することを基本方針としているが、審査ガイドの考え方に基づ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に基づき、入力条件の不確かさについては、運転条件等の変化に伴うパラメータの変動範囲を踏まえ、感度解析にてその影響を確認し、適切に考慮することとした。</p> <p>入力条件の不確かさとして、解析コード（SPARKLE-2）の不確かさ及び解析条件の不確かさが考えられるが、このうち評価項目となるパラメータである原子炉圧力に有意な影響を与えると考えられるパラメータ（減速材反応度帰還効果、ドップラ効果、初期定常誤差（炉心熱出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力））に対して感度解析を行った。</p> <p>表1に代表4ループプラント^{※1}を対象にした重要事故シナジェス「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」に対する感度解析結果を示す。ここでは、最確条件での解析結果をベースケースとし、減速材反応度帰還効果として減速材温度係数初期値（以下「MTC初期値」という）、ドップラ反応度帰還効果及び初期定常誤差の感度を確認した。ここに示すとおり、最も評価指標に対する影響が大きいパラメータはMTC初期値であり、その他のパラメータの影響は相対的に小さく、最確条件にこのMTC初期値を考慮した解析結果（ケース1）は、その他のパラメータに対する感度解析結果（ケース2、3）を包絡している。</p> <p>なお、「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、ATWS緩和設備による主蒸気ライン隔離により原子炉出力が低下するのに対し、「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、蒸気負荷の喪失により原子炉出力が事象開始直後に低下する点が異なるが、原子炉圧力が最大値となる付近の挙動も含め、その他事象については同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響が最も大きいパラメータがMTC初期値であるとの傾向は同様であると考え。</p> <p>これらの検討の結果、原子炉停止機能喪失における有効性評価では、最確条件を基本方針としつつも、入力条件の不確かさに伴う感度解析の結果を考慮し、最も評価項目となるパラメータに与える影響が大きいMTC初期値に保守性を考慮した解析ケースに基づき、有効性を示すこととした。また、具体的なMTC初期値の設定値としては、ステップ2燃料装荷炉心の典型例である平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、大阪3、4号炉の入力条件に不確かさを考慮し、評価結果を厳しくするようMTC初期値を設定した。</p> <p>これにより、炉心運用の影響も考慮した原子炉停止機能喪失における重大事故等対策の有効性を合理的に示すことができるものとする。</p>	<p>き、入力条件の不確かさについては、運転条件等の変化に伴うパラメータの変動範囲を踏まえ、感度解析にてその影響を確認し、適切に考慮することとした。</p> <p>入力条件の不確かさとして、解析コード（SPARKLE-2）の不確かさ及び解析条件の不確かさが考えられるが、このうち評価項目となるパラメータである原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に有意な影響が考えられるパラメータ（減速材反応度帰還効果、ドップラ効果、初期定常誤差（炉心熱出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力））に対して感度解析を行った。</p> <p>表1に代表4ループプラント¹を対象に実施した「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」に対する感度解析結果を示す。ここでは、最確条件での解析結果をベースケースとし、減速材反応度帰還効果として減速材温度係数初期値（以下「MTC初期値」という）、ドップラ反応度帰還効果及び初期定常誤差の感度を確認した。ここに示すとおり、最も評価指標に対する影響が大きいパラメータはMTC初期値であり、その他のパラメータの影響は相対的に小さい。なお、ここでの感度解析に用いたMTC初期値（-13pcm/℃）は、解析コードの不確かさ及び装荷炉心毎の変動を上回る余裕を考慮した保守的な値であるが、最確条件にこのMTC初期値を考慮した解析結果（ケース1）は、その他のパラメータに対する感度解析結果（ケース2、3）を包絡している。</p> <p>なお、「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、ATWS緩和設備による主蒸気ライン隔離により原子炉出力が低下するのに対し、「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、蒸気負荷の喪失により原子炉出力が事象開始直後に低下する点が異なるが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大値となる付近の挙動も含め、その他事象については同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響が最も大きいパラメータがMTC初期値であるとの傾向は同様であると考え。</p> <p>これらの検討の結果、原子炉停止機能喪失における有効性評価では、最確条件を基本方針としつつも、入力条件の不確かさに伴う感度解析の結果を考慮し、最も評価項目となるパラメータへの影響が大きいMTC初期値に保守性を考慮した解析ケースに基づき、有効性を示すこととした。また、具体的なMTC初期値の設定値としては、ウラン燃料（55GWd/t）装荷炉心の典型例である平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、泊3号炉の入力条件に不確かさを考慮し、評価結果を厳しくするようMTC初期値を設定した。</p> <p>これにより、炉心運用の影響も考慮した原子炉停止機能喪失における重大事故等対策の有効性を合理的に示すことができるものとする。</p>	<p>記載方針の相違 (伊方と同様)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
<p>表1「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の感度解析結果 (代表4ループ)</p> <table border="1" data-bbox="145 263 1041 534"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>MTC初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差^{※2}</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最適条件</td> <td>最確値^{※3}</td> <td>最確値</td> <td>仮定しない</td> <td>約18.4MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ケース1</td> <td>-13pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>仮定しない</td> <td>約18.7MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ケース2</td> <td>最確値^{※3}</td> <td>最確値+20%</td> <td>仮定しない</td> <td>約18.4MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ケース3</td> <td>最確値^{※3}</td> <td>最確値</td> <td>仮定する</td> <td>約18.4MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：この感度解析では、代表4ループプラントを対象としたものであるが、ATWS緩和設備が有する機能は各プラントで同じであること、原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の比は2、3、4ループで同等であり、プラント挙動は同等となることから、評価項目となるパラメータに対する影響が最も大きいパラメータがMTC初期値であるとの傾向は各プラントで共通であると考えられる。</p> <p>※2：初期定常誤差は、炉心熱出力（2%）、1次冷却材平均温度（2.2°C）及び原子炉圧力（0.21MPa）である。</p> <p>※3：約-28pcm/°C（平衡炉心評価値であり、核的不確かさを含まず）</p>	解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差 ^{※2}	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	最適条件	最確値 ^{※3}	最確値	仮定しない	約18.4MPa[gage]	ケース1	-13pcm/°C	最確値	仮定しない	約18.7MPa[gage]	ケース2	最確値 ^{※3}	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]	ケース3	最確値 ^{※3}	最確値	仮定する	約18.4MPa[gage]	<p>表1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の感度解析結果 (代表4ループ)</p> <table border="1" data-bbox="1064 303 1948 566"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>MTC初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差²</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最適条件</td> <td>最確値^{*1}</td> <td>最確値</td> <td>仮定しない</td> <td>約18.4MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ケース1</td> <td>-13pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>仮定しない</td> <td>約18.7MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ケース2</td> <td>最確値^{*1}</td> <td>最確値+20%</td> <td>仮定しない</td> <td>約18.4MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ケース3</td> <td>最確値^{*1}</td> <td>最確値</td> <td>仮定する</td> <td>約18.4MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：約-28pcm/°C（平衡炉心評価値であり核的不確かさを含まず）</p> <p>¹ この感度解析は代表4ループプラントを対象としたものであるが、ATWS緩和設備が有する機能は各プラントで同じであること、原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の比は2 / 3 / 4ループで同等でありプラント挙動は同等となることなどから、評価項目となるパラメータに対する影響が最も大きいパラメータがMTC初期値であるとの傾向は各プラントで共通であると考えられる。</p> <p>² 初期定常誤差は、炉心熱出力（2%）、1次冷却材平均温度（2.2°C）及び原子炉圧力（0.21MPa）である。</p>	解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差 ²	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	最適条件	最確値 ^{*1}	最確値	仮定しない	約18.4MPa[gage]	ケース1	-13pcm/°C	最確値	仮定しない	約18.7MPa[gage]	ケース2	最確値 ^{*1}	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]	ケース3	最確値 ^{*1}	最確値	仮定する	約18.4MPa[gage]	<p>記載箇所の相違 ・大飯は※3に記載</p>
解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差 ^{※2}	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																
最適条件	最確値 ^{※3}	最確値	仮定しない	約18.4MPa[gage]																																																
ケース1	-13pcm/°C	最確値	仮定しない	約18.7MPa[gage]																																																
ケース2	最確値 ^{※3}	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]																																																
ケース3	最確値 ^{※3}	最確値	仮定する	約18.4MPa[gage]																																																
解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差 ²	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																
最適条件	最確値 ^{*1}	最確値	仮定しない	約18.4MPa[gage]																																																
ケース1	-13pcm/°C	最確値	仮定しない	約18.7MPa[gage]																																																
ケース2	最確値 ^{*1}	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]																																																
ケース3	最確値 ^{*1}	最確値	仮定する	約18.4MPa[gage]																																																

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.5.3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等有効性評価に用いた崩壊熱について</p> <p>1. 崩壊熱データについて</p> <p>燃料からの崩壊熱については、核分裂生成物（以下、「FP」という）による崩壊熱とアクチニドによる崩壊熱の合計からなる。</p> <p>FPの崩壊熱に関しては「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改訂）」において、崩壊熱データとして妥当性が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（$3\sigma_d$）込み）を用いている。</p> <p>アクチニド崩壊熱に関しては、再処理施設の設計等でも使用されており、長寿命核種の効果も含めて評価できるORIGEN-2コード（不確定性（20%）込み）を用いている。</p> <p>2. 評価用崩壊熱の設定について</p> <p>重大事故等有効性評価に用いた評価用崩壊熱としては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱と、炉心全体からの熱放出を考慮した炉心平均評価用崩壊熱を設定した。それぞれの崩壊熱曲線については設定方法のフローを含め図1及び図2に記載したとおりである。また、それぞれの崩壊熱の設定に用いた評価条件は表1及び表2のとおりである。</p> <p>なお、重大事故等有効性評価で評価する各重要事故シーケンス又は評価事故シーケンスにおける崩壊熱の扱いを表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.3</p> <p style="text-align: center;">有効性評価に用いた崩壊熱について</p> <p>1. 崩壊熱データについて</p> <p>燃料からの崩壊熱については、核分裂生成物（以下「FP」という。）による崩壊熱とアクチニドによる崩壊熱の合計からなる。</p> <p>FPの崩壊熱に関しては「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改訂）」において、崩壊熱データとして妥当性が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（$3\sigma_d$）込み）を用いている。</p> <p>アクチニド崩壊熱に関しては、再処理施設の設計等でも使用されており、長寿命核種の効果も含めて評価できるORIGEN-2コード（不確定性（20%）込み）を用いている。</p> <p>2. 評価用崩壊熱の設定について</p> <p>有効性評価に用いた評価用崩壊熱としては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱と、炉心全体からの熱放出を考慮した炉心平均評価用崩壊熱を設定した。それぞれの崩壊熱曲線については設定方法のフローを含め図1及び図2に記載したとおりである。また、それぞれの崩壊熱の設定に用いた評価条件は表1及び表2のとおりである。</p> <p>なお、有効性評価で評価する各事象に対する崩壊熱の扱いを表3に示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="318 204 878 274"> <p>①：評価条件の設定 崩壊熱が評価上厳しくなると考えられる対象燃料を設定（表1のとおり）</p> </div> <div data-bbox="318 316 878 418"> <p>②：包絡曲線の設定 ①で設定した対象燃料に対して評価燃焼度までの燃焼を考慮し崩壊熱の評価を行い、それらを全て包絡する崩壊熱曲線（以下、「包絡曲線A」という）を設定</p> </div> <div data-bbox="318 459 878 529"> <p>③：評価用崩壊熱曲線の設定 包絡曲線Aに対して考慮されていない崩壊熱寄与分を包含するように、包絡曲線Aに1.05を乗じたものを評価用崩壊熱曲線として設定</p> </div> <div data-bbox="224 587 974 1391"> </div> <div data-bbox="286 1401 907 1428"> <p>図1：高温点評価用崩壊熱曲線の設定方法および高温点評価用崩壊熱曲線</p> </div>	<div data-bbox="1205 204 1832 274"> <p>①：評価条件の設定 崩壊熱が評価上厳しくなると考えられる対象燃料を設定（表1のとおり）</p> </div> <div data-bbox="1205 316 1832 418"> <p>②：包絡曲線の設定 ①で設定した対象燃料に対して評価燃焼度までの燃焼を考慮し崩壊熱の評価を行い、それらを全て包絡する崩壊熱曲線（以下、「包絡曲線A」という）を設定</p> </div> <div data-bbox="1205 459 1832 529"> <p>③：評価用崩壊熱曲線の設定 包絡曲線Aに対して考慮されていない崩壊熱寄与分を包含するように、包絡曲線Aに1.05を乗じたものを評価用崩壊熱曲線として設定</p> </div> <div data-bbox="1120 566 1892 1391"> </div> <div data-bbox="1187 1401 1892 1428"> <p>図1 高温点評価用崩壊熱曲線の設定方法および高温点評価用崩壊熱曲線</p> </div>	<p>相違理由</p> <p>設計の相違 ・泊ではMOX燃料も考慮（伊方と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="324 199 884 510"> <p>①：評価条件の設定 プラント別に装着される燃料仕様に基づき、崩壊熱が評価上厳しくなると考えられる対象燃料を設定(表2のとおり)</p> <p>②：平均曲線の設定 ①で設定した対象燃料について、照射回数毎に崩壊熱の包絡値を求めた上で、それらを平均した崩壊熱曲線（以下、「平均曲線A」とする）を設定</p> <p>③：評価用崩壊熱曲線の設定 平均曲線Aに対して考慮されていない崩壊熱寄与分を包含するように、平均曲線Aに1.02を乗じたものを評価用崩壊熱曲線として設定</p> </div> <div data-bbox="235 606 952 1372"> </div> <p data-bbox="291 1396 907 1428">図2：炉心平均評価用崩壊熱の設定方法および炉心平均評価用崩壊熱曲線</p>	<div data-bbox="1232 199 1825 630"> <p>①：評価条件の設定 プラント別に装着される燃料仕様に基づき、崩壊熱が評価上厳しくなると考えられる対象燃料を設定(表2のとおり)</p> <p>②：平均曲線の設定 <U燃料> ①で設定したU燃料について照射回数毎に崩壊熱の包絡値を求めた上で、それらを平均した崩壊熱曲線（以下、「平均曲線A」とする）を設定 <MOX燃料> ①で設定した、MOX燃料について照射回数毎の崩壊熱を平均した崩壊熱曲線（以下、「平均曲線B」とする）を設定</p> <p>③：評価用崩壊熱曲線の設定 平均曲線Aと平均曲線Bとを炉心に装着可能なMOX燃料の割合に応じて平均化したMOX炉心の崩壊熱の平均曲線を新たに設定し（以下、「平均曲線C」とする）、MOX炉心に対して考慮されていない崩壊熱寄与分を包含するように、平均曲線Cに1.02を乗じたものを評価用崩壊熱曲線として設定</p> </div> <div data-bbox="1142 630 1859 1388"> </div> <p data-bbox="1176 1388 1870 1420">図2 炉心平均評価用崩壊熱曲線の設定方法および炉心平均評価用崩壊熱曲線</p>	<p data-bbox="1971 375 2116 502">設計の相違 ・泊ではMOX燃料も考慮（伊方と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について）

表1 大飯3、4号炉における高温点評価用崩壊熱設定条件

項目	設計基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	重大事故等有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	FP：日本原子力学会推奨値+3σ アクチニド：ORIGEN2評価値×1.2	同左	—
評価対象時間	～1×10 ⁶ 秒	～1×10 ⁶ 秒 (～1×10 ⁶ 秒はDBA崩壊熱を使用)	重大事故等有効性評価では、DBAで想定した1×10 ⁶ 秒以降の冷却期間も評価対象となるため。
対象プラント	17×17型3ルーブ	同左	—
線出力密度	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
照射履歴	17×17ウラン燃料	同左	—
燃料タイプ	48GW/dt 対比燃料(48G 燃料) 燃料濃縮度：4.1wt% 55GW/dt 対比燃料(55G 燃料) 燃料濃縮度：4.8wt%	48G 燃料 燃料濃縮度：3.0wt% 55G 燃料 燃料濃縮度：4.0wt%	—
対象燃料	—	—	評価対象時間の取扱い、冷却時間が長くなるとアクチニド崩壊熱が支配的となる。ウラン燃料については濃縮度が低い方が、評価上の中性子束が上昇し、中性子捕獲によるアクチニド生成の高次化が進むことから、保守的に、ウラン濃縮度の低い燃料を選定した。
評価濃縮度	集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料：48GW/dt 55G 燃料：55GW/dt	ベレット燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料：62GW/dt 55G 燃料：71GW/dt	DBA崩壊熱の評価対象時間は～1×10 ⁶ 秒と比較的短いことから、FP崩壊熱が支配的である。そのため、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果は大きくないことから、DBA崩壊熱ではベレット燃焼度制限まで燃焼した際の崩壊熱の評価対象時間は～1×10 ⁶ 秒まで拡張したことから、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果が大きくなった。そのため、1×10 ⁶ 秒以降では、ベレット燃焼度制限まで燃焼させた際の崩壊熱の増分を上乗せで考慮するのではなく、ベレット燃焼度制限までの燃焼を考慮した崩壊熱をベースとして選定した。
上乗せの仕方	上記燃料の包絡線×1.05 燃料集合体構造材放射化燃焼 燃料製造公差 プラント・燃料仕様の差 ベレット燃焼度制限までの増分	同左	—
上乗せで考慮している影響	—	—	ベレット燃焼度制限まで燃焼させた燃料の崩壊熱をベースとして設定したことから、ベレット燃焼度制限までの増分を上乗せから除外した。

表1 泊3号炉における高温点評価用崩壊熱設定条件

項目	設計基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	FP：日本原子力学会推奨値+3σ アクチニド：ORIGEN2評価値×1.2	同左	—
評価対象時間	～1×10 ⁶ 秒	～1×10 ⁶ 秒 (～1×10 ⁶ 秒はDBA崩壊熱を使用)	有効性評価では、DBAで想定した1×10 ⁶ 秒以降の冷却期間も評価対象となるため。
対象プラント	17×17型3ルーブ	同左	—
線出力密度	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
照射履歴	17×17ウラン燃料及び17×17MOX燃料	同左	—
燃料タイプ	48GW/dt 対比燃料(48G 燃料) 燃料濃縮度：4.1wt% 55GW/dt 対比燃料(55G 燃料) 燃料濃縮度：4.8wt%	48G 燃料 燃料濃縮度：3.0wt% 55G 燃料 燃料濃縮度：4.0wt% MOX 燃料 Pu含有率：13 wt% Pu組成：通常外 Pu 組成 ^{#1} Am-241 考慮：5年保管相当	評価対象時間の取扱い、冷却時間が長くなるとアクチニド崩壊熱が支配的となる。ウラン燃料については濃縮度が低い方が、また MOX 燃料については核分裂性 Pu 割合が低い方が、評価上の中性子束が上昇し、中性子捕獲によるアクチニド生成の高次化が進むことから、保守的に、ウラン濃縮度の低い燃料及び核分裂性 Pu の割合が低い通常外 Pu 組成燃料を選定した。
対象燃料	—	—	DBA崩壊熱の評価対象時間は～1×10 ⁶ 秒と比較的短いことから、FP崩壊熱が支配的である。そのため、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果は大きくないことから、DBA崩壊熱ではベレット燃焼度制限までの燃焼した際の崩壊熱の評価対象時間は～1×10 ⁶ 秒まで拡張したことから、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果が大きくなった。そのため、1×10 ⁶ 秒以降では、ベレット燃焼度制限まで燃焼させた際の崩壊熱の増分を上乗せで考慮するのではなく、ベレット燃焼度制限までの燃焼を考慮した崩壊熱をベースとして選定した。
評価濃縮度	集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料：48GW/dt 55G 燃料：55GW/dt MOX 燃料：45GW/dt	ベレット燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料：62GW/dt 55G 燃料：71GW/dt MOX 燃料：62GW/dt	上記のとおり 1.05 倍の上乗せで考慮していたベレット燃焼度制限までの増分を評価濃縮度で考慮することとしたため、その分を上乗せから低減可能であるが、保守的に従来からの上乗せを考慮。
上乗せの仕方	上記燃料の包絡線×1.05 燃料集合体構造材放射化燃焼 燃料製造公差 プラント・燃料仕様の差 ベレット燃焼度制限までの増分	同左	ベレット燃焼度制限まで燃焼させた燃料の崩壊熱をベースとして設定したことから、ベレット燃焼度制限までの増分を上乗せから除外した。

#1：Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241 = 2.1/54.5/25.0/7.3 / 6.4/4.7wt%
 #2：Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241 = 4.1/45.4/25.3/7.5/13.0/4.7wt%

設計の相違
 ・泊ではMOX燃料も考慮(伊方と同様)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

表2 大飯3, 4号炉における炉心平均評価用崩壊熱設定条件

項目	設計基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	重大事故等有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	PP: 日本原子力学会推奨値+3σ アクチニド: ORIGEN2 評価値×1.2	同左	-
評価対象時間	~4×10 ⁶ 秒	~1×10 ⁷ 秒	重大事故等有効性評価において、DBAで想定した4×10 ⁶ 秒以降の解析を行う場合を考慮して、入力条件として作成した。
対象プラント	17×17型3A-プ	17×17型4A-プ	重大事故等有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて崩壊熱曲線を算出していることから、当該プラントの値を用いている。
線出力密度	17.1kW/m	17.9kW/m	重大事故等有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて崩壊熱曲線を算出していることから、当該プラントの値を用いている。
照射履歴	上記線出力密度にて連続照射(中間停止は考慮せず)	同左	-
燃料タイプ	17×17ウラン燃料	同左	-
対象燃料	48GWdt 対応燃料(48G 燃料) 燃料濃縮度: 4.1wt% 55GWdt 対応燃料(55G 燃料) 燃料濃縮度: 4.8wt%	同左	-
燃焼度	3 照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16.32,48GWdt 55G 燃料 18.37,55GWdt	同左	-
上乗せの仕方	ウラン炉心の評価値×1.05 ここで、ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値	ウラン炉心の評価値×1.02 ここで、ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値	DBAでH代表的に17×17型3A-ププラントで算出した崩壊熱曲線に基づいて、プラント共通の崩壊熱曲線を設定していたことから、他プラントの崩壊熱曲線を包絡するために、上乗せとして1.05を考慮していた。一方、重大事故等有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて算出しているため、上乗せとしては、燃料集合体及び炉内構造物の劣化変化のみを考慮すればよいことから、この上乗せを5%から2%に低減した(1.05→1.02)。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造材放射化変熱 炉内構造物構造材放射化変熱 プラント・燃料仕様の差	燃料集合体構造材放射化変熱 炉内構造物構造材放射化変熱 プラント・燃料仕様の差	重大事故等有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて崩壊熱曲線を算出していることから、当該プラントの値を用いていることを上乗せから除外した。

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表2 泊3号炉における炉心平均評価用崩壊熱設定条件

項目	設定基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	PP: 日本原子力学会推奨値+3σ アクチニド: ORIGEN2 評価値×1.2	同左	-
評価対象時間	~4×10 ⁶ 秒	~1×10 ⁷ 秒	有効性評価において、DBAで想定した4×10 ⁶ 秒以降の解析を行う場合を考慮して、入力条件として作成した。
対象プラント	17×17型3A-プ	同左	-
線出力密度	17.1kW/m	同左	-
照射履歴	上記線出力密度にて連続照射(中間停止は考慮せず)	同左	-
燃料タイプ	17×17ウラン燃料及び17×17MOX燃料	同左	-
対象燃料	48GWdt 対応燃料 (48G 燃料) 燃料濃縮度: 4.1wt% 55GWdt 対応燃料 (55G 燃料) 燃料濃縮度: 4.8 wt%	48G 燃料 燃料濃縮度: 4.1wt% 55G 燃料 燃料濃縮度: 4.8 wt%	有効性評価に用いる炉心平均評価用崩壊熱については、審査ガイドの記載内容「炉心の出力分布、炉心流量及び炉心崩壊熱等は、設計値値に基づく現実的な値を用いる」を踏まえて、Pu含有率と保管期間の条件を変更した。 Pu含有率: 炉心平均評価用崩壊熱の算定に当たって、MOX燃料のすべてのPu含有率をベレレット最大Pu含有率制限値である13wt%とする。これは現実的ではないため、低Pu組成に対応する集合体平均Pu含有率とする。 保管期間: 炉心と燃料貯蔵庫までのMOX燃料が燃料貯蔵庫まで5年間保管することと想定することは現時点ではないため、その期間を0年とする。
燃焼度	MOX燃料 : 10.9 wt% Pu含有率 : 13 wt% Pu組成 : 低Pu組成 ^{※3} Am-241考慮 : 5年保管相当	MOX燃料 : 10.9 wt% Pu含有率 : 低Pu組成 ^{※4} Am-241考慮 : 0年保管相当 の燃焼を考慮	3A-ププラントでは、MOX燃料を2回照射で取り出すことも想定されU回照射: 16体、2回照射: 16体、3回照射: 8体、この場合、燃料の有効活用観点から、取り出し時の集合体燃焼度が30GWdtを超えることが考えられる。有効性評価の対象時間を考慮すると、待機時間が長くなることにより、現在のアクチニド崩壊熱の効果を適切に見込む必要があるため、2回照射の集合体燃焼度を30GWdtよりも高めの35GWdtとすることで、より現実的な評価となるようにした。なお、燃焼度を高めることは保守的な取り扱いとなる。
上乗せの仕方	ウラン炉心の評価値とMOX炉心の評価値との包絡値×1.05 ここで、 ・ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値 ・MOX炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値とMOX燃料の評価値を体積重み(1:17体:40体)で平均したもの。	ウラン炉心の評価値とMOX炉心の評価値との包絡値×1.02 ここで、 ・ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値 ・MOX炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値とMOX燃料の評価値を体積重み(1:17体:40体)で平均したもの。	DBAではH代表的に17×17型3A-ププラントで算出した崩壊熱曲線に基づいて、プラント共通の崩壊熱曲線を設定していたことから、他プラントの崩壊熱曲線を包絡するために、上乗せとして1.05を考慮していた。一方、有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて算出しているため、上乗せとしては、燃料集合体及び炉内構造物の劣化変化のみを考慮すればよいことから、この上乗せを5%から2%に低減した(1.05→1.02)。 また、MOX燃料の劣化率(崩壊熱)を平均する際の重み(1.05)も、炉心平均評価用崩壊熱の最大劣化率(40体)として、燃料貯蔵庫更新可能期間の最大劣化率(40体)とした。 有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて崩壊熱曲線を算出していることから、当該プラントの値を用いていることを上乗せから除外した。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造材放射化変熱 炉内構造物構造材放射化変熱 プラント・燃料仕様の差	燃料集合体構造材放射化変熱 炉内構造物構造材放射化変熱 プラント・燃料仕様の差	-

※3: Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 7.3 / 64 / 4.7 wt%
 ※4: Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 9.3 / 64 / 2.7 wt%

設計の相違
 ・泊ではMOX燃料も考慮(伊方と同様)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表3 各重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	M-RELAP ⁶ *1	MAAP	
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	M-RELAP ⁶ *1	MAAP	
2次冷却系からの除熱機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
全交流動力電源喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
原子炉補給冷却機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	炉心平均*2	—	
原子炉停止機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
ECCS注水機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
ECCS再循環機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
格納容器バイパス	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
格納容器ハイパス	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	炉心平均*2	—	
高圧溶融物放出/格納容器過温破損	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	炉心平均*2	—	
直接加熱及び格納容器過温破損	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	炉心平均*2	—	
水素燃焼	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	炉心平均*2	—	
崩壊熱除去機能喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	M-RELAP ⁶ *1	MAAP	
全交流動力電源喪失	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	
原子炉冷却材の流出	重要事故シナリオ/評価シナリオ/評価シナリオについて	高温点*2	—	

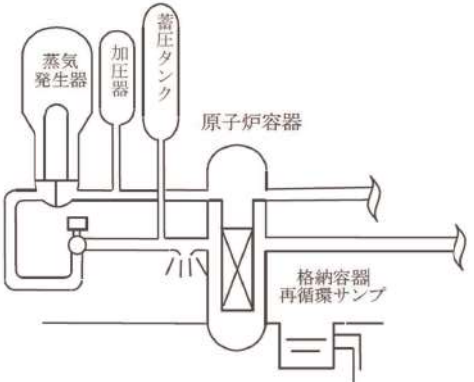
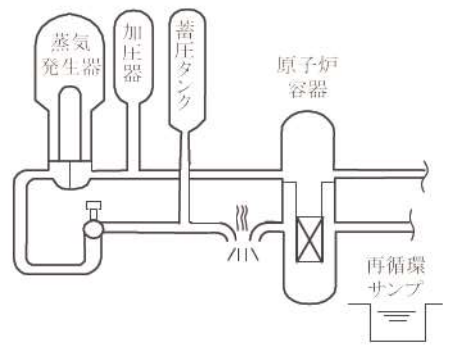
表3 各事象で使用している崩壊熱について

No.	事象名	M-RELAP ⁶ *1	MAAP
①	2次冷却系からの除熱機能喪失 (注給水喪失+補助給水喪失)	高温点*2	—
②	全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)	高温点*2	—
③	原子炉補給冷却機能喪失	高温点*2	—
④	全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生しない場合)	—	炉心平均*2
⑤	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (LOCA + 低圧再循環喪失 + 格納容器スプレイ失敗)	高温点*2	—
⑥	原子炉停止機能喪失 (注給水流量喪失 + 原子炉自動停止失敗及び負荷の喪失) / 原子炉自動停止失敗	高温点*2	—
⑦⑧	ECCS注水機能喪失 (中小LOCA (6インチ, 4インチ, 2インチ, 2インチ) + 高圧注入失敗)	—	炉心平均*2
⑨	ECCS再循環機能喪失 (大LOCA + 低圧再循環 / 高圧再循環失敗)	—	炉心平均*2
⑩	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	高温点*2	—
⑪	格納容器ハイパス (蒸気発生器伝熱管破損)	高温点*2	—
⑫	格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用 (大LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗)	—	炉心平均*2
⑬	格納容器過温破損及び高圧溶融物放出 / 格納容器過温直接加熱 (全交流動力電源喪失 + 補助給水失敗)	—	炉心平均*2
⑭	水素燃焼 (大LOCA + ECCS注入失敗)	—	炉心平均*2
⑮	崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失 (ミッドループ運転中の余熱除去系統の故障又は全交流動力電源喪失)	高温点*2	—
⑯	原子炉冷却材の流出 (ミッドループ運転中の原子炉冷却材注出)	高温点*2	—

*1：原子炉停止機能喪失では、SPARKLE-2を使用。
 *2：炉心平均挙動を解析する事象は炉心平均を用い、高温燃料棒を模擬した熱点解析を行う事象では高温点を用いる。
 *3：炉心平均挙動を解析しているが、1次系圧力を高めに評価しているが、1次系圧力を高めに評価している。

評価方針の相違
 ・ECCS再循環機能喪失の崩壊熱に関しては大飯が高温点で評価しているのに対して、泊は他シナリオ同様、MAAPで炉心平均挙動を解析する観点から炉心平均の崩壊熱を用いている (伊方と同様)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.4 LOCA 時の破断位置設定の考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 1.5.4</p> <p style="text-align: center;">LOCA 時の破断位置設定の考え方について</p> <p>重大事故対策の有効性評価において LOCA 事象を想定する場合の破断位置設定の考え方については以下のとおりである。</p> <p>1. 炉心の著しい損傷の防止対策</p> <p>(1) 破断位置</p> <p>炉心の著しい損傷の防止対策の有効性評価における LOCA 事象（原子炉格納容器の除熱機能喪失、ECCS 注水機能喪失、ECCS 再循環機能喪失）では、設置許可申請書添付書類十の安全解析の知見を踏まえ、以下の理由から低温側配管破断を想定している。</p> <p>○低温側配管破断を想定する場合、炉心出口から破断点までの間に抵抗の大きい1次冷却材ポンプ、蒸気発生器が存在するため、炉心の冠水が遅れる。</p> <p>○低温側配管破断を想定する場合、破断ループに接続された ECCS 注入系の作動に期待できないことから、炉心注水が減少するため、炉心冷却能力が低下する。</p> <p>○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、炉心冷却能力の観点に加え、蒸気発生器2次側保有熱量が原子炉格納容器内に放出されることから低温側配管破断を想定している。なお、ECCS による炉心注水及び高圧再循環運転の成功を仮定しているため、LOCA 後の長期の原子炉格納容器圧力、温度に対する破断位置による差異は小さい。</p> <p>(2) 破断口径</p> <p>配管の両端破断を想定することで、原子炉からの1次冷却材の流出が大きくなり、炉心冷却性が厳しくなる。ただし、「ECCS 注水機能喪失」では高圧注入機能が喪失した場合に、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなる中破断 LOCA のスプリット破断を想定している。</p> <div style="text-align: center;">  <p>(低温側配管破断の概要図)</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.5.4</p> <p style="text-align: center;">LOCA 時の破断位置設定の考え方について</p> <p>重大事故対策の有効性評価において LOCA 事象を想定する場合の破断位置設定の考え方については以下のとおりである。</p> <p>1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 破断位置</p> <p>運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故のうち、LOCA 事象（原子炉格納容器の除熱機能喪失、ECCS 注水機能喪失、ECCS 再循環機能喪失）では、設置許可申請書添付書類十の安全解析の知見を踏まえ、以下の理由から低温側配管破断を想定している（図1）。</p> <p>○低温側配管破断を想定する場合、炉心出口から破断点までの間に抵抗の大きい1次冷却材ポンプ、蒸気発生器が存在するため、炉心の冠水が遅れる。</p> <p>○低温側配管破断を想定する場合、破断ループに接続された ECCS 注入系の作動に期待できないことから、炉心注水が減少するため、炉心冷却能力が低下する。</p> <p>○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、炉心冷却能力の観点に加え、蒸気発生器2次側保有熱量が原子炉格納容器内に放出されることから低温側配管破断を想定している。なお、ECCS による炉心注水及び高圧再循環運転の成功を仮定しているため、LOCA 後の長期の原子炉格納容器圧力、温度に対する破断位置による差異は小さい。</p> <p>(2) 破断口径</p> <p>配管の両端破断を想定することで、原子炉からの1次冷却材の流出が大きくなり、炉心冷却性が厳しくなる。ただし、「ECCS 注水機能喪失」では高圧注入機能が喪失した場合に、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなる中破断 LOCA のスプリット破断を想定している。</p> <div style="text-align: center;">  <p>図1 低温側配管破断の概要図</p> </div>	<p style="text-align: center;">記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

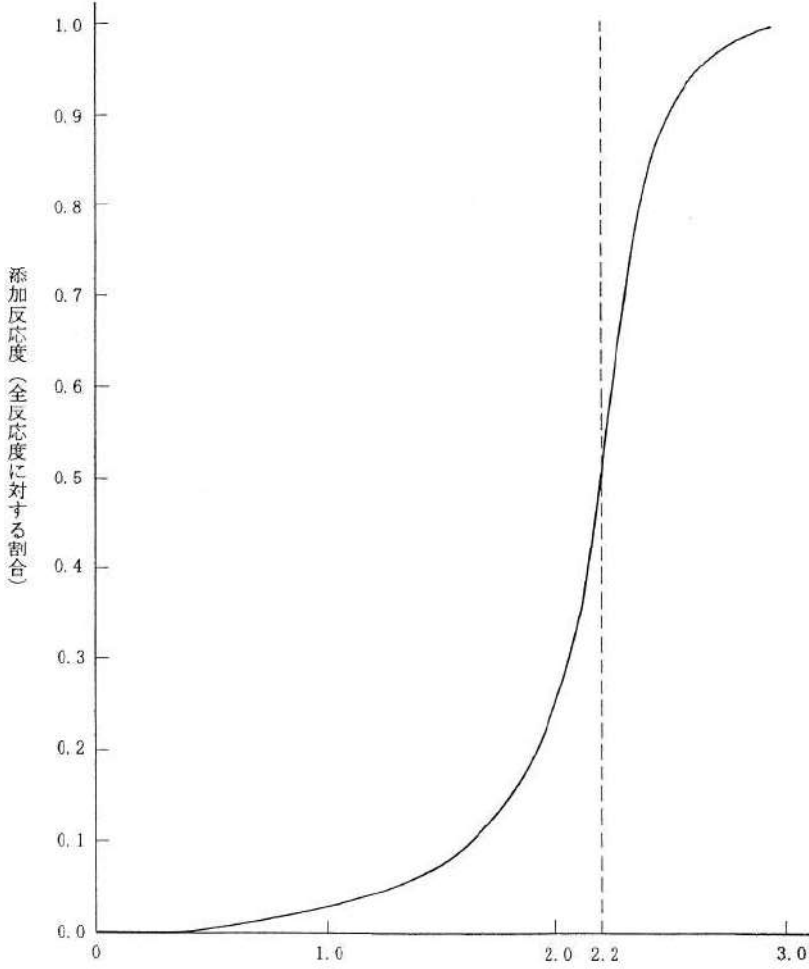
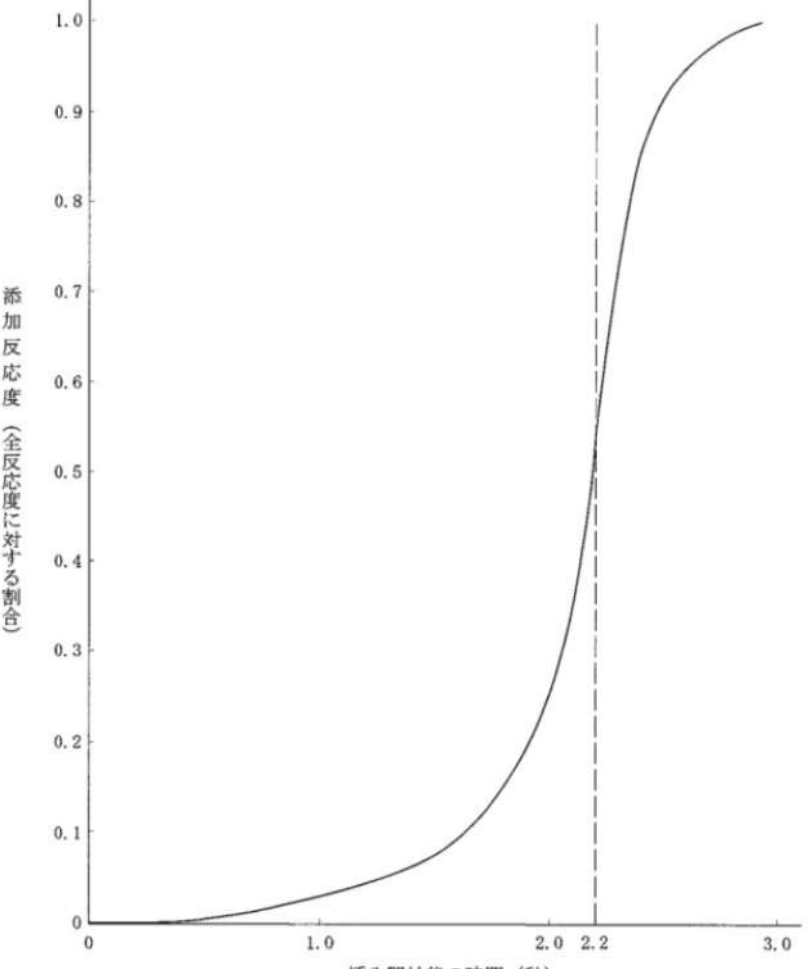
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.5.5</p> <p style="text-align: center;">解析に使用する反応度添加曲線について</p> <p>大飯3号炉及び4号炉の有効性評価で使用する制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線を図1に示す。</p> <p>また、ステップ2燃料(55GWd/t)装荷炉心における制御棒挿入時間と添加反応度の関係について、トリップ反応度曲線の評価値（平衡炉心、サイクル初期）を安全解析使用値とともに図2に示す。</p> <p>図2のトリップ反応度曲線の評価値は、実際の炉心設計における軸方向出力分布により、炉心下部方向に歪んだ分布^{*1}により計算している。このため、制御棒落下による炉心上部での添加反応度は小さくなる。安全解析に使用する添加反応度は、この評価値よりもさらに添加反応度が小さくなるように設定されたものである。</p> <p>以上より、図1の有効性評価に使用される制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線が得られる。</p> <p>※ 1：通常運転時からキセノン振動を強制的に隆起させ、実際には生じ得ないほど軸方向分布が炉心下部に歪む時点の出力分布を使用している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.5</p> <p style="text-align: center;">解析に使用する反応度添加曲線について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価において使用する制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線を図1に示す。</p> <p>また、ステップ2燃料（55GWd/t）装荷炉心及びMOX燃料装荷炉心における制御棒挿入時間と添加反応度の関係について、トリップ反応度曲線の評価値（MOX燃料装荷炉心、ステップ2燃料装荷炉心）を安全解析使用値とともに図2に示す。</p> <p>図2のトリップ反応度曲線の評価値は、実際の炉心設計における軸方向出力分布により、炉心下部方向に歪んだ分布*により計算している。このため、制御棒落下による炉心上部での添加反応度は小さくなる。安全解析に使用する添加反応度は、この評価値よりもさらに添加反応度が小さくなるように設定されたものである。</p> <p>以上より、図1の重大事故等対策の有効性評価に使用される制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線が得られる。</p> <p>*：通常運転時からキセノン振動を強制的に励起させ、実際には生じえないほどの軸方向出力分布が炉心下部に歪む時点の出力分布を使用している。</p>	<p>設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="190 510 224 837">添加反応度（全反応度に対する割合）</p> <p data-bbox="526 1244 739 1268">挿入開始後の時間（秒）</p> <p data-bbox="257 1324 862 1348">図1 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>	 <p data-bbox="1108 526 1142 885">添加反応度（全反応度に対する割合）</p> <p data-bbox="1444 1212 1657 1236">挿入開始後の時間（秒）</p> <p data-bbox="1198 1332 1803 1356">図1 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度曲線 (トリップ反応度曲線の評価値と安全解析使用値を併せて記載)</p>	<p>図2 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線 (トリップ反応度曲線の評価値と安全解析使用値を併せて記載)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

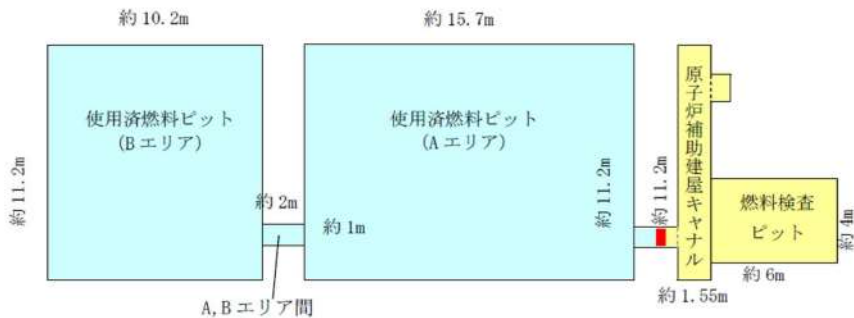
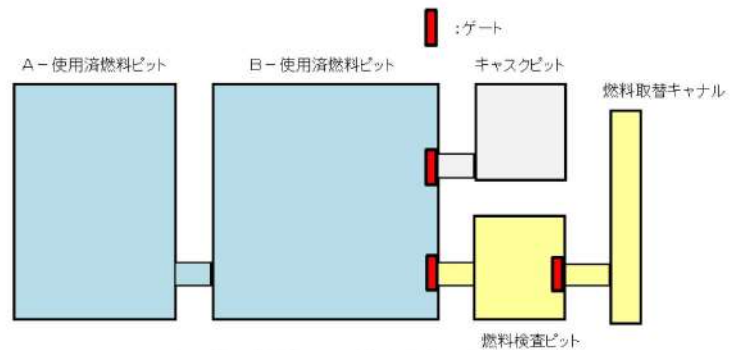
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p style="text-align: right;">添付資料 1.5.6</p> <p>加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について</p> <p>有効性評価における加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動開始圧力を表1に示す。作動開始圧力としては、原則として設計値を用いるが、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」解析において、設計の妥当性を確認している安全設備であることから、今回の有効性評価においても、保守的に作動開始圧力と全開時の圧力を高めに設定した値を使用している。</p> <p>表1 有効性評価における加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動設定値</p> <table border="1" data-bbox="152 587 1034 1072"> <thead> <tr> <th>弁</th> <th>作動設定値 (MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器逃がし弁</td> <td>開開始圧力：□</td> <td>実機設定圧とおり</td> </tr> <tr> <td>加圧器安全弁</td> <td>開開始圧力：□ 全開圧力：□</td> <td>開開始圧力は高めに実機設定圧[*]の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧[*]に対して□倍としている。</td> </tr> <tr> <td>主蒸気逃がし弁</td> <td>開開始圧力：□</td> <td>実機設定圧とおり</td> </tr> <tr> <td>主蒸気安全弁</td> <td>第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□</td> <td>開開始圧力は高めに実機設定圧[*]の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧[*]に対して□倍としている。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">※実機設定圧は表2参照</p> <p>表2 実機での加圧器安全弁/主蒸気安全弁作動設定値</p> <table border="1" data-bbox="152 1158 1034 1347"> <thead> <tr> <th>弁</th> <th>作動設定値 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器安全弁</td> <td>17.16</td> </tr> <tr> <td>主蒸気安全弁</td> <td>第1弁 8.17 第2弁 8.37 第3弁 8.58</td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	弁	作動設定値 (MPa[gage])	備考	加圧器逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧とおり	加圧器安全弁	開開始圧力：□ 全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。	主蒸気逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧とおり	主蒸気安全弁	第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。	弁	作動設定値 (MPa[gage])	加圧器安全弁	17.16	主蒸気安全弁	第1弁 8.17 第2弁 8.37 第3弁 8.58	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.6</p> <p>加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について</p> <p>有効性評価における加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動開始圧力を表1に示す。作動開始圧力としては、原則として設計値を用いるが、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」解析において、設計の妥当性を確認している安全設備であることから、今回の有効性評価においても、保守的に作動開始圧力と全開時の圧力を高めに設定した値を使用している。</p> <p>表1 安全解析で期待する加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動設定値</p> <table border="1" data-bbox="1066 571 1953 1056"> <thead> <tr> <th>弁</th> <th>作動設定値 (MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器逃がし弁</td> <td>開開始圧力：□</td> <td>実機設定圧通り</td> </tr> <tr> <td>加圧器安全弁</td> <td>開開始圧力：□ 全開圧力：□</td> <td>開開始圧力は高めに実機設定圧[*]の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧[*]に対して□倍としている。</td> </tr> <tr> <td>主蒸気逃がし弁</td> <td>開開始圧力：□</td> <td>実機設定圧通り</td> </tr> <tr> <td>主蒸気安全弁</td> <td>第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□</td> <td>開開始圧力は高めに実機設定圧[*]の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧[*]に対して□倍としている。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">※1 実機設定圧は表2参照</p> <p>表2 実機での加圧器安全弁/主蒸気安全弁作動設定値</p> <table border="1" data-bbox="1066 1158 1953 1347"> <thead> <tr> <th>弁</th> <th>作動設定値 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器安全弁</td> <td>17.16</td> </tr> <tr> <td>主蒸気安全弁</td> <td>第1弁：7.48 第2弁：7.65 第3弁：7.85</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">設計の相違</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	弁	作動設定値 (MPa[gage])	備考	加圧器逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り	加圧器安全弁	開開始圧力：□ 全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。	主蒸気逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り	主蒸気安全弁	第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。	弁	作動設定値 (MPa[gage])	加圧器安全弁	17.16	主蒸気安全弁	第1弁：7.48 第2弁：7.65 第3弁：7.85	
弁	作動設定値 (MPa[gage])	備考																																										
加圧器逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧とおり																																										
加圧器安全弁	開開始圧力：□ 全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。																																										
主蒸気逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧とおり																																										
主蒸気安全弁	第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。																																										
弁	作動設定値 (MPa[gage])																																											
加圧器安全弁	17.16																																											
主蒸気安全弁	第1弁 8.17 第2弁 8.37 第3弁 8.58																																											
弁	作動設定値 (MPa[gage])	備考																																										
加圧器逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り																																										
加圧器安全弁	開開始圧力：□ 全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。																																										
主蒸気逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り																																										
主蒸気安全弁	第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 [*] の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 [*] に対して□倍としている。																																										
弁	作動設定値 (MPa[gage])																																											
加圧器安全弁	17.16																																											
主蒸気安全弁	第1弁：7.48 第2弁：7.65 第3弁：7.85																																											

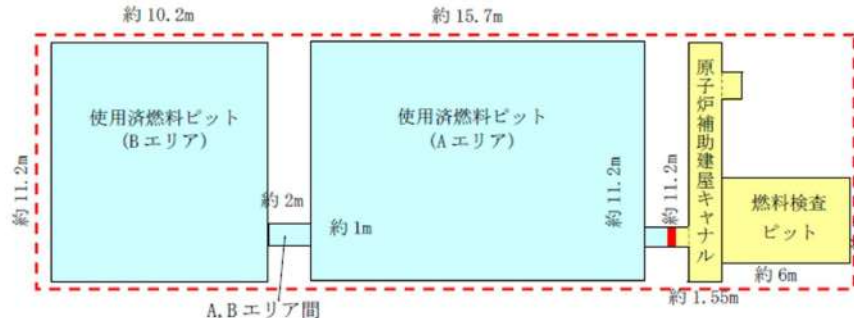
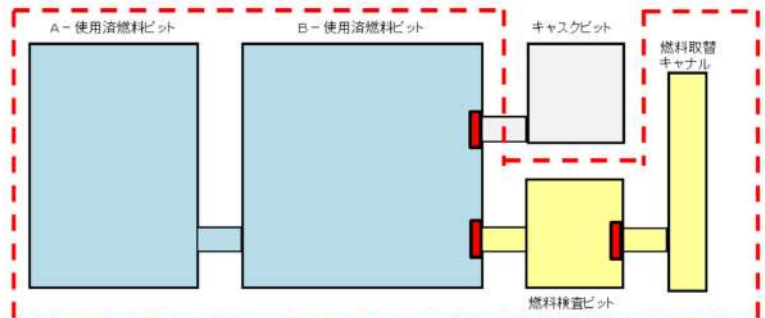
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価条件について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.5.7</p> <p style="text-align: center;">使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価条件について</p> <p>大阪3、4号炉は、使用済燃料ピットが基本的に同一寸法及び燃料仕様が同一であるため、共通の評価条件として以下に記載する。</p> <p>1. 使用済燃料ピット概要図</p>  <p style="text-align: center;">使用済燃料ピット概略図（平面図）</p> <p>※ 通常運転時は、使用済燃料ピットのAエリア及びBエリア（上図の 箇所）は、常時接続されている。 定検中は、上図の 箇所に水張りを行うため、燃料検査ピットが原子炉補助建屋キャナルを介して接続される。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.7</p> <p style="text-align: center;">使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価条件について</p> <p>1. 使用済燃料ピット概要図</p>  <p style="text-align: center;">図1 使用済燃料ピット概略図（平面図）</p> <p>※通常運転時は、A、B-使用済燃料ピット（上図の 箇所）と燃料検査ピット及び燃料取替キャナル（上図の 箇所）は、ゲートで分離されている。 定期検査中は燃料取出しのために上図 箇所に水張りを行い、A、B-使用済燃料ピットは燃料検査ピット及び燃料取替キャナルと接続される。</p>	<p>記載内容の相違 ・泊はシングルプラントであるためこのような記載は不要</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及びび濺へいに関する評価条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>2. 使用済燃料ピットの崩壊熱及びピット水量</p> <p>① 定検中</p> <p>使用済燃料の崩壊熱の設定条件として崩壊熱が高めとなるよう燃料取出し直後の状態を想定することから、原子炉補助建屋キャナル及び燃料検査ピットには燃料取出しのために水張りをを行っている状態である。</p> <p>このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。</p>	<p>2. 使用済燃料ピットの崩壊熱及びピット水量</p> <p>① 定期検査中</p> <p>使用済燃料の崩壊熱の設定条件として崩壊熱が高めとなるよう燃料取出し直後の状態を想定することから、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットには燃料取出しのために水張りを行っており、A、B一使用済燃料ピットは燃料検査ピット及び燃料取替キャナルと接続されている状態である。</p> <p>このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価にて使用した設定値</th> <th>設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱^{※1}</td> <td>11.674MW</td> <td>Aエリア、Bエリアそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bエリア合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を8.5日とした場合の崩壊熱】</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">評価水量^{※2}</td> <td>999m³</td> <td rowspan="2">Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋キャナル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮</td> </tr> <tr> <td>638m³</td> </tr> </tbody> </table>		有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方	崩壊熱 ^{※1}	11.674MW	Aエリア、Bエリアそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bエリア合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を8.5日とした場合の崩壊熱】	評価水量 ^{※2}	999m ³	Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋キャナル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮	638m ³	<p>表1 設定値（定期検査中）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価にて使用した設定値</th> <th>設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱^{※1}</td> <td>11.508MW</td> <td>A、B一使用済燃料ピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、B一使用済燃料ピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を7.5日とした場合の崩壊熱】</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">評価水量^{※2}</td> <td>630m³</td> <td rowspan="2">A、B一使用済燃料ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮</td> </tr> <tr> <td>362m³</td> </tr> </tbody> </table>		有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方	崩壊熱 ^{※1}	11.508MW	A、B一使用済燃料ピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、B一使用済燃料ピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を7.5日とした場合の崩壊熱】	評価水量 ^{※2}	630m ³	A、B一使用済燃料ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮	362m ³	
	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方																				
崩壊熱 ^{※1}	11.674MW	Aエリア、Bエリアそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bエリア合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を8.5日とした場合の崩壊熱】																				
評価水量 ^{※2}	999m ³	Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋キャナル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮																				
	638m ³																					
	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方																				
崩壊熱 ^{※1}	11.508MW	A、B一使用済燃料ピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、B一使用済燃料ピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を7.5日とした場合の崩壊熱】																				
評価水量 ^{※2}	630m ³	A、B一使用済燃料ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮																				
	362m ³																					
<p>※1：崩壊熱の評価条件</p> <p>※2：上段が想定事故1の評価水量、下段が想定事故2の評価水量を示す。</p>	<p>※1：崩壊熱の評価条件</p> <p>※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。</p>																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料条件</th> <th>ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">貯蔵体数</td> <td>Aエリア</td> <td>974体</td> </tr> <tr> <td>Bエリア</td> <td>1,155体</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>2,129体</td> </tr> </tbody> </table>	燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%)	貯蔵体数	Aエリア	974体	Bエリア	1,155体	合計	2,129体	<p>表2 燃料条件（定期検査中）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料条件</th> <th>ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">貯蔵体数</td> <td>A一使用済燃料ピット</td> <td>600体</td> </tr> <tr> <td>B一使用済燃料ピット</td> <td>840体</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1,440体</td> </tr> </tbody> </table>	燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)	貯蔵体数	A一使用済燃料ピット	600体	B一使用済燃料ピット	840体	合計	1,440体	
燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%)																				
貯蔵体数	Aエリア	974体																				
	Bエリア	1,155体																				
	合計	2,129体																				
燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)																				
貯蔵体数	A一使用済燃料ピット	600体																				
	B一使用済燃料ピット	840体																				
	合計	1,440体																				
 <p>使用済燃料ピット概略図（平面図）</p>	 <p>図1 使用済燃料ピット概略図（平面図）</p>																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及びび濺へいに関する評価条件について）

大飯発電所3 / 4号炉

② 通常運転中
 通常運転中は、原子炉補助建屋キャナルおよび燃料検査ピットに水を張っていない期間が存在する。
 このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

		有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方
想定事故1	崩壊熱*	4.743MW	原子炉から一時的に取り出された1回及び2回照射燃料を使用済燃料ピットから炉心に再装荷し、定検期間を30日とした場合の崩壊熱を設定。
	評価水量	875m ³	
想定事故2	崩壊熱*	4.743MW	使用済燃料ピット（Aエリア、Bエリア）は水張り状態、原子炉補助建屋キャナル、燃料検査ピットは水抜き状態とする。
	評価水量	559m ³	

※：崩壊熱の評価条件

燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%)
貯蔵体数	Aエリア	845体
	Bエリア	1,155体
	合計	2,000体

使用済燃料ピット概略図（平面図）

泊発電所3号炉

② 通常運転中
 通常運転中は、燃料検査ピット及び燃料取替キャナルに水を張っておらず、A、B-使用済燃料ピットのみ水を張っている期間が存在する。
 このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

表3 設定値（通常運転中）

		有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方
崩壊熱※1		5.122MW	崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した場合に、評価結果の厳しくなるピットの崩壊熱及び水量を設定 【原子炉から一時的に取り出された1回及び2回照射燃料を使用済燃料ピットから炉心に再装荷し、定検期間を30日とした場合の崩壊熱】
	評価水量※2	525m ³	
		303m ³	A、B-使用済燃料ピットのみ水を張っている状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮

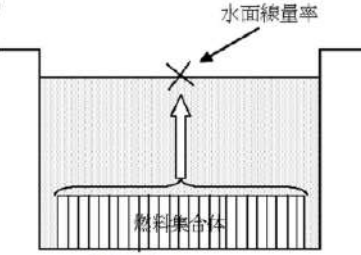
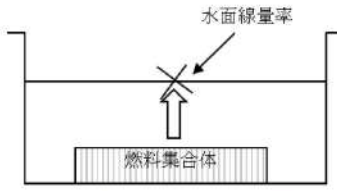
※1：崩壊熱の評価条件
 ※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

表4 燃料条件（通常運転中）

燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)
貯蔵体数	A-使用済燃料ピット	600体
	B-使用済燃料ピット	840体
	合計	1,440体

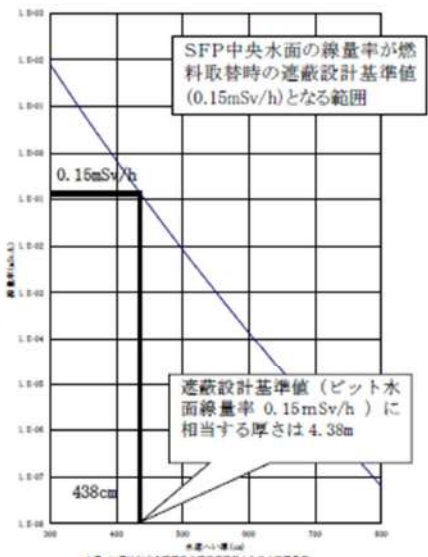
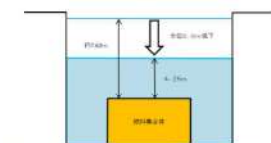
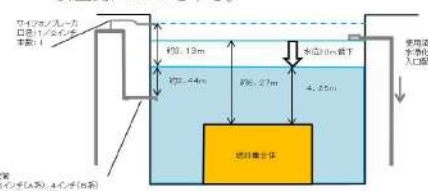
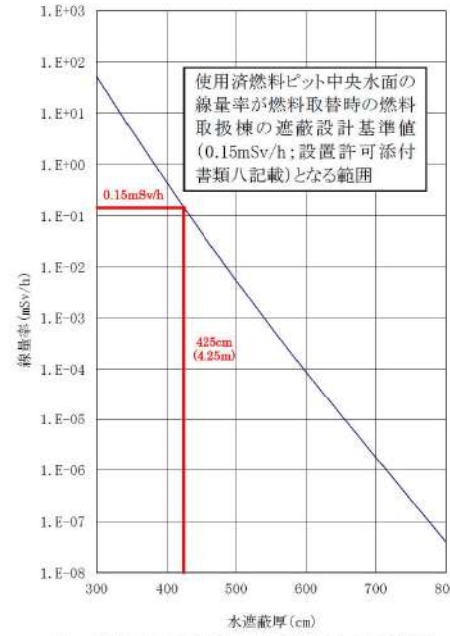
図2 使用済燃料ピット概略図（平面図）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」の計算条件について</p> <p>「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」については、以下の計算方法により求めている。</p> <p>(1) 使用済燃料の線源強度 使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、使用済燃料ピットに貯蔵されている全ての燃料集合体に対して適用している。これは、大飯発電所にて使用されている燃料について、ORIGEN2 コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。</p> <p>(2) 水面線量率 線量率は、点減衰核積分コードである SPAN-SLAB コードを用いて計算している。使用済燃料は直方体形状にモデル化し、燃料集合体1体あたりの水面線量率に対して、使用済燃料ピットの最大貯蔵体数をかけて水面線量率を求めている。 計算式は以下のとおりである。</p> $D(E) = \int_V K(E) \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b \cdot d} dV$ <p>ここで、 D(E)：線量率 (mSv/h) S(E)：線源強度 (MeV/(cm³・s)) K(E)：線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm²・s))) B(E)：ビルドアップファクタ $B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$</p> <p>A、α₁、α₂は定数 r：線源から計算点までの距離 (cm) V：線源体積 (cm³) b：減衰距離 $b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$ μ_i：物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹) $\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i$ (μ/ρ)_i：物質 i の質量減衰係数 (cm²/g) ρ_i：物質 i の密度 (g/cm³) t_i：物質 i の透過距離 (cm)</p>  <p>SFPの線源強度 =燃料集合体1体あたりの線源強度 ×SFP最大貯蔵体数</p>	<p>3. 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」の計算条件について</p> <p>「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」については、以下の計算方法により求めている。</p> <p>(1) 使用済燃料の線源強度 使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、使用済燃料ピットに貯蔵されている全ての燃料集合体に対して適用している。これは、泊3号炉にて使用されている高燃焼度ステップ2ウラン燃料（最高燃焼度55,000Mwd/t）およびMOX燃料（最高燃焼度45,000Mwd/t）について、ORIGEN2 コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。</p> <p>(2) 水面線量率 線量率は、点減衰核積分コードである SPAN-SLAB コードを用いて計算している。使用済燃料は直方体形状にモデル化し、燃料集合体1体あたりの水面線量率に対して、使用済燃料ピットの最大貯蔵体数をかけて水面線量率を求めている。 計算式は以下のとおりである。</p> $D(E) = K(E) \int_V \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b \cdot d} dV$ <p>ここで、 D(E)：線量率 (mSv/h) S(E)：線源強度 (MeV/(cm³・s)) K(E)：線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm²・s))) B(E)：ビルドアップファクタ $B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$</p> <p>A、α₁、α₂は定数 r：線源から計算点までの距離 (cm) V：線源体積 (cm³) b：減衰距離 $b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$ μ_i：物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹) $\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i$ (μ/ρ)_i：物質 i の質量減衰係数 (cm²/g) ρ_i：物質 i の密度 (g/cm³) t_i：物質 i の透過距離 (cm)</p>  <p>図1 使用済燃料ピットの線源強度概要 SFPの水面線量率 =燃料集合体1体からの水面線量率 ×SFP最大貯蔵体数</p>	<p>設計の相違 ・泊はMOX燃料も使用する</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 放射線の遮蔽が維持される水位について</p> <p>放射線の遮蔽が維持される水位については、以下のとおり使用済燃料ピット保有水の水位が低下した場合でも、中央水面での線量率は、燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値を超えない範囲である。</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. SFP保有水高さ 燃料集合体より上の水の高さ =約7.57m</p> <p>b. 必要遮蔽厚 下記グラフから4.38m以上</p> <p>c. 許容水位低下量 a - b = 約3.19m 安全側に3mとする。</p>  <p>約7.57m 約4.34m 燃料集合体 水位約3.19m低下 4.38m 約11.91m</p> <p>SFP中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる範囲</p> <p>0.15mSv/h</p> <p>遮蔽設計基準値(ピット水面線量率0.15mSv/h)に相当する厚さは4.38m</p> <p>438cm</p> <p>※水温52℃、燃料有効部からの評価値。 100℃の水を考慮した場合、必要水厚は約10cm増加するが、本評価では燃料有効部が燃料集合体を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に含まれる。</p> <p>口径：14インチ 口径：1/2インチ 口径：4インチ 口径：12インチ 約3.05m 約2.50m 燃料集合体 使用済燃料ピット 使用済燃料ピット出口配管 使用済燃料ピット入口配管 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p>4. 放射線の遮蔽が維持される水位について</p> <p>放射線の遮蔽が維持される水位については、以下のとおり使用済燃料ピット保有水の水位が低下した場合でも、使用済燃料ピット中央水面での線量率は、燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値を超えない範囲である。</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. SFP保有水高さ 燃料集合体より上の水の高さ =約7.62m</p> <p>b. 必要遮蔽厚 下記グラフから4.25m以上</p> <p>c. 許容水位低下量 a - b = 約3.37m 安全側に3.3mとする。</p>  <p>図1 使用済燃料ピット水位量概略図(想定事故1)</p> <p>2) 想定事故2</p> <p>a. SFP保有水高さ 燃料集合体より上の水の高さ =約6.27m</p> <p>b. 必要遮蔽厚 下記グラフから4.25m以上</p> <p>c. 許容水位低下量 a - b = 約2.02m 安全側に2.0mとする。</p>  <p>図2 使用済燃料ピット水位量概略図(想定事故2)</p> <p>図3 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率</p>  <p>使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h;設置許可添付書類八記載)となる範囲</p> <p>0.15mSv/h</p> <p>425cm(4.25m)</p> <p>※水温52℃、燃料有効部からの評価値。 100℃の水を考慮した場合、必要水厚は、約11cm増加するが、本評価では、燃料有効部が燃料集合体を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に含まれる。</p> <p>部は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について）

大飯発電所3/4号炉				泊発電所3号炉				相違理由							
5. 燃料取替スキーム				5. 燃料取替スキーム											
(1) 大飯3(4)号炉使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（停止時）				(1) 使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（停止時）											
取出燃料	大飯3(4)号炉からの発生分			大飯1,2号炉からの発生分			取出燃料	泊3号炉燃料		泊1,2号炉燃料					
	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)		冷却期間	MOX燃料	ウラン燃料	冷却期間	ウラン燃料			
16サイクル冷却済燃料	16×(13ヶ月+30日)+8.5日	6	0.005	14×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.052	今日取出	7.5日	16体	0.578	39体	1.712	—	—	—
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.053	13×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.053	今日取出	7.5日	16体	1.110	39体	1.955	—	—	—
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.055	12×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.056	今日取出	7.5日	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.056	11×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.057	1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+7.5日	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.058	10×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.058	2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+7.5日	※1	0.088	39体	0.127	2年	40体×2	0.256
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.059	9×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.060	3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+7.5日	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.062	8×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.063	4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+7.5日	※1	0.053	39体	0.064	—	—	—
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.064	7×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.066	5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.067	6×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.070	6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.072	5×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.076	7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.078	4×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.083	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.088	3×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.095	59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.105	2×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.120	60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.140	1×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3伊心	0.177	61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.215	21ヶ月	1/3伊心	0.284	小計	—	1008体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3伊心	0.398				合計	取出燃料体数 ^{注1)}	1,441体	崩壊熱	11,500MW				
定換時取出燃料3	8.5日	1/3伊心	3,144				※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号炉使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体								
定換時取出燃料2	8.5日	1/3伊心	2,912												
定換時取出燃料1	8.5日	1/3伊心	2,673												
小計			10,304			1,370									
崩壊熱合計(MW)			崩壊熱:11,674MW (燃料体数:2,129体)												

*1：崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で各々の発生熱量の合計とはならない場合がある。
 *2：3(4)号炉の使用済燃料ピットは1,2号炉と異なり、崩壊熱が高めとなるように1,2号炉から運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱を想定
 注1：大飯1～4号炉5,000体分の燃料使用に伴う原子炉設置変更許可申請（平成14年8月申請）安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件
 注2：大飯3/4号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は2,129体

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について）

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由							
大飯3(4)号炉使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（運転時）				(1) 使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（運転時）											
取出燃料	大飯3(4)号炉からの発生分			大飯1, 2号炉からの発生分			取出燃料	泊3号炉燃料		泊1, 2号炉燃料		相違理由			
	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)*	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)*		冷却期間	MOX燃料 取出 燃料数	ウラン燃料 取出 燃料数	冷却期間		ウラン燃料 取出 燃料数		
16サイクル冷却済燃料	16×(13ヶ月+30日)+30日	6	0.005	14×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.052	—	—	—	—	—	—			
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.053	13×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.053	30日	8体	0.376	—	—	—	—		
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.055	12×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.055	30日	8体	0.390	39体	1.034	—	—		
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.056	11×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.057	1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.058	10×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.058	2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.059	9×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.060	3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.062	8×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.063	4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.050	39体	0.069	—	—	—
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.064	7×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.066	5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.067	6×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.070	6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.072	5×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.076	7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.078	4×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.083	・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.087	3×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.095	59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.103	2×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.120	60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.137	1×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.177	61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.210	21ヶ月	1/3炉心	0.284	小計	—	—	984体	3.112	195体	1.586	160体	0.424
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+30日	1/3炉心	0.381				合計	取出燃料体数 ^①	1,339体	崩壊熱	5.122MW				
定積再取出燃料3	30日	1/3炉心	1.826												
定積再取出燃料2	30日	1/3炉心	—												
定積再取出燃料1	30日	1/3炉心	—												
小計			3.373			1.370									
崩壊熱合計(MW)			4.743MW			(燃料体数:2,000体)									

*1：崩壊熱の合計は、四捨五入の関係で各々の発生熱量の合計とはならない場合がある。
 *2：3(4)号炉の使用済燃料ピットは1、2号炉と共用であり、崩壊熱が高めとなるように1、2号炉から運搬された使用済燃料から発生する崩壊熱を想定
 注1：大飯1～4号炉55、000MWh/燃料使用等に伴う原子力発電所変更許可申請（平成14年8月申請）安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件
 注2：大飯3/4号炉のSPの燃料保管容量は2、129体

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号炉使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																										
<p>(参考) 事象発生時のSFPの水温設定について</p> <p>使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水温は、実測値を踏まえ設定したものである。以下に、至近の燃料取出し完了後のSFPの水温の実測値を示す。</p> <p>○大飯3号炉 (単位：℃)</p> <table border="1" data-bbox="174 686 1034 833"> <thead> <tr> <th>定検回数 (燃料取出完了日)</th> <th>第13回 (H20.02.11)</th> <th>第14回 (H21.11.9)</th> <th>第15回 (H23.3.27)</th> <th>第16回 (H25.9.13)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Aエリア</td> <td>28.6</td> <td>36.5</td> <td>27.2</td> <td>43.3</td> </tr> <tr> <td>Bエリア</td> <td>28.1</td> <td>35.9</td> <td>26.7</td> <td>43.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>○大飯4号炉 (単位：℃)</p> <table border="1" data-bbox="174 885 1034 1032"> <thead> <tr> <th>定検回数 (燃料取出完了日)</th> <th>第12回 (H20.9.29)</th> <th>第13回 (H22.2.17)</th> <th>第14回 (H23.8.1)</th> <th>第15回 (H25.9.27)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Aエリア</td> <td>37.4</td> <td>33.2</td> <td>42.4</td> <td>39.5</td> </tr> <tr> <td>Bエリア</td> <td>37.1</td> <td>32.9</td> <td>42.1</td> <td>39.2</td> </tr> </tbody> </table>	定検回数 (燃料取出完了日)	第13回 (H20.02.11)	第14回 (H21.11.9)	第15回 (H23.3.27)	第16回 (H25.9.13)	Aエリア	28.6	36.5	27.2	43.3	Bエリア	28.1	35.9	26.7	43.0	定検回数 (燃料取出完了日)	第12回 (H20.9.29)	第13回 (H22.2.17)	第14回 (H23.8.1)	第15回 (H25.9.27)	Aエリア	37.4	33.2	42.4	39.5	Bエリア	37.1	32.9	42.1	39.2	<p>(参考) 事象発生時の使用済燃料ピットの初期水位、初期水温設定について</p> <p>使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水位、初期水温は、それぞれ実運用及び実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。</p> <p>(1) 初期水位 (NWL : T.P. 32.66m)</p> <p>初期水位は、水位低警報 (NWL-0.08m : T.P. 32.58m) を下回らないよう、通常は水位 NWL±0.05m を目安に管理運用している。よって、最適評価として初期水位を NWL に設定した。</p> <p>(2) 初期水温 (40℃)</p> <p>初期水温は、燃料取出し完了後の使用済燃料ピット水温の実測値に基づき設定した。至近の泊発電所における定検時の燃料取出し完了後～燃料装荷までの使用済燃料ピット水温実測値の最高値を以下に示す。</p> <p>表1 各号機の使用済燃料ピット水温 (運転中、定検中)</p> <p>a. 泊発電所3号機(定検中) (運転中(参考))</p> <table border="1" data-bbox="1070 734 1310 853"> <thead> <tr> <th>定検回数 (年度)</th> <th>1回 (2011)</th> <th>2回 (2012)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SFP水温</td> <td>21.8</td> <td>29.5</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1489 734 1877 853"> <thead> <tr> <th>年</th> <th>2009</th> <th>2010</th> <th>2011</th> <th>2012</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SFP水温</td> <td>25.1</td> <td>25.9</td> <td>26.3</td> <td>12.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 泊発電所1号機(定検中) (運転中(参考))</p> <table border="1" data-bbox="1070 933 1451 1029"> <thead> <tr> <th>定検回数 (年度)</th> <th>14回 (2007)</th> <th>15回 (2008)</th> <th>16回 (2009)</th> <th>17回 (2011)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SFP水温</td> <td>25.0</td> <td>35.0</td> <td>23.5</td> <td>31.8</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1489 933 1944 1029"> <thead> <tr> <th>年</th> <th>2007</th> <th>2008</th> <th>2009</th> <th>2010</th> <th>2011</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SFP水温</td> <td>31.5</td> <td>26.0</td> <td>27.5</td> <td>33.5</td> <td>15.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>c. 泊発電所2号機(定検中) (運転中(参考))</p> <table border="1" data-bbox="1070 1109 1451 1204"> <thead> <tr> <th>定検回数 (年度)</th> <th>13回 (2008)</th> <th>14回 (2009)</th> <th>15回 (2010)</th> <th>16回 (2011)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SFP水温</td> <td>31.5</td> <td>24.5</td> <td>29.0</td> <td>43.0</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1489 1109 1944 1204"> <thead> <tr> <th>年</th> <th>2007</th> <th>2008</th> <th>2009</th> <th>2010</th> <th>2011</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SFP水温</td> <td>29.0</td> <td>29.0</td> <td>30.0</td> <td>32.0</td> <td>29.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上に示すとおり、定検中の使用済燃料ピット水温の最高値は約 21℃～43℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 40℃に設定した。</p> <p>また、運転中の使用済燃料ピット水温の最高値は約 12℃～34℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 30℃に設定した。</p>	定検回数 (年度)	1回 (2011)	2回 (2012)	SFP水温	21.8	29.5	年	2009	2010	2011	2012	SFP水温	25.1	25.9	26.3	12.2	定検回数 (年度)	14回 (2007)	15回 (2008)	16回 (2009)	17回 (2011)	SFP水温	25.0	35.0	23.5	31.8	年	2007	2008	2009	2010	2011	SFP水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0	定検回数 (年度)	13回 (2008)	14回 (2009)	15回 (2010)	16回 (2011)	SFP水温	31.5	24.5	29.0	43.0	年	2007	2008	2009	2010	2011	SFP水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・想定事故1の初期水位は、泊は実運用を踏まえて通常水位 (NWL) に設定 (女川と同様) ・大飯は保守的な値として燃料頂部より7.38mとしており、実運用から初期水位を定めていない <p>記載表現の相違</p>
定検回数 (燃料取出完了日)	第13回 (H20.02.11)	第14回 (H21.11.9)	第15回 (H23.3.27)	第16回 (H25.9.13)																																																																																								
Aエリア	28.6	36.5	27.2	43.3																																																																																								
Bエリア	28.1	35.9	26.7	43.0																																																																																								
定検回数 (燃料取出完了日)	第12回 (H20.9.29)	第13回 (H22.2.17)	第14回 (H23.8.1)	第15回 (H25.9.27)																																																																																								
Aエリア	37.4	33.2	42.4	39.5																																																																																								
Bエリア	37.1	32.9	42.1	39.2																																																																																								
定検回数 (年度)	1回 (2011)	2回 (2012)																																																																																										
SFP水温	21.8	29.5																																																																																										
年	2009	2010	2011	2012																																																																																								
SFP水温	25.1	25.9	26.3	12.2																																																																																								
定検回数 (年度)	14回 (2007)	15回 (2008)	16回 (2009)	17回 (2011)																																																																																								
SFP水温	25.0	35.0	23.5	31.8																																																																																								
年	2007	2008	2009	2010	2011																																																																																							
SFP水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0																																																																																							
定検回数 (年度)	13回 (2008)	14回 (2009)	15回 (2010)	16回 (2011)																																																																																								
SFP水温	31.5	24.5	29.0	43.0																																																																																								
年	2007	2008	2009	2010	2011																																																																																							
SFP水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0																																																																																							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【該当する資料無し】</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.8</p> <p>3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別解析に見直した経緯及び見直しに伴う影響について</p> <p>泊3号炉の重大事故等対策の有効性評価において、当初申請では国内PWRにおいて代表性のある3ループ標準プラントデータ（以下、「3ループ標準値」という。）をベースとして用いた解析を実施していたが、今回、個別プラントの設計条件を用いた解析（以下、「個別解析」という。）へと見直したことから、解析条件を見直した経緯及びその影響について以下にまとめた。</p> <p>1. 解析条件を見直した経緯について</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊3号炉の原子炉設置変更許可申請時における重大事故等対策の有効性評価にあたっては、審査ガイド類に則って評価を行うことを前提としつつ、効率的な解析作業を進めることも念頭に置き、3ループ標準値を解析の入力条件として可能な限り活用した評価を行った。 <p>なお、一部の入力条件に3ループ標準値を採用することの妥当性確認については、平成26年1月28日の審査会合において説明済である。</p> <ul style="list-style-type: none"> その後、個別解析を実施する十分な時間が確保出来たことから、全事象において泊3号炉の個別プラントの設計条件を用いた解析を改めて実施した。 <p>2. 見直しに伴う影響について</p> <p>当初申請解析（3ループ標準値をベースとして使用）と個別解析との間で、解析条件の相違による双方の解析結果の差を以下のとおり確認した。</p> <p>なお、「原子炉停止機能喪失」については、当初申請解析と個別解析の間で解析結果に有意な影響を与えるパラメータである減速材温度係数を見直していることから、ここでの比較・考察の対象外とする。</p> <p>■解析条件の差が解析結果及び事象進展に及ぼす影響（別紙1、別紙2）</p> <p>①補助給水流量</p> <p>解析条件で両者の差が比較的大きい項目として「補助給水流量」が挙げられる。泊3号炉では、設備の合理化のため、リファレンスプラントと比較してタービン動補助給水ポンプの容量を低減している（別紙5）。このため、タービン動補助給水ポンプ1台による補助給水となる「全交流動力電源喪失」では、個別解析の方が蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向があるが、炉心の健全性に影響を及ぼすパラメータである「1次系保有水量」、「燃料被覆管温度」等はほぼ同様の挙動を示していることから、1次系からの除熱に必要な補助給水流量を確保出来ていることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">（別紙1-1（2/8）、別紙2-1（12/43）、（17/43））</p> <p>②ポンプの注入特性</p> <p>「余熱除去ポンプの注入特性」は、個別解析の方が高圧時の注入流量が若干多くなる特性となっている。これにより、「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」の「燃料被覆管温度」は、当初申請解析で</p>	<p>※泊は当初3ループ標準値を用いた解析を実施していたが、審査を踏まえて個別解析に見直したことから、その経緯、影響についてまとめた添付資料を作成（泊3号オリジナル）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>はごく短時間ではあるが燃料が露出するため燃料被覆管温度が初期値から上昇するが、個別解析では終始冠水しているため上昇しない。いずれも燃料被覆管温度は制限値に対して十分に低く問題ない。 （別紙1-1 (5/8)、別紙2-1 (33/43)）</p> <p>③CV関連パラメータ 「CV自由体積」は個別解析の方が若干小さく、「CV再循環ユニットの除熱特性」も若干低いため、「原子炉格納容器圧力」及び「原子炉格納容器雰囲気温度」が高めに推移する傾向となる。これにより、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過圧破損」及び「格納容器過温破損」の「原子炉格納容器圧力」及び「原子炉格納容器雰囲気温度」においては、CVの最高圧力・温度が異なってくるが、その差は小さい。（CV圧力・温度は個別解析の方が最大値で約0.025MPa[gage]（過圧破損）、約3℃高い（過温破損）） （別紙1-1 (3/8)、別紙1-2 (1/3)、(2/3)、別紙2-1 (20/43)、(21/43)、別紙2-2 (1/11)、(3/11)、(6/11)、(7/11)）</p> <p>④1次冷却材平均温度（初期） 電気出力向上のため、泊3号機（電気出力 912MWe）ではリファレンスプラントである伊方3号機（電気出力 890MWe）よりも原子炉容器出口温度を高く設定している。なお、原子炉容器出口温度の設定に当たっては、国内既設4ループ（325℃）を参考に、熱的裕度を確保し、燃料被覆管腐食制限等を逸脱しないような値として325.0℃と設定している。これに伴い、1次冷却材平均温度（初期）は3ループ標準値（302.3+2.2℃）に対して306.6+2.2℃と4.3℃高くなり、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。 （別紙1-1、別紙1-2）</p> <p>⑤その他の項目 その他の項目に関しては、解析条件の差が解析結果に与える影響は小さく、事象進展では細かい挙動の違いが見られるものもあるが、ほぼ同様の挙動となっている。 なお、解析条件に直接は関係がないものの、リファレンスプラントである伊方3号機と違い、泊3号機では55GWd/t+1/4MOXを設計ベースとしていることから、燃料取替用水ピットのほう素濃度増加による設備面でのデメリットを回避するためほう酸注入タンクを設置している。</p> <p>■評価項目に対する解析結果の比較（別紙3） ここでは重大事故等対策の有効性評価の各事故シーケンスグループ等における判断基準となる評価項目について、当初申請解析と個別解析の解析結果を一覧表にまとめた。 評価項目に対する解析結果で両者の差が比較的大きなものとして「原子炉格納容器圧力」が挙げられるが、これは主にCV自由体積及び格納容器再循環ユニットの除熱特性の差によるものである。個別解析の結果の方が圧力、温度ともにやや高めとなっているが、判断基準に対しては十分余裕があり、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はないことを確認した。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>その他の評価項目については、両者の差は小さく、また、判断基準に対して大きな余裕があることを確認した。</p> <p>■運転員等操作に対する解析結果の比較（別紙4）</p> <p>運転員等操作に対する解析結果は、いずれも事象発生からの経過時間に大きな差はなく、運転操作上の余裕の観点からも評価結果に大きな影響を与えていないことを確認した。</p> <p>以 上</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																								
解析条件の差が解析結果に及ぼす影響 （運転中の原子炉における重大事故） 別紙1-2 (1/3)																																																																																																																																																										
「費用気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）」（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故） （「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」も同じ）																																																																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>当初申請前</th> <th>個別前</th> <th>個別後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力（初期）</td> <td>2832 ± 1.00MW</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度（初期）</td> <td>332.3 ± 2.2°C</td> <td>326.4 ± 2.2°C</td> <td>1次冷却材平均温度は個別前の方が4.2°C高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心熱出力による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力（初期）</td> <td>15.41 ± 0.21MPa(gage)</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>2次側圧力（初期）</td> <td>5.32 ± 0.21MPa(gage)</td> <td>5.73 ± 0.21MPa(gage)</td> <td>2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気過熱炉の安全弁の自動作動時の熱負荷は非の作動設定に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。</td> </tr> <tr> <td>炉心貯蔵熱</td> <td>AES+ORIENT (UO₂+14MW炉心)</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次系体積（定熱時、S/G空融管10%プラグ）</td> <td>254m³</td> <td>273m³</td> <td>RCS体積は個別前の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心貯蔵熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>注圧水位</td> <td>65%保続</td> <td>65%保続</td> <td>注圧水位は個別前の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量（熱設計流量）</td> <td>60300m³/h</td> <td>60600m³/h</td> <td>熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>RCP型式</td> <td>30A</td> <td>1000</td> <td>型式差により、個別前の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>S/G型式</td> <td>52F</td> <td>54F</td> <td>S/G 2次側保水水量は個別前の方が7%大きく、初期保水水量の差による1次系の動熱能力への影響は小さい。解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>S/G 2次側保水水量</td> <td>431t/基</td> <td>520t/基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>注圧タンク（保水水量、保持圧力）</td> <td>29.0m³/基、4.0MPa(gage)</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>補給給水ポンプ（台数、流量）</td> <td>タービン動補給給水ポンプ1台 163m³/h（蒸気発生器2基合計）</td> <td>タービン動補給給水ポンプ1台 160m³/h（蒸気発生器2基合計）</td> <td>補給給水流量は個別前の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>CV自由体積</td> <td>4740m³</td> <td>6550m³</td> <td>CV自由体積は個別前の方が約3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシंक</td> <td>金属 コンタリット 約 1000t</td> <td>金属 コンタリット 約 1000t</td> <td>金属の体積は個別前の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>代替CVスプレイポンプ（台数、容量）</td> <td>1台、142m³/分</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>CV再循環ユニット（基数、動熱特性）</td> <td>2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）</td> <td>2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）</td> <td>再循環ユニットの動熱特性は個別前の方が高温領域ではやや遅いため、再循環管内自然対流冷却効果のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策</td> <td>代替CVスプレイ 炉心非燃焼時の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却（海水） 非燃焼時の30分後に開始</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> </tbody> </table>	項目	当初申請前	個別前	個別後	炉心熱出力（初期）	2832 ± 1.00MW	同左	相違なし	1次冷却材平均温度（初期）	332.3 ± 2.2°C	326.4 ± 2.2°C	1次冷却材平均温度は個別前の方が4.2°C高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心熱出力による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。	1次冷却材圧力（初期）	15.41 ± 0.21MPa(gage)	同左	相違なし	2次側圧力（初期）	5.32 ± 0.21MPa(gage)	5.73 ± 0.21MPa(gage)	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気過熱炉の安全弁の自動作動時の熱負荷は非の作動設定に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。	炉心貯蔵熱	AES+ORIENT (UO ₂ +14MW炉心)	同左	相違なし	1次系体積（定熱時、S/G空融管10%プラグ）	254m ³	273m ³	RCS体積は個別前の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心貯蔵熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。	注圧水位	65%保続	65%保続	注圧水位は個別前の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	1次冷却材流量（熱設計流量）	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。	RCP型式	30A	1000	型式差により、個別前の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	S/G型式	52F	54F	S/G 2次側保水水量は個別前の方が7%大きく、初期保水水量の差による1次系の動熱能力への影響は小さい。解析結果に及ぼす影響は小さい。	S/G 2次側保水水量	431t/基	520t/基		注圧タンク（保水水量、保持圧力）	29.0m ³ /基、4.0MPa(gage)	同左	相違なし	補給給水ポンプ（台数、流量）	タービン動補給給水ポンプ1台 163m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	タービン動補給給水ポンプ1台 160m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	補給給水流量は個別前の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	CV自由体積	4740m ³	6550m ³	CV自由体積は個別前の方が約3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。	ヒートシंक	金属 コンタリット 約 1000t	金属 コンタリット 約 1000t	金属の体積は個別前の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	代替CVスプレイポンプ（台数、容量）	1台、142m ³ /分	同左	相違なし	CV再循環ユニット（基数、動熱特性）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	再循環ユニットの動熱特性は個別前の方が高温領域ではやや遅いため、再循環管内自然対流冷却効果のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。	重大事故等対策	代替CVスプレイ 炉心非燃焼時の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却（海水） 非燃焼時の30分後に開始	同左	相違なし	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>当初申請前</th> <th>個別前</th> <th>個別後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力（初期）</td> <td>2832 ± 1.00MW</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度（初期）</td> <td>332.3 ± 2.2°C</td> <td>326.4 ± 2.2°C</td> <td>1次冷却材平均温度は個別前の方が4.2°C高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心熱出力による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力（初期）</td> <td>15.41 ± 0.21MPa(gage)</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>2次側圧力（初期）</td> <td>5.32 ± 0.21MPa(gage)</td> <td>5.73 ± 0.21MPa(gage)</td> <td>2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気過熱炉の安全弁の自動作動時の熱負荷は非の作動設定に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。</td> </tr> <tr> <td>炉心貯蔵熱</td> <td>AES+ORIENT (UO₂+14MW炉心)</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次系体積（定熱時、S/G空融管10%プラグ）</td> <td>254m³</td> <td>273m³</td> <td>RCS体積は個別前の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心貯蔵熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>注圧水位</td> <td>65%保続</td> <td>65%保続</td> <td>注圧水位は個別前の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量（熱設計流量）</td> <td>60300m³/h</td> <td>60600m³/h</td> <td>熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>RCP型式</td> <td>30A</td> <td>1000</td> <td>型式差により、個別前の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>S/G型式</td> <td>52F</td> <td>54F</td> <td>S/G 2次側保水水量は個別前の方が7%大きく、初期保水水量の差による1次系の動熱能力への影響は小さい。解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>S/G 2次側保水水量</td> <td>431t/基</td> <td>520t/基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>注圧タンク（保水水量、保持圧力）</td> <td>29.0m³/基、4.0MPa(gage)</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>補給給水ポンプ（台数、流量）</td> <td>タービン動補給給水ポンプ1台 163m³/h（蒸気発生器2基合計）</td> <td>タービン動補給給水ポンプ1台 160m³/h（蒸気発生器2基合計）</td> <td>補給給水流量は個別前の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>CV自由体積</td> <td>4740m³</td> <td>6550m³</td> <td>CV自由体積は個別前の方が約3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシंक</td> <td>金属 コンタリット 約 1000t</td> <td>金属 コンタリット 約 1000t</td> <td>金属の体積は個別前の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>代替CVスプレイポンプ（台数、容量）</td> <td>1台、142m³/分</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>CV再循環ユニット（基数、動熱特性）</td> <td>2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）</td> <td>2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）</td> <td>再循環ユニットの動熱特性は個別前の方が高温領域ではやや遅いため、再循環管内自然対流冷却効果のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策</td> <td>代替CVスプレイ 炉心非燃焼時の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却（海水） 非燃焼時の30分後に開始</td> <td>同左</td> <td>相違なし</td> </tr> </tbody> </table>	項目	当初申請前	個別前	個別後	炉心熱出力（初期）	2832 ± 1.00MW	同左	相違なし	1次冷却材平均温度（初期）	332.3 ± 2.2°C	326.4 ± 2.2°C	1次冷却材平均温度は個別前の方が4.2°C高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心熱出力による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。	1次冷却材圧力（初期）	15.41 ± 0.21MPa(gage)	同左	相違なし	2次側圧力（初期）	5.32 ± 0.21MPa(gage)	5.73 ± 0.21MPa(gage)	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気過熱炉の安全弁の自動作動時の熱負荷は非の作動設定に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。	炉心貯蔵熱	AES+ORIENT (UO ₂ +14MW炉心)	同左	相違なし	1次系体積（定熱時、S/G空融管10%プラグ）	254m ³	273m ³	RCS体積は個別前の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心貯蔵熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。	注圧水位	65%保続	65%保続	注圧水位は個別前の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	1次冷却材流量（熱設計流量）	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。	RCP型式	30A	1000	型式差により、個別前の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	S/G型式	52F	54F	S/G 2次側保水水量は個別前の方が7%大きく、初期保水水量の差による1次系の動熱能力への影響は小さい。解析結果に及ぼす影響は小さい。	S/G 2次側保水水量	431t/基	520t/基		注圧タンク（保水水量、保持圧力）	29.0m ³ /基、4.0MPa(gage)	同左	相違なし	補給給水ポンプ（台数、流量）	タービン動補給給水ポンプ1台 163m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	タービン動補給給水ポンプ1台 160m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	補給給水流量は個別前の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	CV自由体積	4740m ³	6550m ³	CV自由体積は個別前の方が約3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。	ヒートシंक	金属 コンタリット 約 1000t	金属 コンタリット 約 1000t	金属の体積は個別前の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。	代替CVスプレイポンプ（台数、容量）	1台、142m ³ /分	同左	相違なし	CV再循環ユニット（基数、動熱特性）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	再循環ユニットの動熱特性は個別前の方が高温領域ではやや遅いため、再循環管内自然対流冷却効果のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。	重大事故等対策	代替CVスプレイ 炉心非燃焼時の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却（海水） 非燃焼時の30分後に開始	同左	相違なし	<p>相違理由</p>
項目	当初申請前	個別前	個別後																																																																																																																																																							
炉心熱出力（初期）	2832 ± 1.00MW	同左	相違なし																																																																																																																																																							
1次冷却材平均温度（初期）	332.3 ± 2.2°C	326.4 ± 2.2°C	1次冷却材平均温度は個別前の方が4.2°C高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心熱出力による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
1次冷却材圧力（初期）	15.41 ± 0.21MPa(gage)	同左	相違なし																																																																																																																																																							
2次側圧力（初期）	5.32 ± 0.21MPa(gage)	5.73 ± 0.21MPa(gage)	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気過熱炉の安全弁の自動作動時の熱負荷は非の作動設定に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。																																																																																																																																																							
炉心貯蔵熱	AES+ORIENT (UO ₂ +14MW炉心)	同左	相違なし																																																																																																																																																							
1次系体積（定熱時、S/G空融管10%プラグ）	254m ³	273m ³	RCS体積は個別前の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心貯蔵熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
注圧水位	65%保続	65%保続	注圧水位は個別前の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
1次冷却材流量（熱設計流量）	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
RCP型式	30A	1000	型式差により、個別前の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
S/G型式	52F	54F	S/G 2次側保水水量は個別前の方が7%大きく、初期保水水量の差による1次系の動熱能力への影響は小さい。解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
S/G 2次側保水水量	431t/基	520t/基																																																																																																																																																								
注圧タンク（保水水量、保持圧力）	29.0m ³ /基、4.0MPa(gage)	同左	相違なし																																																																																																																																																							
補給給水ポンプ（台数、流量）	タービン動補給給水ポンプ1台 163m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	タービン動補給給水ポンプ1台 160m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	補給給水流量は個別前の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
CV自由体積	4740m ³	6550m ³	CV自由体積は個別前の方が約3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。																																																																																																																																																							
ヒートシंक	金属 コンタリット 約 1000t	金属 コンタリット 約 1000t	金属の体積は個別前の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
代替CVスプレイポンプ（台数、容量）	1台、142m ³ /分	同左	相違なし																																																																																																																																																							
CV再循環ユニット（基数、動熱特性）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	再循環ユニットの動熱特性は個別前の方が高温領域ではやや遅いため、再循環管内自然対流冷却効果のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。																																																																																																																																																							
重大事故等対策	代替CVスプレイ 炉心非燃焼時の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却（海水） 非燃焼時の30分後に開始	同左	相違なし																																																																																																																																																							
項目	当初申請前	個別前	個別後																																																																																																																																																							
炉心熱出力（初期）	2832 ± 1.00MW	同左	相違なし																																																																																																																																																							
1次冷却材平均温度（初期）	332.3 ± 2.2°C	326.4 ± 2.2°C	1次冷却材平均温度は個別前の方が4.2°C高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心熱出力による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
1次冷却材圧力（初期）	15.41 ± 0.21MPa(gage)	同左	相違なし																																																																																																																																																							
2次側圧力（初期）	5.32 ± 0.21MPa(gage)	5.73 ± 0.21MPa(gage)	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気過熱炉の安全弁の自動作動時の熱負荷は非の作動設定に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。																																																																																																																																																							
炉心貯蔵熱	AES+ORIENT (UO ₂ +14MW炉心)	同左	相違なし																																																																																																																																																							
1次系体積（定熱時、S/G空融管10%プラグ）	254m ³	273m ³	RCS体積は個別前の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心貯蔵熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
注圧水位	65%保続	65%保続	注圧水位は個別前の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
1次冷却材流量（熱設計流量）	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
RCP型式	30A	1000	型式差により、個別前の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
S/G型式	52F	54F	S/G 2次側保水水量は個別前の方が7%大きく、初期保水水量の差による1次系の動熱能力への影響は小さい。解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
S/G 2次側保水水量	431t/基	520t/基																																																																																																																																																								
注圧タンク（保水水量、保持圧力）	29.0m ³ /基、4.0MPa(gage)	同左	相違なし																																																																																																																																																							
補給給水ポンプ（台数、流量）	タービン動補給給水ポンプ1台 163m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	タービン動補給給水ポンプ1台 160m ³ /h（蒸気発生器2基合計）	補給給水流量は個別前の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
CV自由体積	4740m ³	6550m ³	CV自由体積は個別前の方が約3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。																																																																																																																																																							
ヒートシंक	金属 コンタリット 約 1000t	金属 コンタリット 約 1000t	金属の体積は個別前の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。																																																																																																																																																							
代替CVスプレイポンプ（台数、容量）	1台、142m ³ /分	同左	相違なし																																																																																																																																																							
CV再循環ユニット（基数、動熱特性）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	2基（1基当たり130°C～約155°C、約3.1MPa～約5.5MPa）	再循環ユニットの動熱特性は個別前の方が高温領域ではやや遅いため、再循環管内自然対流冷却効果のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請前と個別前を比較した結果、CV圧力・温度が保続値を満足することを確認した。																																																																																																																																																							
重大事故等対策	代替CVスプレイ 炉心非燃焼時の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却（海水） 非燃焼時の30分後に開始	同左	相違なし																																																																																																																																																							
<p>■ 当初申請前とのパラメータの相違点 ■ 相違点のうち、事業進展に影響を与えるパラメータ ■ 相違点のうち、事業進展に影響を与えないパラメータ</p>																																																																																																																																																										
<p>【以降、同様の表が続くため比較表では省略】</p>																																																																																																																																																										

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

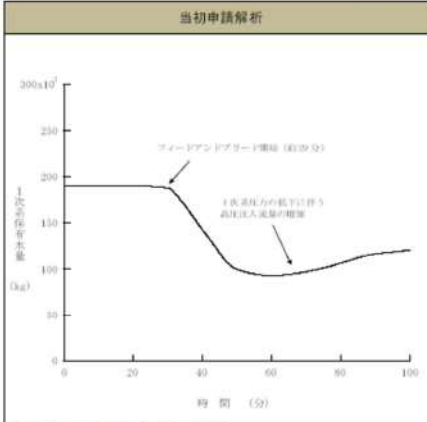
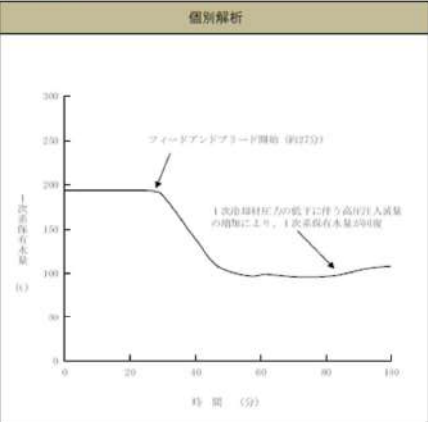
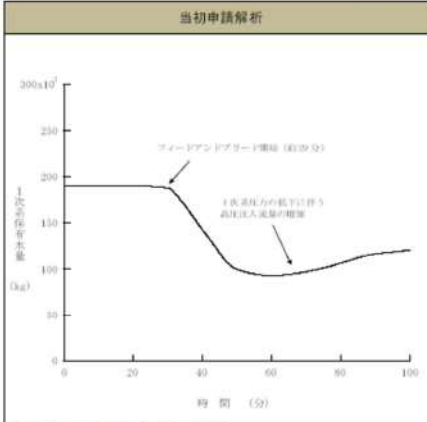
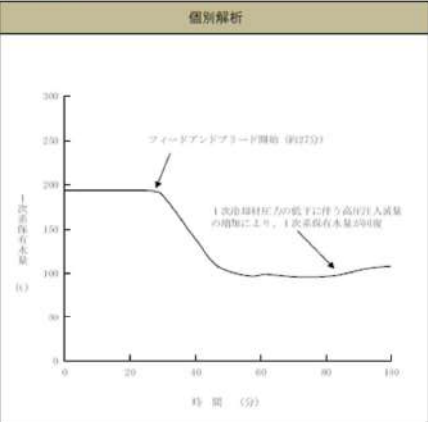
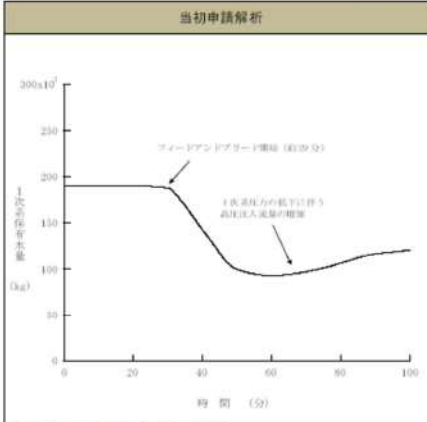
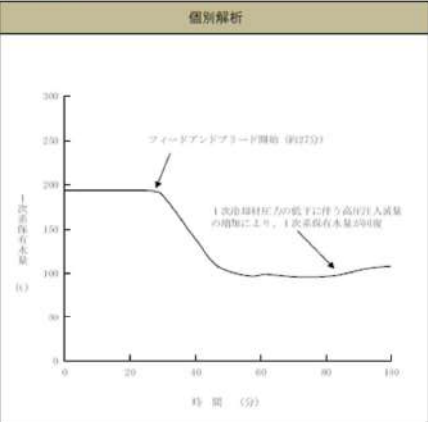
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																												
	<p style="text-align: right;">別紙 1-3 (1/2)</p> <p style="text-align: center;">解析条件の差が解析結果に及ぼす影響 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <p>「前加熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能が喪失する事故） （「全交流動力電源喪失」（燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉種別冷却機能が喪失する事故）も同じ）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>当炉仕様値</th> <th>他炉仕様</th> <th>解析条件の差が解析結果に及ぼす影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止後の時間</td> <td>55時間</td> <td>72時間</td> <td>原子炉停止後の時間は他炉仕様の方が17時間長く（種別熱容量が小さくなるため、1次冷却材の減衰量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材最高温度（初期）</td> <td>97℃</td> <td>97℃</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力（初期）</td> <td>大気圧</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>炉心炉壁熱</td> <td>465(+08)kW (00+14800炉心)</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材水位（初期）</td> <td>原子炉管線出入口 ノズルセンサー+90mm</td> <td>原子炉管線出入口 ノズルセンサー+100mm</td> <td>1次冷却材水位は他炉仕様の方が20mm高いが、保水水量の差は1%程度であるため、解析結果への影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次高圧口部</td> <td>加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖</td> <td>加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖</td> <td>閉鎖されている加圧減ペント弁の信頼性は他炉仕様の方が低いがないが、加圧減安全弁3個の合計の容量に比べる上から、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>2次高圧口部</td> <td>2次高圧からの冷却なし</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>代替CVSスプレイポンプ（仕様、流量）</td> <td>1台、30m³/h</td> <td>1台、29m³/h</td> <td>代替種別容量スプレイポンプの注水量は他炉仕様の方が9%少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>重大事象発生時</td> <td>代替炉心注水 事象発生後の50分後に開始</td> <td>代替炉心注水 事象発生後の60分後に開始</td> <td>重大事象発生時、他炉仕様の方が代替炉心注水の開始時間が10分遅いが、1次高圧保水量は十分に確保されるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> </tbody> </table> <p> 当炉仕様値とのパラメータの相違点 相違があるパラメータのうち、事故進展に有意な影響を与えるパラメータ </p>	項目	当炉仕様値	他炉仕様	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響	原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は他炉仕様の方が17時間長く（種別熱容量が小さくなるため、1次冷却材の減衰量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。）	1次冷却材最高温度（初期）	97℃	97℃	相違なし	1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気圧	相違なし	炉心炉壁熱	465(+08)kW (00+14800炉心)	9気圧	相違なし	1次冷却材水位（初期）	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+90mm	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+100mm	1次冷却材水位は他炉仕様の方が20mm高いが、保水水量の差は1%程度であるため、解析結果への影響は小さい。	1次高圧口部	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	閉鎖されている加圧減ペント弁の信頼性は他炉仕様の方が低いがないが、加圧減安全弁3個の合計の容量に比べる上から、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	2次高圧口部	2次高圧からの冷却なし	9気圧	相違なし	代替CVSスプレイポンプ（仕様、流量）	1台、30m ³ /h	1台、29m ³ /h	代替種別容量スプレイポンプの注水量は他炉仕様の方が9%少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	重大事象発生時	代替炉心注水 事象発生後の50分後に開始	代替炉心注水 事象発生後の60分後に開始	重大事象発生時、他炉仕様の方が代替炉心注水の開始時間が10分遅いが、1次高圧保水量は十分に確保されるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。					
項目	当炉仕様値	他炉仕様	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響																																											
原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は他炉仕様の方が17時間長く（種別熱容量が小さくなるため、1次冷却材の減衰量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。）																																											
1次冷却材最高温度（初期）	97℃	97℃	相違なし																																											
1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気圧	相違なし																																											
炉心炉壁熱	465(+08)kW (00+14800炉心)	9気圧	相違なし																																											
1次冷却材水位（初期）	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+90mm	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+100mm	1次冷却材水位は他炉仕様の方が20mm高いが、保水水量の差は1%程度であるため、解析結果への影響は小さい。																																											
1次高圧口部	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	閉鎖されている加圧減ペント弁の信頼性は他炉仕様の方が低いがないが、加圧減安全弁3個の合計の容量に比べる上から、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
2次高圧口部	2次高圧からの冷却なし	9気圧	相違なし																																											
代替CVSスプレイポンプ（仕様、流量）	1台、30m ³ /h	1台、29m ³ /h	代替種別容量スプレイポンプの注水量は他炉仕様の方が9%少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
重大事象発生時	代替炉心注水 事象発生後の50分後に開始	代替炉心注水 事象発生後の60分後に開始	重大事象発生時、他炉仕様の方が代替炉心注水の開始時間が10分遅いが、1次高圧保水量は十分に確保されるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
	<p style="text-align: right;">別紙 1-3 (2/2)</p> <p style="text-align: center;">解析条件の差が解析結果に及ぼす影響 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <p>「原子炉冷却材の流出」（燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧カバウンダリ機能が喪失する事故）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>当炉仕様値</th> <th>他炉仕様</th> <th>解析条件の差が解析結果に及ぼす影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止後の時間</td> <td>55時間</td> <td>72時間</td> <td>原子炉停止後の時間は他炉仕様の方が17時間長く（種別熱容量が小さくなるため、1次冷却材の減衰量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材最高温度（初期）</td> <td>97℃</td> <td>97℃</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力（初期）</td> <td>大気圧</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>炉心炉壁熱</td> <td>465(+08)kW (00+14800炉心)</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材水位（初期）</td> <td>原子炉管線出入口 ノズルセンサー+90mm</td> <td>原子炉管線出入口 ノズルセンサー+100mm</td> <td>1次冷却材水位は他炉仕様の方が20mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次高圧口部</td> <td>加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖</td> <td>加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖</td> <td>閉鎖されている加圧減ペント弁の信頼性は他炉仕様の方が低いがないが、加圧減安全弁3個の合計の容量に比べる上から、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>2次高圧口部</td> <td>2次高圧からの冷却なし</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> <tr> <td>売上ポンプ（仕様、流量）</td> <td>1台、21m³/h</td> <td>1台、29m³/h</td> <td>売上ポンプの注水量は他炉仕様の方が30%少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材の流出流量</td> <td>230m³/h</td> <td>400m³/h</td> <td>1次冷却材の流出流量は他炉仕様の方が26%高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>重大事象発生時</td> <td>代替炉心注水 余熱除去ポンプ停止の20分後に開始</td> <td>9気圧</td> <td>相違なし</td> </tr> </tbody> </table> <p> 当炉仕様値とのパラメータの相違点 相違があるパラメータのうち、事故進展に有意な影響を与えるパラメータ </p>	項目	当炉仕様値	他炉仕様	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響	原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は他炉仕様の方が17時間長く（種別熱容量が小さくなるため、1次冷却材の減衰量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。）	1次冷却材最高温度（初期）	97℃	97℃	相違なし	1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気圧	相違なし	炉心炉壁熱	465(+08)kW (00+14800炉心)	9気圧	相違なし	1次冷却材水位（初期）	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+90mm	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+100mm	1次冷却材水位は他炉仕様の方が20mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	1次高圧口部	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	閉鎖されている加圧減ペント弁の信頼性は他炉仕様の方が低いがないが、加圧減安全弁3個の合計の容量に比べる上から、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	2次高圧口部	2次高圧からの冷却なし	9気圧	相違なし	売上ポンプ（仕様、流量）	1台、21m ³ /h	1台、29m ³ /h	売上ポンプの注水量は他炉仕様の方が30%少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	1次冷却材の流出流量	230m ³ /h	400m ³ /h	1次冷却材の流出流量は他炉仕様の方が26%高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	重大事象発生時	代替炉心注水 余熱除去ポンプ停止の20分後に開始	9気圧	相違なし	
項目	当炉仕様値	他炉仕様	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響																																											
原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は他炉仕様の方が17時間長く（種別熱容量が小さくなるため、1次冷却材の減衰量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。）																																											
1次冷却材最高温度（初期）	97℃	97℃	相違なし																																											
1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気圧	相違なし																																											
炉心炉壁熱	465(+08)kW (00+14800炉心)	9気圧	相違なし																																											
1次冷却材水位（初期）	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+90mm	原子炉管線出入口 ノズルセンサー+100mm	1次冷却材水位は他炉仕様の方が20mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
1次高圧口部	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	加圧減安全弁2個取り付し、 加圧減ペント弁1個閉鎖	閉鎖されている加圧減ペント弁の信頼性は他炉仕様の方が低いがないが、加圧減安全弁3個の合計の容量に比べる上から、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
2次高圧口部	2次高圧からの冷却なし	9気圧	相違なし																																											
売上ポンプ（仕様、流量）	1台、21m ³ /h	1台、29m ³ /h	売上ポンプの注水量は他炉仕様の方が30%少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
1次冷却材の流出流量	230m ³ /h	400m ³ /h	1次冷却材の流出流量は他炉仕様の方が26%高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
重大事象発生時	代替炉心注水 余熱除去ポンプ停止の20分後に開始	9気圧	相違なし																																											

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

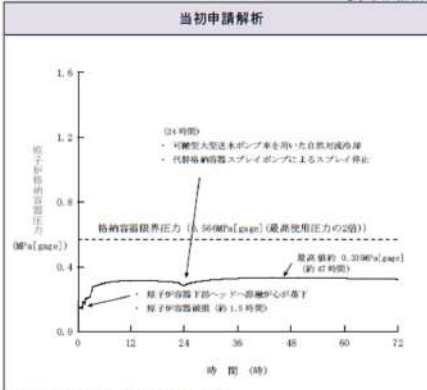
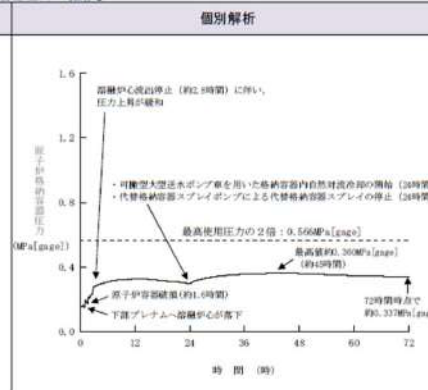
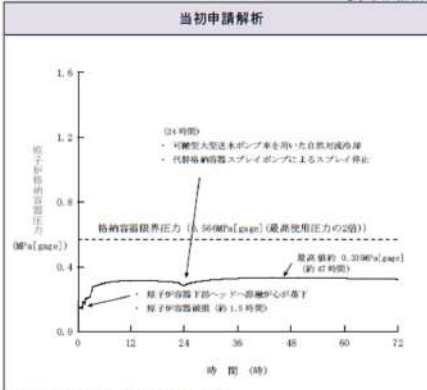
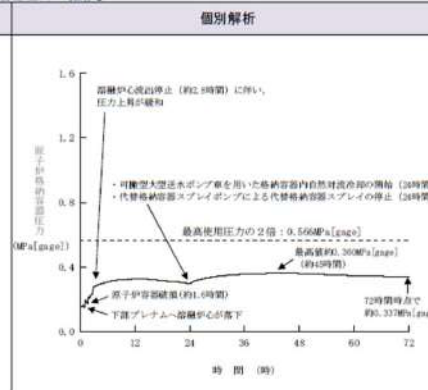
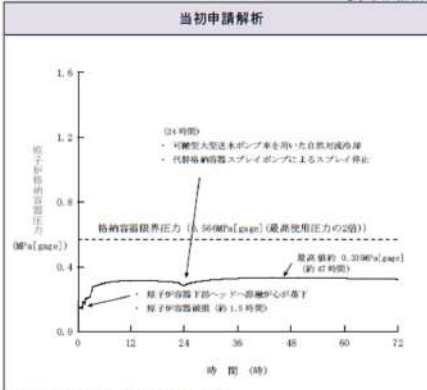
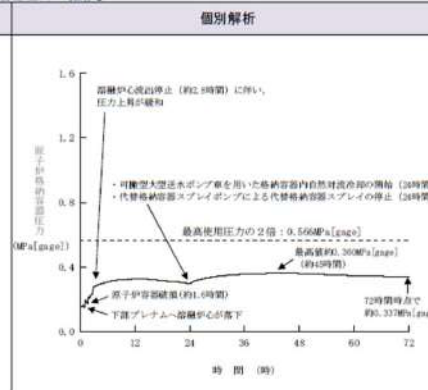
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
	<p style="text-align: right;">別紙2-1 (1/43)</p> <p style="text-align: center;">事象進展の比較 （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p style="text-align: center;">【1次系保有水量の推移】</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">当初申請解析</th> <th style="width: 50%;">個別解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">  </td> <td style="text-align: center;">  </td> </tr> </tbody> </table> <p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p> <p style="text-align: center;">【以降、同様の表が続くため比較表では省略】</p>	当初申請解析	個別解析			
当初申請解析	個別解析					
						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

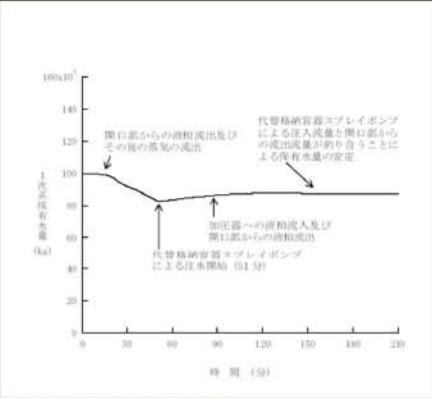
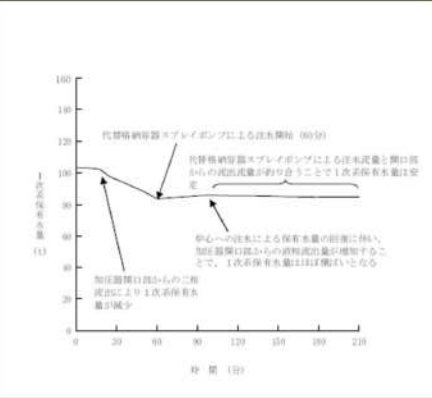
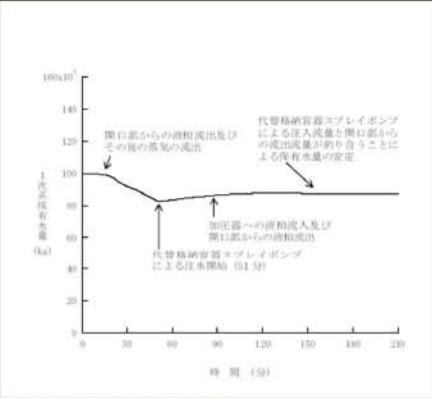
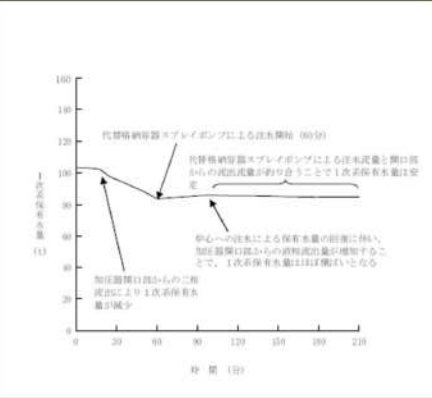
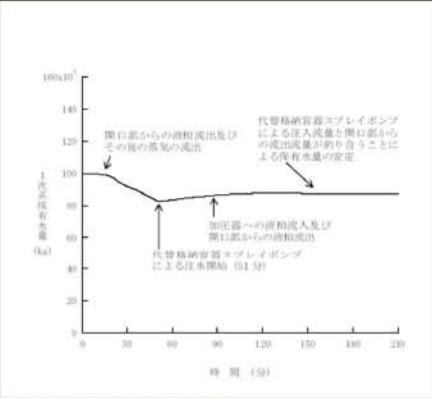
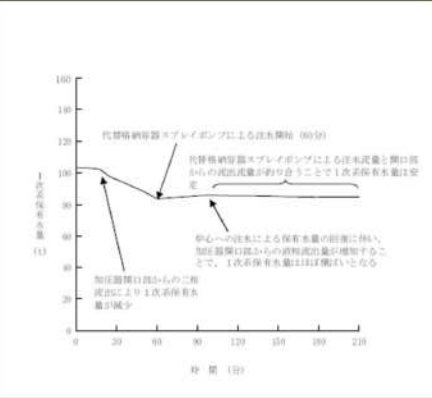
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
	<p style="text-align: center;"> 事象進展の比較 （運転中の原子炉における重大事故） 別紙2-2（1/11） </p> <p> 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用 熔融炉心・コンクリート相互作用 </p> <p style="text-align: center;">【原子炉格納容器圧力の推移】</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">当初申請解析</th> <th style="width: 50%;">個別解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1075 279 1500 670">  </td> <td data-bbox="1500 279 1926 670">  </td> </tr> </tbody> </table> <p>【当初申請解析と個別解析の差異】 最高値が個別解析の方が約0.025MPa[gage]高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。</p>	当初申請解析	個別解析			
当初申請解析	個別解析					
						
【以降、同様の表が続くため比較表では省略】						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
	<p style="text-align: center;">事象進展の比較 （運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故） 別紙2-3（1/6）</p> <p>崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 全交流動力電源喪失</p> <p style="text-align: center;">【1次系保有水量の推移】</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%; text-align: center;">当初申請解析</th> <th style="width: 50%; text-align: center;">個別解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">  </td> <td style="text-align: center;">  </td> </tr> <tr> <td colspan="2"> <p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">【以降、同様の表が続くため比較表では省略】</p>	当初申請解析	個別解析			<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p>		
当初申請解析	個別解析							
								
<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p>								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直し経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																										
評価項目に対する解析結果の比較 （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故） 別紙3（1/3）																																																																																																																																																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left;">事故シナリオ グループ</th> <th style="text-align: left;">重要事故シナリオ</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">解析結果</th> <th style="text-align: left;">評価項目</th> <th style="text-align: left;">当初申請解析と個別解析との結果比較</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">当初申請解析</th> <th style="text-align: center;">個別解析</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">2次冷却系 からの 漏れ機能喪失</td> <td rowspan="2">主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</td> <td>約16.7MPa[case]</td> <td>約16.7MPa[case]</td> <td>≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全交流動力 電源喪失</td> <td rowspan="2">外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能の喪失及びRPSシールドLOAが発生する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納 容器機能喪失</td> <td rowspan="2">外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>約0.34MPa[case]</td> <td>約0.36MPa[case]</td> <td>≤0.56MPa[case] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器の 再循環機能喪失</td> <td rowspan="2">大破断LOA時に信任再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器最高温度</td> <td>約132℃</td> <td>約135℃</td> <td>≤200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉 停止機能喪失</td> <td rowspan="2">主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</td> <td>約19.4MPa[case] (MFC-150cm/℃)</td> <td>約18.6MPa[case] (MFC-150cm/℃)</td> <td>≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>約731℃ (4インチ破断)</td> <td>約682℃ (4インチ破断)</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ECCS 注水機能喪失</td> <td rowspan="2">中破断LOA時に高圧注入機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>約731℃ (4インチ破断)</td> <td>約682℃ (4インチ破断)</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>約170℃</td> <td>約147℃ (MAPは31.00Aへの適用性が低いため30Aの結果を参照した場合、約104℃)</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ECCS 再循環機能喪失</td> <td rowspan="2">大破断LOA時に信任再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器 バイパス</td> <td rowspan="2">インターフェイスシステムLOA 異常発生時に熱電破損時に破断制炭発生時の試験に失敗する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ グループ	重要事故シナリオ	解析結果		評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較			項目	当初申請解析	個別解析			2次冷却系 からの 漏れ機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約16.7MPa[case]	約16.7MPa[case]	≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)	全交流動力 電源喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能の喪失及びRPSシールドLOAが発生する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	原子炉格納 容器機能喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器圧力	約0.34MPa[case]	約0.36MPa[case]	≤0.56MPa[case] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)	原子炉格納容器の 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器最高温度	約132℃	約135℃	≤200℃	原子炉 停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約19.4MPa[case] (MFC-150cm/℃)	約18.6MPa[case] (MFC-150cm/℃)	≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)	燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃	ECCS 注水機能喪失	中破断LOA時に高圧注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃	原子炉格納容器温度	約170℃	約147℃ (MAPは31.00Aへの適用性が低いため30Aの結果を参照した場合、約104℃)	≤1200℃	ECCS 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	格納容器 バイパス	インターフェイスシステムLOA 異常発生時に熱電破損時に破断制炭発生時の試験に失敗する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left;">事故シナリオ グループ</th> <th style="text-align: left;">重要事故シナリオ</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">解析結果</th> <th style="text-align: left;">評価項目</th> <th style="text-align: left;">当初申請解析と個別解析との結果比較</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">当初申請解析</th> <th style="text-align: center;">個別解析</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">2次冷却系 からの 漏れ機能喪失</td> <td rowspan="2">主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</td> <td>約16.7MPa[case]</td> <td>約16.7MPa[case]</td> <td>≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全交流動力 電源喪失</td> <td rowspan="2">外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能の喪失及びRPSシールドLOAが発生する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納 容器機能喪失</td> <td rowspan="2">外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>約0.34MPa[case]</td> <td>約0.36MPa[case]</td> <td>≤0.56MPa[case] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器の 再循環機能喪失</td> <td rowspan="2">大破断LOA時に信任再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器最高温度</td> <td>約132℃</td> <td>約135℃</td> <td>≤200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉 停止機能喪失</td> <td rowspan="2">主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</td> <td>約19.4MPa[case] (MFC-150cm/℃)</td> <td>約18.6MPa[case] (MFC-150cm/℃)</td> <td>≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>約731℃ (4インチ破断)</td> <td>約682℃ (4インチ破断)</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ECCS 注水機能喪失</td> <td rowspan="2">中破断LOA時に高圧注入機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>約731℃ (4インチ破断)</td> <td>約682℃ (4インチ破断)</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>約170℃</td> <td>約147℃ (MAPは31.00Aへの適用性が低いため30Aの結果を参照した場合、約104℃)</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ECCS 再循環機能喪失</td> <td rowspan="2">大破断LOA時に信任再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器 バイパス</td> <td rowspan="2">インターフェイスシステムLOA 異常発生時に熱電破損時に破断制炭発生時の試験に失敗する事故</td> <td>燃料被覆管 温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td rowspan="2">≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器温度</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ グループ	重要事故シナリオ	解析結果		評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較			項目	当初申請解析	個別解析			2次冷却系 からの 漏れ機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約16.7MPa[case]	約16.7MPa[case]	≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)	全交流動力 電源喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能の喪失及びRPSシールドLOAが発生する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	原子炉格納 容器機能喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器圧力	約0.34MPa[case]	約0.36MPa[case]	≤0.56MPa[case] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)	原子炉格納容器の 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器最高温度	約132℃	約135℃	≤200℃	原子炉 停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約19.4MPa[case] (MFC-150cm/℃)	約18.6MPa[case] (MFC-150cm/℃)	≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)	燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃	ECCS 注水機能喪失	中破断LOA時に高圧注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃	原子炉格納容器温度	約170℃	約147℃ (MAPは31.00Aへの適用性が低いため30Aの結果を参照した場合、約104℃)	≤1200℃	ECCS 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	格納容器 バイパス	インターフェイスシステムLOA 異常発生時に熱電破損時に破断制炭発生時の試験に失敗する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。	原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	
事故シナリオ グループ	重要事故シナリオ	解析結果		評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較																																																																																																																																																																																							
		項目	当初申請解析	個別解析																																																																																																																																																																																								
2次冷却系 からの 漏れ機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約16.7MPa[case]	約16.7MPa[case]		≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)																																																																																																																																																																																						
全交流動力 電源喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能の喪失及びRPSシールドLOAが発生する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下		≤1200℃																																																																																																																																																																																						
原子炉格納 容器機能喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器圧力	約0.34MPa[case]	約0.36MPa[case]		≤0.56MPa[case] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)																																																																																																																																																																																						
原子炉格納容器の 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器最高温度	約132℃	約135℃		≤200℃																																																																																																																																																																																						
原子炉 停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約19.4MPa[case] (MFC-150cm/℃)	約18.6MPa[case] (MFC-150cm/℃)	≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)																																																																																																																																																																																							
		燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃																																																																																																																																																																																							
ECCS 注水機能喪失	中破断LOA時に高圧注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	約170℃	約147℃ (MAPは31.00Aへの適用性が低いため30Aの結果を参照した場合、約104℃)	≤1200℃																																																																																																																																																																																							
ECCS 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下		≤1200℃																																																																																																																																																																																						
格納容器 バイパス	インターフェイスシステムLOA 異常発生時に熱電破損時に破断制炭発生時の試験に失敗する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下		≤1200℃																																																																																																																																																																																						
事故シナリオ グループ	重要事故シナリオ	解析結果		評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較																																																																																																																																																																																							
		項目	当初申請解析	個別解析																																																																																																																																																																																								
2次冷却系 からの 漏れ機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約16.7MPa[case]	約16.7MPa[case]		≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)																																																																																																																																																																																						
全交流動力 電源喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能の喪失及びRPSシールドLOAが発生する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下		≤1200℃																																																																																																																																																																																						
原子炉格納 容器機能喪失	外置電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉格納容器機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器圧力	約0.34MPa[case]	約0.36MPa[case]		≤0.56MPa[case] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)																																																																																																																																																																																						
原子炉格納容器の 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器最高温度	約132℃	約135℃		≤200℃																																																																																																																																																																																						
原子炉 停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約19.4MPa[case] (MFC-150cm/℃)	約18.6MPa[case] (MFC-150cm/℃)	≤20.592MPa[case] (最高使用圧力の1.2倍)																																																																																																																																																																																							
		燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃																																																																																																																																																																																							
ECCS 注水機能喪失	中破断LOA時に高圧注入機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	約731℃ (4インチ破断)	約682℃ (4インチ破断)	≤1200℃																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	約170℃	約147℃ (MAPは31.00Aへの適用性が低いため30Aの結果を参照した場合、約104℃)	≤1200℃																																																																																																																																																																																							
ECCS 再循環機能喪失	大破断LOA時に信任再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下		≤1200℃																																																																																																																																																																																						
格納容器 バイパス	インターフェイスシステムLOA 異常発生時に熱電破損時に破断制炭発生時の試験に失敗する事故	燃料被覆管 温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃ 1次冷却水量の補給は両者は同等である。冷却水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。																																																																																																																																																																																							
		原子炉格納容器温度	初期値以下	初期値以下		≤1200℃																																																																																																																																																																																						
<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content;"> 】 当初申請解析との相違箇所 </div>																																																																																																																																																																																												
【以降、同様の表が続くため比較表では省略】																																																																																																																																																																																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
	<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p style="text-align: center;">タービン動補助給水ポンプ容量の合理化について</p> <p>従来、三菱 PWR の補助給水系の各ポンプの容量設定は下記条件をもとに行っていた。</p> <table border="1" data-bbox="1066 344 1955 727"> <thead> <tr> <th></th> <th>ポンプ容量設定条件</th> <th>リファレンスプラント (伊方3号機)の容量 (1台あたり)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)</td> <td>主給水流量喪失時に M/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に 2 台で事象対応が可能な容量</td> <td>80m³/hr</td> </tr> <tr> <td>タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)</td> <td>M/D-AFWP を上回る容量 (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)</td> <td>160m³/hr</td> </tr> </tbody> </table> <p>一方で、泊3号機の補助給水系の各ポンプについては、従来の考え方を変更して容量設定条件を下記のとおり行っている。なお、安全設計審査指針では主給水管破断時に動的機器の単一故障を想定することが求められており、考え方の変更後もこの要求を逸脱することはない。</p> <table border="1" data-bbox="1066 855 1955 1313"> <thead> <tr> <th></th> <th>ポンプ容量設定条件</th> <th>泊3号機の容量 (1台あたり)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)</td> <td>同上</td> <td>80m³/hr</td> </tr> <tr> <td>タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)</td> <td>主給水流量喪失時に T/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に <u>M/D-AFWP1 台との組み合わせ</u>で事象対応が可能 (M/D-AFWP と同容量) (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)</td> <td>80m³/hr</td> </tr> </tbody> </table> <p>この考え方の変更により、リファレンスプラントである伊方3号機では T/D-AFWP の容量が 160 m³/hr であるのに対し、泊3号機では 80m³/hr と半分の容量に合理化を行っている。</p>		ポンプ容量設定条件	リファレンスプラント (伊方3号機)の容量 (1台あたり)	電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	主給水流量喪失時に M/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に 2 台で事象対応が可能な容量	80m ³ /hr	タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)	M/D-AFWP を上回る容量 (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)	160m ³ /hr		ポンプ容量設定条件	泊3号機の容量 (1台あたり)	電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	同上	80m ³ /hr	タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)	主給水流量喪失時に T/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に <u>M/D-AFWP1 台との組み合わせ</u> で事象対応が可能 (M/D-AFWP と同容量) (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)	80m ³ /hr	
	ポンプ容量設定条件	リファレンスプラント (伊方3号機)の容量 (1台あたり)																		
電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	主給水流量喪失時に M/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に 2 台で事象対応が可能な容量	80m ³ /hr																		
タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)	M/D-AFWP を上回る容量 (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)	160m ³ /hr																		
	ポンプ容量設定条件	泊3号機の容量 (1台あたり)																		
電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	同上	80m ³ /hr																		
タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)	主給水流量喪失時に T/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に <u>M/D-AFWP1 台との組み合わせ</u> で事象対応が可能 (M/D-AFWP と同容量) (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)	80m ³ /hr																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.9 泊3号炉のコンクリート組成について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>【参考までに女川付録3添付3「熔融炉心とコンクリートの相互作用について」より抜粋】</p> <p>(4) 石灰岩系コンクリートを想定した参考解析</p> <p>解析条件を表5-4に示す。コンクリートの組成や物性は、表4-1及び表4-2に示す値を使用している。石灰岩系コンクリートを想定した場合の解析結果を図5-4a、図5-4b、図5-4c、図5-4d及び表5-5に示す。石灰岩系コンクリートの場合、床方向及び壁方向の侵食量は若干増加しているが、感度は小さい。また、原子炉格納容器内のガスモル分率もベースケースと同様な結果となる。このケースのようにコンクリート侵食量が小さい場合は、石灰岩系コンクリートの影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">表5-4 コンクリート種類を変えた参考解析条件</p> <table border="1" data-bbox="181 1145 987 1251"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>ベースケース (有効性評価)</th> <th>参考解析ケース</th> <th>根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート種類</td> <td>玄武岩系</td> <td>石灰岩系</td> <td>ガス発生の影響を確認する。</td> </tr> </tbody> </table>	パラメータ	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース	根拠	コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系	ガス発生の影響を確認する。	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.9</p> <p style="text-align: center;">泊3号炉のコンクリートに係る解析コード入力値について</p> <p>泊3号炉の熔融炉心・コンクリート相互作用の有効性評価では、コンクリート組成はPWR共通として玄武岩系コンクリート組成を入力としている。一方、泊3号炉のコンクリート組成は石灰岩系コンクリートの組成に近いため、その影響が小さいことを確認したうえで有効性評価解析では玄武岩系コンクリート組成を用いた解析とした。以下にその内容を記載する。</p> <p>玄武岩系及び泊3号炉のコンクリートについて、表1に解析条件、表2にコンクリートの物性値及び表3にコンクリートの組成を示す。表3のとおり泊3号炉のコンクリート組成はCaCO₃とSiO₂の成分割合から、石灰岩系の組成に近い。そのため熔融炉心・コンクリート相互作用の評価事故シナシ「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に対し感度解析を行い、ベースマツト侵食深さ及び原子炉格納容器内気相モル分率について、玄武岩系コンクリートと比較した。</p> <p>玄武岩系及び泊3号炉の熔融炉心・コンクリート相互作用の解析結果を図1、図2及び表4に示す。玄武岩系コンクリートに比べ、泊3号炉のコンクリートの場合のベースマツト侵食深さは若干減少しているが、感度は小さい。</p> <p>原子炉格納容器内で発生する水素については玄武岩系コンクリートと同様な結果である。このケースのようにコンクリート侵食量が小さい場合は、一酸化炭素及び二酸化炭素の割合についても玄武岩系コンクリートと同様、ほとんど発生しない結果となり、コンクリート組成の影響は小さい。</p> <p>以上により、コンクリート組成の違いによる影響は軽微であるが、コンクリート侵食量は玄武岩系の方が大きくなることから、PWR共通である玄武岩系コンクリート組成を入力値としている。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">表1 コンクリート種類を変えた参考解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1081 1145 1939 1289"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>ベースケース (有効性評価)</th> <th>参考解析ケース (泊3号炉の組成)</th> <th>根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート種類</td> <td>玄武岩系</td> <td>石灰岩系</td> <td>ガス発生の影響を確認する。</td> </tr> </tbody> </table>	パラメータ	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)	根拠	コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系	ガス発生の影響を確認する。	<p>※女川と資料構成は異なるが、コンクリート組成のうち、玄武岩系と石灰岩系のコンクリート組成の違いによる感度解析を実施し、影響が小さいことを確認している論旨は同様</p>
パラメータ	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース	根拠															
コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系	ガス発生の影響を確認する。															
パラメータ	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)	根拠															
コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系	ガス発生の影響を確認する。															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料6.5.9 泊3号炉のコンクリート組成について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																						
<p style="text-align: center;">表 4-1 コンクリートの物性比較 (MAAP入力)</p> <table border="1" data-bbox="168 279 1019 454"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>玄武岩系コンクリート</th> <th>石灰岩系コンクリート</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート組成</td> <td>SiO₂が主体</td> <td>CaCO₃が主体</td> </tr> <tr> <td>液相線温度 (K)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>固相線温度 (K)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>比熱 (J/kg-K)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (J/kg)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 4-2 代表的なコンクリートの組成例 (重量%) [37]</p> <table border="1" data-bbox="212 550 974 861"> <thead> <tr> <th>成分</th> <th>玄武岩系コンクリート</th> <th>石灰岩系コンクリート</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>54.84</td><td>3.60</td></tr> <tr><td>TiO₂, MnO, MgO</td><td>7.21</td><td>5.80</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>8.82</td><td>45.40</td></tr> <tr><td>Na₂O</td><td>1.80</td><td>0.0078</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>5.39</td><td>0.68</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>6.26</td><td>1.20</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>8.32</td><td>1.60</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</td><td>0.00</td><td>0.004</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td>1.50</td><td>35.698</td></tr> <tr><td>H₂O (自由水, 結合水)</td><td>5.86</td><td>5.94</td></tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	項目	玄武岩系コンクリート	石灰岩系コンクリート	コンクリート組成	SiO ₂ が主体	CaCO ₃ が主体	液相線温度 (K)	□	□	固相線温度 (K)	□	□	比熱 (J/kg-K)	□	□	溶融潜熱 (J/kg)	□	□	成分	玄武岩系コンクリート	石灰岩系コンクリート	SiO ₂	54.84	3.60	TiO ₂ , MnO, MgO	7.21	5.80	CaO	8.82	45.40	Na ₂ O	1.80	0.0078	K ₂ O	5.39	0.68	Fe ₂ O ₃	6.26	1.20	Al ₂ O ₃	8.32	1.60	Cr ₂ O ₃	0.00	0.004	CO ₂	1.50	35.698	H ₂ O (自由水, 結合水)	5.86	5.94	<p style="text-align: center;">表 2 コンクリート物性の比較 (MAAP 入力)</p> <table border="1" data-bbox="1097 231 1915 470"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベースケース (有効性評価)</th> <th>参考解析ケース (泊3号炉の組成)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート組成</td> <td>玄武岩系 (SiO₂が主体)</td> <td>石灰岩系 (CaCO₃が主体)</td> </tr> <tr> <td>液相線温度 (K)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>固相線温度 (K)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>比熱 (J/kg K)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (J/kg)</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td style="text-align: center;">□</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 3 コンクリート組成の比較 (重量%)</p> <table border="1" data-bbox="1198 566 1814 1005"> <thead> <tr> <th>成分</th> <th>ベースケース (有効性評価)</th> <th>参考解析ケース (泊3号炉の組成)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>TiO₂, MnO, MgO</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>CaO</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>Na₂O</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> <tr><td>H₂O (自由水, 結合水)</td><td style="text-align: center;">□</td><td style="text-align: center;">□</td></tr> </tbody> </table> <div style="text-align: right; margin-right: 50px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> □部は機密情報に属しますので公開できません。 </div> </div>		ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)	コンクリート組成	玄武岩系 (SiO ₂ が主体)	石灰岩系 (CaCO ₃ が主体)	液相線温度 (K)	□	□	固相線温度 (K)	□	□	比熱 (J/kg K)	□	□	溶融潜熱 (J/kg)	□	□	成分	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)	SiO ₂	□	□	TiO ₂ , MnO, MgO	□	□	CaO	□	□	Na ₂ O	□	□	K ₂ O	□	□	Fe ₂ O ₃	□	□	Al ₂ O ₃	□	□	Cr ₂ O ₃	□	□	CO ₂	□	□	H ₂ O (自由水, 結合水)	□	□	<p>※コンクリート組成に関しては女川はNUREGを参照しているのに対して、泊はPWRの代表的な値を記載</p>
項目	玄武岩系コンクリート	石灰岩系コンクリート																																																																																																						
コンクリート組成	SiO ₂ が主体	CaCO ₃ が主体																																																																																																						
液相線温度 (K)	□	□																																																																																																						
固相線温度 (K)	□	□																																																																																																						
比熱 (J/kg-K)	□	□																																																																																																						
溶融潜熱 (J/kg)	□	□																																																																																																						
成分	玄武岩系コンクリート	石灰岩系コンクリート																																																																																																						
SiO ₂	54.84	3.60																																																																																																						
TiO ₂ , MnO, MgO	7.21	5.80																																																																																																						
CaO	8.82	45.40																																																																																																						
Na ₂ O	1.80	0.0078																																																																																																						
K ₂ O	5.39	0.68																																																																																																						
Fe ₂ O ₃	6.26	1.20																																																																																																						
Al ₂ O ₃	8.32	1.60																																																																																																						
Cr ₂ O ₃	0.00	0.004																																																																																																						
CO ₂	1.50	35.698																																																																																																						
H ₂ O (自由水, 結合水)	5.86	5.94																																																																																																						
	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)																																																																																																						
コンクリート組成	玄武岩系 (SiO ₂ が主体)	石灰岩系 (CaCO ₃ が主体)																																																																																																						
液相線温度 (K)	□	□																																																																																																						
固相線温度 (K)	□	□																																																																																																						
比熱 (J/kg K)	□	□																																																																																																						
溶融潜熱 (J/kg)	□	□																																																																																																						
成分	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)																																																																																																						
SiO ₂	□	□																																																																																																						
TiO ₂ , MnO, MgO	□	□																																																																																																						
CaO	□	□																																																																																																						
Na ₂ O	□	□																																																																																																						
K ₂ O	□	□																																																																																																						
Fe ₂ O ₃	□	□																																																																																																						
Al ₂ O ₃	□	□																																																																																																						
Cr ₂ O ₃	□	□																																																																																																						
CO ₂	□	□																																																																																																						
H ₂ O (自由水, 結合水)	□	□																																																																																																						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.9 泊3号炉のコンクリート組成について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由																																	
<p>表 5-5 MCC1 感度解析結果の一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ケース</th> <th>パラメータ設定</th> <th>コンクリート侵食量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>有効性評価 (ベースケース)</td> <td> ・エントレインメント係数: <input type="text"/> ・上面熱流束: 約 800kW/m² @ lata (F_{cht}=0.1 デフォルト) 圧力依存性考慮 ・溶融プールからクラストへの熱伝達 係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/> ・コンクリート組成及び物性値: 玄武岩系 </td> <td> 床面: 2.4cm 壁面: 2.3cm </td> </tr> <tr> <td>①-1 エントレインメント係数 小</td> <td>エントレインメント係数: <input type="text"/></td> <td> 床面: 3.6cm 壁面: 3.5cm </td> </tr> <tr> <td>①-2 エントレインメント係数 大</td> <td>エントレインメント係数: <input type="text"/></td> <td> 床面: 1.7cm 壁面: 1.7cm </td> </tr> <tr> <td>② 上面熱流束 下限</td> <td>800kW/m² 一定</td> <td> 床面: 22.5cm 壁面: 21.6cm </td> </tr> <tr> <td>③-1 溶融プール熱伝達床方向大</td> <td> 溶融プール熱伝達係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/> </td> <td> 床面: 2.4cm 壁面: 2.2cm </td> </tr> <tr> <td>③-2 溶融プール熱伝達壁方向大</td> <td> 溶融プール熱伝達係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/> </td> <td> 床面: 2.1cm 壁面: 2.4cm </td> </tr> <tr> <td>(参考解析) 石灰岩系コンクリート</td> <td> コンクリート組成及び物性値: 石灰岩系 </td> <td> 床面: 2.8cm 壁面: 2.8cm </td> </tr> </tbody> </table> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	ケース	パラメータ設定	コンクリート侵食量	有効性評価 (ベースケース)	・エントレインメント係数: <input type="text"/> ・上面熱流束: 約 800kW/m ² @ lata (F _{cht} =0.1 デフォルト) 圧力依存性考慮 ・溶融プールからクラストへの熱伝達 係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/> ・コンクリート組成及び物性値: 玄武岩系	床面: 2.4cm 壁面: 2.3cm	①-1 エントレインメント係数 小	エントレインメント係数: <input type="text"/>	床面: 3.6cm 壁面: 3.5cm	①-2 エントレインメント係数 大	エントレインメント係数: <input type="text"/>	床面: 1.7cm 壁面: 1.7cm	② 上面熱流束 下限	800kW/m ² 一定	床面: 22.5cm 壁面: 21.6cm	③-1 溶融プール熱伝達床方向大	溶融プール熱伝達係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/>	床面: 2.4cm 壁面: 2.2cm	③-2 溶融プール熱伝達壁方向大	溶融プール熱伝達係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/>	床面: 2.1cm 壁面: 2.4cm	(参考解析) 石灰岩系コンクリート	コンクリート組成及び物性値: 石灰岩系	床面: 2.8cm 壁面: 2.8cm	<p>表 4 コンクリート入力値に対する感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ケース</th> <th>パラメータ設定</th> <th>ベースマット侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース (有効性評価)</td> <td> コンクリート組成及び物性値 玄武岩系 </td> <td> 床面: 約 2.6mm 壁面: 約 2.6mm </td> </tr> <tr> <td>参考解析ケース (泊3号炉の組成)</td> <td> コンクリート組成及び物性値 石灰岩系 </td> <td> 床面: 約 2.0mm 壁面: 約 2.0mm </td> </tr> </tbody> </table>	ケース	パラメータ設定	ベースマット侵食深さ	ベースケース (有効性評価)	コンクリート組成及び物性値 玄武岩系	床面: 約 2.6mm 壁面: 約 2.6mm	参考解析ケース (泊3号炉の組成)	コンクリート組成及び物性値 石灰岩系	床面: 約 2.0mm 壁面: 約 2.0mm	<p>※泊で感度解析の対象とした項目</p>
ケース	パラメータ設定	コンクリート侵食量																																	
有効性評価 (ベースケース)	・エントレインメント係数: <input type="text"/> ・上面熱流束: 約 800kW/m ² @ lata (F _{cht} =0.1 デフォルト) 圧力依存性考慮 ・溶融プールからクラストへの熱伝達 係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/> ・コンクリート組成及び物性値: 玄武岩系	床面: 2.4cm 壁面: 2.3cm																																	
①-1 エントレインメント係数 小	エントレインメント係数: <input type="text"/>	床面: 3.6cm 壁面: 3.5cm																																	
①-2 エントレインメント係数 大	エントレインメント係数: <input type="text"/>	床面: 1.7cm 壁面: 1.7cm																																	
② 上面熱流束 下限	800kW/m ² 一定	床面: 22.5cm 壁面: 21.6cm																																	
③-1 溶融プール熱伝達床方向大	溶融プール熱伝達係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/>	床面: 2.4cm 壁面: 2.2cm																																	
③-2 溶融プール熱伝達壁方向大	溶融プール熱伝達係数 床: <input type="text"/> 壁: <input type="text"/>	床面: 2.1cm 壁面: 2.4cm																																	
(参考解析) 石灰岩系コンクリート	コンクリート組成及び物性値: 石灰岩系	床面: 2.8cm 壁面: 2.8cm																																	
ケース	パラメータ設定	ベースマット侵食深さ																																	
ベースケース (有効性評価)	コンクリート組成及び物性値 玄武岩系	床面: 約 2.6mm 壁面: 約 2.6mm																																	
参考解析ケース (泊3号炉の組成)	コンクリート組成及び物性値 石灰岩系	床面: 約 2.0mm 壁面: 約 2.0mm																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.9 泊3号炉のコンクリート組成について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-4a コンクリート侵食量の比較（石灰岩系コンクリート）</p>	<p>図 1 ベースマット侵食深さの推移</p>	
<p>図 5-4b 溶融炉心温度の比較（石灰岩系コンクリート）</p>	<p>図 2 溶融炉心温度の推移</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-4c ドライウェルガスモル分率 (石灰岩系コンクリート)</p>	<p>図 3 原子炉格納容器内気相モル分率の推移 (左軸：水蒸気、窒素 右軸：水素、二酸化炭素、一酸化炭素)</p>	
<p>図 5-4d サプレッションチェンバガスモル分率 (石灰岩系コンクリート)</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

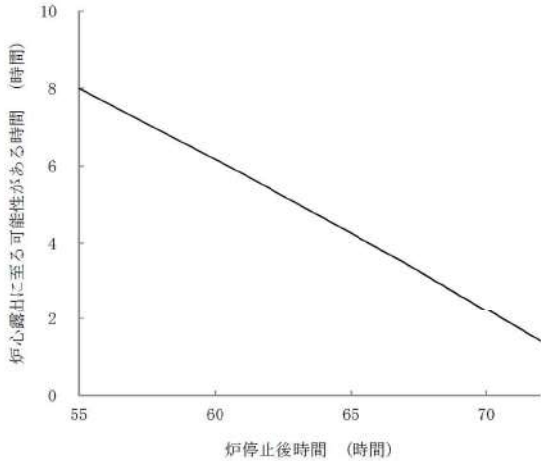
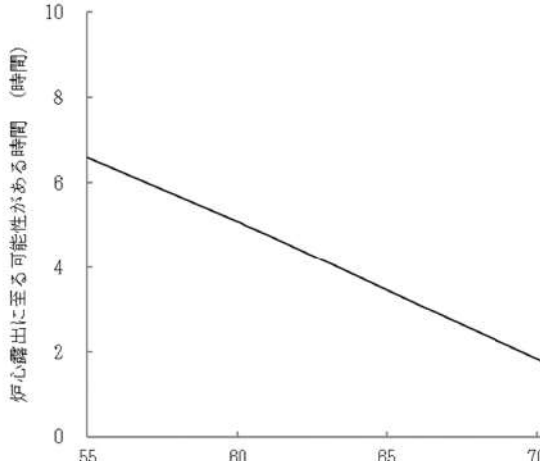
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.10 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p style="text-align: right;">添付資料 1.5.8</p> <p style="text-align: center;">「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について</p> <p>1. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）及び全交流動力電源喪失 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」及び「全交流動力電源喪失」の評価においては、ミッドループ運転中の水位を初期条件としており、炉心崩壊熱の初期条件についても、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を考慮した時間（原子炉停止後72時間時点）における炉心崩壊熱としている⁽¹⁾。</p> <p>定期検査工程においてミッドループ運転期間前の水抜き期間中は、1次冷却系の水位としてはミッドループ運転期間よりも高い（1次冷却系保有水量が多い）ものの、炉心崩壊熱は高い期間となるが、それを踏まえても上記の設定（水位と炉心崩壊熱の組み合わせ）に代表性があることを以下のとおり確認している。</p> <p>なお、上記の設定に加え、炉心崩壊熱としてミッドループ運転開始時点（大阪3, 4号炉における至近5定期検査の水抜き完了の実績時間：約82時間（最短）、約88時間（平均））を上回る炉心崩壊熱を用いていること、また保守的な高温点評価用の炉心崩壊熱を用いていることなどから、大きな保守性を有する評価となっている。</p> <p><概算方法> 炉心崩壊熱及び1次冷却系初期水位について以下とおり想定し、炉心露出までの時間が1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から水抜き完了（炉停止後72時間）までの期間のうち最も厳しくなる時点を概算する。</p> <p><概算条件> 炉停止後時間に対応する炉心崩壊熱及び1次冷却系初期保有水量は、以下の2点を結ぶ直線で近似する。</p> <table border="1" data-bbox="232 1102 960 1238"> <tr> <td></td> <td>炉停止後55時間 (1次冷却系満水)</td> <td>炉停止後72時間 (ミッドループ水位)</td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>18.7MWt</td> <td>17.3MWt</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系初期保有水量</td> <td>329t</td> <td>132t</td> </tr> </table> <p>また、炉心露出に至る可能性がある1次冷却系保有水量は95t⁽²⁾とする。</p>		炉停止後55時間 (1次冷却系満水)	炉停止後72時間 (ミッドループ水位)	炉心崩壊熱	18.7MWt	17.3MWt	1次冷却系初期保有水量	329t	132t	<p style="text-align: right;">添付資料 6.5.10</p> <p style="text-align: center;">「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について</p> <p>1. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）及び全交流動力電源喪失 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」及び「全交流動力電源喪失」の評価においては、ミッドループ運転中の水位を初期条件としており、炉心崩壊熱の初期条件についても、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を考慮した時間（原子炉停止後72時間時点）における炉心崩壊熱としている。</p> <p>定期検査工程においてミッドループ運転期間前の水抜き期間中は、1次冷却系の水位としてはミッドループ運転期間よりも高い（1次冷却系保有水量が多い）ものの、炉心崩壊熱は高い期間となるが、それを踏まえても上記の設定（水位と炉心崩壊熱の組み合わせ）に代表性があることを以下のとおり確認している。</p> <p>なお、上記の設定に加え、炉心崩壊熱としてミッドループ運転開始時点（泊3号炉における至近2定期検査の水抜き完了の実績時間：第1定期検査約105時間、第2定期検査約121時間）を上回る炉心崩壊熱を用いていること、また保守的な高温点評価用の炉心崩壊熱を用いていることなどから、大きな保守性を有する評価となっている。</p> <p><概算方法> 炉心崩壊熱及び1次冷却系初期水位について以下とおり想定し、炉心露出までの時間が1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から水抜き完了（炉停止後72時間）までの期間のうち最も厳しくなる時点を概算する。</p> <p><概算条件> 炉停止後時間に対応する炉心崩壊熱及び1次冷却系初期保有水量は、以下の2点を結ぶ直線で近似する。</p> <p style="text-align: center;">表1 炉停止後55時間と72時間の比較</p> <table border="1" data-bbox="1171 1086 1850 1227"> <tr> <td></td> <td>炉停止後55時間 (1次冷却系満水)</td> <td>炉停止後72時間 (ミッドループ水位)</td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>18.6MWt</td> <td>17.7MWt</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系初期保有水量</td> <td>263t</td> <td>103t</td> </tr> </table> <p>また、炉心露出に至る可能性がある1次冷却系保有水量は71t⁽¹⁾とする。</p>		炉停止後55時間 (1次冷却系満水)	炉停止後72時間 (ミッドループ水位)	炉心崩壊熱	18.6MWt	17.7MWt	1次冷却系初期保有水量	263t	103t	<p>※大阪に合わせて新規作成</p> <p>定検実績の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違 ・大阪は同じ発電プラントである</p>
	炉停止後55時間 (1次冷却系満水)	炉停止後72時間 (ミッドループ水位)																		
炉心崩壊熱	18.7MWt	17.3MWt																		
1次冷却系初期保有水量	329t	132t																		
	炉停止後55時間 (1次冷却系満水)	炉停止後72時間 (ミッドループ水位)																		
炉心崩壊熱	18.6MWt	17.7MWt																		
1次冷却系初期保有水量	263t	103t																		
<p>(1) 高浜3, 4号炉では、1次冷却系水位を1次冷却材水抜き完了後のミッドループ水位としつつも、炉心崩壊熱については1次冷却材水抜き「開始」までの時間を想定するというさらに保守的な条件の組合せで評価していた。</p>																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

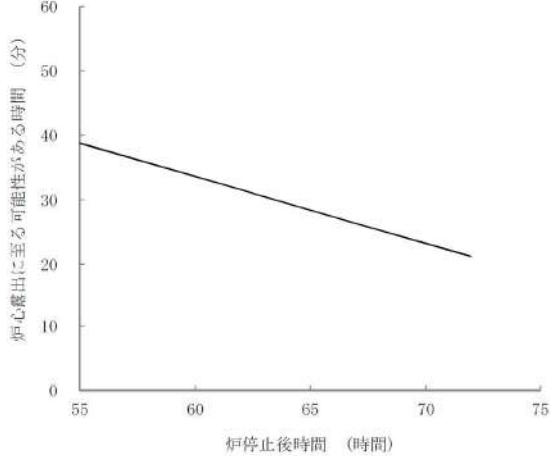
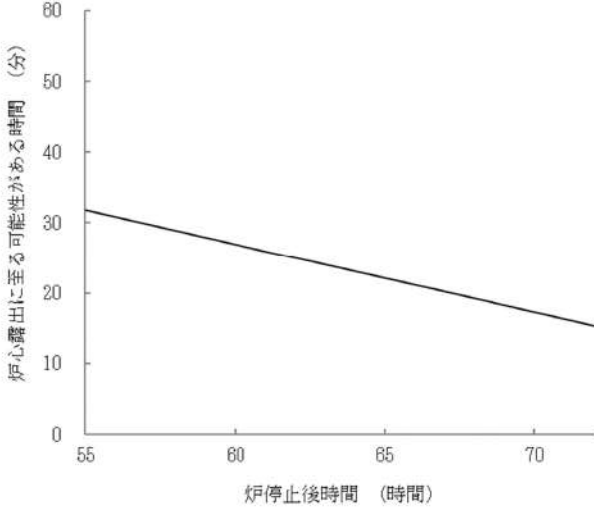
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.10 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 炉心注水操作開始の操作時間余裕確認のために実施した蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析結果より。</p> <p><結果> 図1に示すとおり、1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から完了（炉停止後72時間）までのいずれの期間を想定しても、1次冷却材水抜き完了時点が最も厳しい条件設定であることを確認した。</p>  <p>図1 炉停止後時間と炉心露出に至る可能性がある時間の関係</p>	<p>(1) 炉心注水操作開始の操作時間余裕確認のために実施した代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析結果より。</p> <p><結果> 図1に示すとおり、1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から完了（炉停止後72時間）までのいずれの期間を想定しても、1次冷却材水抜き完了時点が最も厳しい条件設定であることを確認した。</p>  <p>図1 炉停止後時間と炉心露出に至る可能性がある時間の関係（概算）</p>	<p>高浜3、4号炉の状況について補足</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.10 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 原子炉冷却材の流出</p> <p>1. と同様の崩壊熱、保有水量の条件で、事象発生から炉心露出までの時間（流出開始から余熱除去ポンプトリップまでの時間にその後の蒸散による炉心露出までの時間を加えたもの）を算出したものを図2に示すが、水抜き完了時点において事象発生から炉心露出までの時間が最も短くなっていることから、「原子炉冷却材の流出」においても、水抜き完了時点（炉停止後72時間）の条件で評価を行うことは妥当と判断している。</p> <p>なお、評価全体の保守性については上記1. と同じ取扱いとなっている。</p>  <p>図2 炉停止後時間と炉心露出に至る可能性がある時間の関係（概算）</p> <p style="text-align: center;">-以 上-</p>	<p>2. 原子炉冷却材の流出</p> <p>1. と同様の崩壊熱、保有水量の条件で、事象発生から炉心露出までの時間（流出開始から余熱除去ポンプトリップまでの時間にその後の蒸発による炉心露出までの時間を加えたもの）を算出したものを図2に示すが、水抜き完了時点において事象発生から炉心露出までの時間が最も短くなっていることから、「原子炉冷却材の流出」においても、水抜き完了時点（炉停止後72時間）の条件で評価を行うことは妥当と判断している。</p> <p>なお、評価全体の保守性については上記1. と同じ取扱いとなっている。</p>  <p>図2 炉停止後時間と炉心露出に至る可能性がある時間の関係（概算）</p> <p style="text-align: center;">-以 上-</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>【大飯に該当する資料無し】</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.7.2</p> <p>解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について</p> <p>1. はじめに</p> <p>解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に参考文献¹⁾の記載を参照しているが、その中には一部標準プラントで感度解析を実施して不確かさを確認しているものがある。標準プラントの解析結果に基づく不確かさをを用いて泊3号機の有効性評価への影響評価を行うことの妥当性について以下に示す。</p> <p>2. 標準プラントの感度解析により不確かさの確認を行っている重要現象</p> <p>以下の重要現象においては、不確かさの確認を行う際に、標準プラントの解析結果を使用している。なお、該当する解析コードはMAAPのみである。</p> <p style="text-align: center;">表 不確かさとして標準プラントの解析結果を使用している重要現象（MAAP）（1 / 2）</p> <table border="1" data-bbox="1106 644 1930 1433"> <thead> <tr> <th>重要現象</th> <th>不確かさ</th> <th>他ループプラントへの適用性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 被覆管酸化 被覆管変形 </td> <td> ○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。（標準4ループプラント） <ul style="list-style-type: none"> ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間はSBO シーケンスでは約14分早まる。LOCA シーケンスでは約30秒早まる。 </td> <td>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。</td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> リロケーション </td> <td> ○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。（標準4ループプラント） <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、SBO シーケンスの場合約26分、LOCA シーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 </td> <td>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。</td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、粒子デブリ熱伝達） </td> <td> ○原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。（標準4ループプラント） </td> <td>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。</td> </tr> </tbody> </table>	重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性	<ul style="list-style-type: none"> 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 被覆管酸化 被覆管変形 	○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。（標準4ループプラント） <ul style="list-style-type: none"> ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間はSBO シーケンスでは約14分早まる。LOCA シーケンスでは約30秒早まる。 	不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。	<ul style="list-style-type: none"> リロケーション 	○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。（標準4ループプラント） <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、SBO シーケンスの場合約26分、LOCA シーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、粒子デブリ熱伝達） 	○原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。（標準4ループプラント）	不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。	<p>※泊では標準3ループプラントの値を用いた解析から個別解析に見直したこともあり、標準プラントの解析結果に基づく不確かさをを用いて泊3号炉の有効性評価への影響評価を行うことの妥当性を整理した資料を作成（泊オリジナル）</p>
重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性												
<ul style="list-style-type: none"> 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 被覆管酸化 被覆管変形 	○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。（標準4ループプラント） <ul style="list-style-type: none"> ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間はSBO シーケンスでは約14分早まる。LOCA シーケンスでは約30秒早まる。 	不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。												
<ul style="list-style-type: none"> リロケーション 	○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。（標準4ループプラント） <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、SBO シーケンスの場合約26分、LOCA シーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。												
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、粒子デブリ熱伝達） 	○原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。（標準4ループプラント）	不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
	<p>表 不確かさとして標準プラントの解析結果を使用している重要現象（MAAP）（2 / 2）</p> <table border="1" data-bbox="1099 201 1921 983"> <thead> <tr> <th>重要現象</th> <th>不確かさ</th> <th>他ループプラントへの適用性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</td> <td>○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。（標準4ループプラント）</td> <td>不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2、3ループプラントにおいても同様の傾向となる。</td> </tr> <tr> <td>・原子炉容器破損、溶融</td> <td>○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。（標準4ループプラント）</td> <td>不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2、3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。</td> </tr> <tr> <td>・原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）</td> <td>○原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。（標準3ループプラント）</td> <td>不確かさは3ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器外 FCI による圧力スパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないため、2、4ループプラントにおいても同様の傾向となる。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 泊3号機の有効性評価の影響評価の妥当性</p> <p>解析コードの個別プラントへの適用性を整理した結果、各コードの解析モデル（重要現象）については2、3、4ループプラントにも共通して適用可能であり、解析モデルの不確かさも2、3、4ループプラント間で同様の傾向となる。（詳細は参考文献参照）</p> <p>また、各格納容器破損モードの基本ケースにおいて、標準3ループプラント解析と個別解析との間で解析条件の相違による双方の解析結果の差が小さいことを確認している（添付資料 6.5.8 参照）。</p> <p>以上のことから、標準3ループプラントあるいは4ループプラントの解析結果を重要現象の不確かさとして扱い、泊3号機の有効性評価の影響評価を行うことは妥当である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>ⁱ 「三菱PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」 MHI-NES-1064 改1、三菱重工業、平成28年</p>	重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性	・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。（標準4ループプラント）	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2、3ループプラントにおいても同様の傾向となる。	・原子炉容器破損、溶融	○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。（標準4ループプラント）	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2、3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。	・原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	○原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。（標準3ループプラント）	不確かさは3ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器外 FCI による圧力スパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないため、2、4ループプラントにおいても同様の傾向となる。	
重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性												
・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。（標準4ループプラント）	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2、3ループプラントにおいても同様の傾向となる。												
・原子炉容器破損、溶融	○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。（標準4ループプラント）	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2、3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。												
・原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	○原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。（標準3ループプラント）	不確かさは3ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器外 FCI による圧力スパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないため、2、4ループプラントにおいても同様の傾向となる。												

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE711-9 r.8.0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

令和5年5月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
比較結果等を取りまとめた資料				
1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
c. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
c. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
・女川の構文を確認する目的で女川の「高圧・低圧注水機能喪失」を掲載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
事故シーケンスグループの特徴	原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失することを想定する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。			相違なし
炉心損傷防止対策	・高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード ・高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却を整備	・充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード ・充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環、並びに余熱除去系冷却	・高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード ・高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却	設備名称の相違 ・高浜は充てん/高圧注入ポンプを採用しているが、泊及び大飯は高圧注入ポンプを採用しているためフィードアンドブリードに用いるポンプが異なるが、機能的には同等 設計の相違 ・高浜はプースティングプラントのため再循環に低圧注入系及び高圧注入系を使用する

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
------------	------------	-------------	---------	------

2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)

項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
重要事故シーケンス	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	<p>燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力：2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa [gage] に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.8MPa [gage] にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa [gage]) を下回る。</p>	<p>燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力：2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa [gage] に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.7MPa [gage] にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa [gage]) を下回る。</p>	<p>燃料被覆管温度：炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力：2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa [gage] に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 16.7MPa [gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.592MPa [gage]) を十分下回る。</p>	相違なし (設計の相違により評価値が異なるが、何れも判断基準を下回る)

2-4) 主な相違

項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析結果	<p>高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなり、フィードアンドブリード時の1次冷却材圧力が比較的高圧で推移する期間に高圧注入が一時的に停止することで炉心が一時的に露出するが、燃料被覆管温度は約 507℃に到達した後、高圧注入流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕がある</p>	<p>充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</p>	<p>高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は初期値（約 380℃）と同程度であり、その後も低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</p>	<p>高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により感度解析結果が異なる</p> <p>大飯：炉心が一時的に露出 PCT 約 507℃</p> <p>高浜：炉心露出なし PCT 初期値以下</p> <p>泊：一時的に炉心上部が炉心露出 PCT 初期値（約 380℃）と同程度</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
------------	------------	-------------	---------	------

2-5) 相違理由の省略

相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	充てんポンプ	充てん/高圧注入ポンプ	充てんポンプ	—
	燃料取替用水ビット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ビット	—
記載表現の相違	1次冷却系	1次系	1次冷却系	(大飯と同様)
	2次冷却系	2次系	2次冷却系	(大飯と同様)
	閉操作/閉	閉止	閉操作	(大飯と同様)
	開操作	開放	開操作	(大飯と同様)
	低下	低下	減少	1次冷却系の保有"水量"に対して低下ではなく減少がより適正と判断
	蒸散 動作	蒸散 作動	蒸発 動作	泊では「蒸発」で統一 (大飯と同様)

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>2.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生す</p>	<p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>2.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「極小LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生す</p>	<p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>2.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」、②「過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」、③「手動停止＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」、④「手動停止＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」、⑤「サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」及び⑥「サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除</p>	<p>7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>7.1.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生す</p>	<p>※本事象はPWR特有の事故-ケンスグループであるが女川の構文を確認するため女川の「高圧・低圧注水機能喪失」を記載</p> <p>【大図】記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】記載表現の相違（女川認識の反映）</p> <p>【高浜】設計の相違</p> <p>・泊は高圧注水ポンプと充てんポンプが独立しており、極小LOCAを起因事象とした事故シーケンスは想定していないため事故シーケンスが異なる（大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>るとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。</p> <p>このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。</p>	<p>るとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。</p> <p>このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。</p>	<p>く。)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。</p> <p>このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉圧力容器内への高圧・低圧注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、重大事故等対策の有効性評価には、高圧・低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>ここで、高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると、事象発生後、重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも、高圧注水に期待せず、原子炉を減圧し、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する場合の方が、原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考えられる。このことから、本事故シーケンスグループにおいては、高圧の注水機能に期待せず、原子炉の減圧後、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する対策の有効性を評価することとする。</p> <p>なお、高圧・低圧注水機能喪失が生じ、重大事故等対処設備の高圧注水機能の</p>	<p>るとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失することを想定する。</p> <p>このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、2次冷却系からの除熱機能が喪失することによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、重大事故等対策の有効性評価には、1次冷却系減圧機能及び高圧注入機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>したがって、本事故シナシグループでは、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。</p> <p>長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シナシグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。</p> <p>また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.1.1図に、対</p>	<p>したがって、本事故シナシグループでは、1次系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。</p> <p>長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シナシグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。</p> <p>また、長期的な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環、並びに余熱除去系冷却を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.1.1.1図に、対</p>	<p>みに期待する事故シナシグループとしては、全交流動力電源喪失時の原子炉隔離時冷却系喪失があり、「2.3.2 全交流動力電源喪失（TBU）」において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。</p> <p>したがって、本事故シナシグループでは、逃がし安全弁の自動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、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る格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シナシグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持することで、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心冷却を継続する。</p> <p>また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第</p>	<p>したがって、本事故シナシグループでは、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧注入ポンプを用いた炉心注水により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p>また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シナシグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却を整備する。</p> <p>また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>応手順の概要を第2.1.2図及び第2.1.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計18名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第2.1.4図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. ブラントトリップの確認 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 ブラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失</p>	<p>対応手順の概要を第2.1.1.2図及び第2.1.1.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.1.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計18名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第2.1.1.4図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. ブラントトリップの確認 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 ブラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失</p>	<p>2.1.1図から第2.1.3図に、手順の概要を第2.1.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第2.1.5図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニター等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p>	<p>7.1.1.1図に、手順の概要を第7.1.1.2図及び第7.1.1.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が1名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。必要な要員と作業項目について第7.1.1.4図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10名で対処可能である。</p> <p>a. ブラントトリップの確認 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 ブラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・シングルプラントとツインプラントによる相違を除けば、対応内容、要員数ともに同等</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>失時の対応</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作、主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>c. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。</p> <p>フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。</p> <p>1次冷却系のフィードアンドブ</p>	<p>失時の対応</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作、主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>c. 1次系のフィードアンドブリード</p> <p>主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん/高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、フィードアンドブリードを開始する。</p> <p>フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。</p> <p>1次系のフィードアンドブリード</p>	<p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、原子炉水位低（レベル1）で残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失を確認後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により必要な電動弁操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の開操作及びバイパス流防止のため緊急時隔離弁等の閉操作）による系統構成及び復水移送ポンプ1台を追加起動し、2台運転とする。また、原子炉への注水に必要な電動弁（残留熱除去系注入隔離弁等）が開動作可能であることを確認する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。</p> <p>d. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</p>	<p>失時の対応</p> <p>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの機能回復操作並びに電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。電動主給水ポンプが使用できない場合には、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。</p> <p>c. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。</p> <p>フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。</p> <p>1次冷却系のフィードアンドブ</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・大阪、高浜は、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの起動準備に時間がかゝるため、蒸気発生器への主給水ポンプ等による注水操作と並行して蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプの注水準備を行っている</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ード開始に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（広域）等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>(添付資料 2.1.1)</p> <p>d. 蓄圧注入系動作の確認</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</p> <p>蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>e. 再循環自動切換の確認</p> <p>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。</p> <p>f. 蒸気発生器水位回復の判断</p> <p>いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始</p>	<p>開始に必要な計装設備は、蒸気発生器広域水位等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>(添付資料 2.1.1)</p> <p>d. 蓄圧注入系動作の確認</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</p> <p>蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>e. 再循環自動切換の確認</p> <p>燃料取替用水タンク水位低下により16%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心へ注水する再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上であることを確認し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。</p> <p>f. 蒸気発生器水位回復の判断</p> <p>いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始</p>	<p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の系統圧力を下回ると原子炉への注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）等である。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>e. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。</p> <p>格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器へのスプレイ開始に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器スプレイ隔離弁）の開操作及び屋外での手動操作にて格納容器へのスプレイ流量調整に必要な手動弁（格納容器スプレイ弁）の流量調整操作により大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドラ</p>	<p>ード開始に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（広域）等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>(添付資料 7.1.1.1)</p> <p>d. 蓄圧注入系動作の確認</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</p> <p>蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。</p> <p>e. 再循環運転への切替え</p> <p>燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し、再循環運転へ切り替え、高圧再循環運転へ移行する。また、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</p> <p>再循環運転への切替えの確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。</p> <p>f. 蒸気発生器水位回復の判断</p> <p>いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始</p>	<p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・泊は手動で再循環運転へ切替える設計に対して、高浜と大飯は自動切換する設計（伊方と同様）</p> <p>・燃料取替用水ピット（タンク）の切替水位設定の差異</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>始する。</p> <p>蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</p> <p>蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器水位(狭域)等である。</p> <p>g. 余熱除去系による炉心冷却</p> <p>1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度(広域)計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を開操作する。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p> <p>h. 1次冷却系のフィードアンドブリード停止</p> <p>余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を開操作しフィードアンドブリードを停止する。</p> <p>1次冷却系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。</p>	<p>する。</p> <p>蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、再循環運転及び1次系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</p> <p>蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。</p> <p>g. 余熱除去系による炉心冷却</p> <p>1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度(広域)計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p> <p>h. 1次系のフィードアンドブリード停止</p> <p>余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉止しフィードアンドブリードを停止する。</p> <p>1次系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。</p>	<p>イウエル圧力、圧力抑制室圧力、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却時に、格納容器圧力が 0.284MPa[gage]まで降下した場合又は外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m)に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。</p> <p>f. 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱の準備として、格納容器圧力 0.384MPa[gage] (0.9Pd)到達により原子炉格納容器第二隔離弁 (FCVS ベントライン隔離弁) を中央制御室からの遠隔操作により開操作する。</p> <p>外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m)に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却を停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力は徐々に上昇する。格納容器圧力が 0.427MPa[gage] (1Pd)に到達した場合、原子炉格納容器第一隔離弁(S/Cベント用出口隔離弁)を中央制御室からの遠隔操作によって全開操作することで、サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施する。</p>	<p>する。</p> <p>蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</p> <p>蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器水位(狭域)等である。</p> <p>g. 余熱除去系による炉心冷却</p> <p>1次冷却材圧力(広域)指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度(広域-高温側)指示 177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材温度(広域-高温側)等である。</p> <p>(添付資料 7.1.1.2)</p> <p>h. 1次冷却系のフィードアンドブリード停止</p> <p>余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を開操作しフィードアンドブリードを停止する。</p> <p>1次冷却系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1次冷却材温度(広域-高温側)等である。</p>	<p>【高浜】 名称の相違</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 運用の相違</p> <p>・運用の相違により余熱除去系に併入可能な条件が各社異なるが同等(支毎と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。</p>	<p>以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。</p>	<p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室圧力等である。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）等である。</p> <p>サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系等の格納容器ベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室水位である。</p> <p>以降、炉心冷却は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水により継続的に行い、また、格納容器の除熱は原子炉格納容器フィルタベント系等により継続的に行う。</p>	<p>以降、炉心冷却は余熱除去系により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することとで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実態の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・泊はCV スプレイによるCV 健全状態について記載（伊方と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド変化、気液分離（水位変化）・対向流及び三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）及びECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER、シビアアクシデント総合解析コードMAAP及び炉心ヒートアップ解析コードCHASTEにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度（以降、格納容器温度とは格納容器気相部の温度を指す。）等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高</p>	<p>7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 2.1.3)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 補助給水系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 2.1.3)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 補助給水系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早</p>	<p>くなるため、輻射による影響が詳細に考慮されるCHASTEにより燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できるものとする。 外部電源がある場合、事象発生と同時に原子炉再循環ポンプ(以下「再循環ポンプ」という。)がトリ</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 7.1.1.3)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 補助給水系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できるものとする。 外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進に</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 高圧注入ポンプ フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約280m³/h、0MPa[gage]～約13.5MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(b) 加圧器逃がし弁 フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。</p>	<p>くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 充てん/高圧注入ポンプ フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん/高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約150m³/h、0MPa[gage]～約16.9MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(b) 加圧器逃がし弁 フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁3個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。</p>	<p>ップしないことにより、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いいため、炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) A TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） A TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（以下「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」という。）は、原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力パウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大199m³/h</p>	<p>より蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉トリップ信号 原子炉トリップは、蒸気発生器水位低信号によるものとする。</p> <p>(b) 高圧注入ポンプ フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約230m³/h、0MPa[gage]～約13.0MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(c) 加圧器逃がし弁 フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映） ・機器条件にトリップ信号も記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・設備等の相違による注入特性の相違</p> <p>【高浜】 設計の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの5分後に開始するものとする。なお、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとする。</p> <p>運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮し</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、 「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの5分後に開始するものとする。なお、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとする。</p> <p>運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮し</p>	<p>にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(e) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m³/hにて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f) 原子炉格納容器フィルタベント系等 原子炉格納容器フィルタベント系等により、格納容器圧力0.427MPa [gage]における排出流量10.0kg/s に対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開^{※1}にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>※1 耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、 「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の追加起動及び中央制御室における系統構成は、事象判断の時間及び高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施し、事象発生から20分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、 「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの5分後に開始する。なお、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとする。</p> <p>運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮し</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） ・操作条件の記載の語尾を「する」に統一</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>て蒸気発生器水位（広域）計指示10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。 （添付資料 2.1.4）</p>	<p>て蒸気発生器広域水位計指示を10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。 （添付資料 2.1.4）</p>	<p>(b) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、中央制御室操作における低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間を考慮して、事象発生から25分後に開始する。 (c) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。 (d) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p>	<p>て蒸気発生器水位（広域）指示を10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。 （添付資料 7.1.1.4）</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>
<p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第2.1.3図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第2.1.5図から第2.1.14図に、蒸気発生器水位及び2次冷却系圧力の2次冷却系パラメータの推移を第2.1.15図及び第2.1.16図に示す。</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第2.1.1.3図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第2.1.1.5図から第2.1.1.14図に、蒸気発生器水位及び2次系圧力の2次系パラメータの推移を第2.1.1.15図及び第2.1.1.16図に示す。</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）[※]、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第2.1.6図から第2.1.11図に、燃料被覆管温度、燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.1.12図から第2.1.17図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第2.1.18図から第2.1.21</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.1.3図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.1.5図から第7.1.1.14図に、蒸気発生器水位及び2次冷却系圧力の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.1.15図及び第7.1.1.16図に示す。</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。</p> <p>一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気逃がし弁の自動動作による1次冷却系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生約25分後に蒸気発生器広域水</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。</p> <p>一方、「蒸気発生器水位異常低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気逃がし弁の自動動作による1次系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生約24分後に蒸気発生器広域水</p>	<p>図に示す。</p> <p>※2 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、ECCSの起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。</p> <p>なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。原子炉水位計（燃料域）は、シュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1）で低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の起動に失敗する。これにより、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の吐出圧力が確保されないため、自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル2）で2台全てがトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。</p> <p>一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気逃がし弁の自動動作による1次冷却系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生約22分後に蒸気発生器広域水</p>	<p>【高調】 設計の相違</p> <p>【大阪、高調】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>位が0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。</p> <p>蒸気発生器ドライアウトの5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次冷却系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次冷却系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転じる。</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生時の約1.2時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次冷却系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。</p> <p>(添付資料 2.1.5、2.1.6、2.1.7)</p>	<p>位が0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。</p> <p>蒸気発生器ドライアウトの5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開放による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転じる。1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生時の約50分後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。</p> <p>(添付資料 2.1.5、2.1.6、2.1.7)</p>	<p>低（レベル2）で全閉する。</p> <p>事象発生から25分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を手動開することで、原子炉急速減圧を実施し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から噴霧流冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部ブレンナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温</p>	<p>位が0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。</p> <p>蒸気発生器ドライアウトの5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次冷却系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次冷却系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転じる。</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生時の約1.2時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次冷却系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。</p> <p>(添付資料7.1.1.5、7.1.1.6、7.1.1.7)</p> <p>フィードアンドブリードにより1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・事象進展（CVの状態）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.1.13 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1 次冷却材圧力は第 2.1.5 図に示すとおり、2 次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.8MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.1.2.9 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1 次冷却材圧力は第 2.1.2.1 図に示すとおり、2 次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.7MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p>	<p>度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行う。格納容器除熱は、事象発生から約 45 時間経過した時点で実施する。</p> <p>なお、格納容器除熱時のサブプレッションプール水位は、約 5.7m であり、真空破壊装置（約 5.9m）及びベントライン（約 8.7m）に対して、低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.1.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 859℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.1.6 図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約 7.39MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.69MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p>	<p>に上昇する。そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.1.13 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1 次冷却材圧力は第 7.1.1.5 図に示すとおり、2 次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次冷却材圧力と 1 次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 16.7MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.592MPa[gage]）を</p>	<p>についても記載</p> <p>【大飯】 解析結果の相違 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・燃料被覆管の酸化量に関して具体的な数字を記載</p> <p>【大飯】 解析結果の相違 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.308MPa[gage]、約132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。</p> <p>第2.1.5図及び第2.1.14図に示すとおり、事象発生の約3.7時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約11.8時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.1.8)</p>	<p>また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]、約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第2.1.2.1図及び第2.1.2.10図に示すとおり、事象発生の約12.4時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約19.9時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.1.8)</p>	<p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.427MPa[gage]及び約154℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第2.1.7図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約45時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.1.1)</p>	<p>十分下回る。</p> <p>また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図に示すとおり、事象発生後100分時点においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、約3.3時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約15.8時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.1.8)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は既許可の設置変更許可申請書記載値の相違が多い</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既許可添付十章の解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違 ・CVの構造が泊・高浜が鋼製CVに対して大阪がPCCVのため最高使用圧力が異なる</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は事象初期で炉心の冷却を確認できたため解析を100分までとしており事象初期の傾向を記載（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・余熱除去系による炉心冷却開始時間及び炉心</p>

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から原子炉格納容器フィルタベント系等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.6 LOCA時注水機能喪失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSvを下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>温停止状態に到達する時間の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・具体的に評価した評価項目をまとめて記載</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生約25分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温、減圧、1次冷却系保有水量の確保等を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生約24分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保等を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結</p>	<p>7.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映） ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPa の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気</p>	<p>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対 向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPa の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気</p>	<p>果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、</p>	<p>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPa の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次冷却系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード開始後の1次冷却材圧力を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認して</p>	<p>発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード開始後の1次冷却材圧力を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認して</p>	<p>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び原子炉格納容器フィルタベント系等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び原子炉格納容器フィルタベント系等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータ</p>	<p>発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次冷却系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード開始後の1次冷却材圧力を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認して</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>いる。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1次冷却材圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次冷却系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能</p>	<p>いる。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次系保有水量の低下が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1次冷却材圧力の上昇はわずかであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能とな</p>	<p>に対する余裕は大きくなる。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p>	<p>いる。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次冷却系保有水量の減少が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1次冷却材圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次冷却系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料 2.1.9)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>ることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料 2.1.9)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.1.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱(標準値)及び標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん/高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開</p>	<p>能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料7.1.1.9)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしていない(大阪と同様)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p>	<p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件として設定している保有水量より多くなるため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。</p>	<p>始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の炉心流量、原子炉水位、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低(レベル2)の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。</p> <p>なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心</p>	<p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなるが、操作手順（蒸気発生器ドライアウト後にフィードアンドブリードを開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は開閉解除のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する</p>	<p>スプレイ系ディーゼル発電機(以下「非常用ディーゼル発電機等」という。)により電源が供給されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は小さくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸発率が小さくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川最確の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>余裕は大きくなる。</p>	<p>余裕は大きくなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 2.1.5)</p>	<p>う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の炉心流量、原子炉水位、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低(レベル2)の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機等により電源が供給される。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目と</p>	<p>目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>【高評】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大坂と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、感度解析結果を第2.1.17図から第2.1.21図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなり、フィードアンドブリード時の1次冷却材圧力が比較的高圧で推移する期間に高圧注入が一時的に停止することで炉心が一時的に露出するが、燃料被覆管温度は約507℃に到達した後、高圧注入流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料2.1.10、2.1.13)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作は、第2.1.4図に示すとおり、</p>	<p>充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、感度解析結果を第2.1.3.1図から第2.1.3.5図に示す。その結果、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料2.1.10)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作は、第2.1.1.4図に示すとおり</p>	<p>なるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料2.1.2)</p> <p>【事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p> <p>高圧注入ポンプを1台運転とした場合の事象進展を図2.1.17から図2.1.21に示す。高圧注入ポンプによる炉心注水流量が少なくなり、フィードアンドブリード時の1次系圧力が比較的高圧で推移する期間に炉心注水が停止することにより一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値(約380℃)は初期値(約380℃)と同程度であり、その後も低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子</p>	<p>高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、感度解析結果を第7.1.1.17図から第7.1.1.21図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値(約380℃)は初期値(約380℃)と同程度であり、その後も低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料7.1.1.10、7.1.1.13)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件のフィードアンドブリードの開始操作は、解析上の操作開</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性(揚程)の差異による事象進展の相違 (事象進展に関しては伊方と同様)</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違(女川) 認識の反映)</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違(女川) 認識の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>中央制御室での操作であり、同一運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>り、中央制御室での操作であり、同一運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む)は、解析上の操作開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、灰色 高压・低压注水機能喪失の認知に係る確認時間、解析上考慮しない高压代替注水系の操作時間及び低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水準備の操作時間は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉への注水開始時間も早まることから、灰色 運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.384MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、灰色 実態の運転操作においては、格納容器代替スプレイの実施基準（格納容器圧力0.384MPa [gage]）に到達するのは、事象発生約28時間後であり、運転員が格納容器圧力の上昇を認知できる時間があることから、灰色 実態の操作開始時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及</p>	<p>始時間として蒸気発生器広域水位0%到達から5分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、青字 実際の運用ではフィードアンドブリードの開始時間は早まる可能性があることから、青字 運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.427MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力 0.427MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約45時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約1.5時間程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器の限界圧力は 0.854MPa[gage]であることから、格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であ</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作は、解析上の操作開始時間と運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第2.1.22図から第2.1.27図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、炉心崩壊熱等の不確かさに</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>フィードアンドブリードの開始操作が解析上の操作開始時間と運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第2.1.3.6図から第2.1.3.11図に示す。その結果、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、炉心崩壊熱等の不確かさに</p>	<p>り、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約1.5時間程度操作開始が遅れる可能性がある。格納容器ベ</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件のフィードアンドブリードの開始操作は、運転員操作時間に与える影響として、実際の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の減少が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.22図から第7.1.1.27図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、炉心崩壊熱等の不確かさに</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川 図説の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>より、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 2.1.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p>	<p>より、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 2.1.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p>	<p>ト操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.427MPa[gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器の限界圧力は0.854MPa[gage]であることから、格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p> <p>(添付資料 2.1.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作については、事象発生から35分後(操作開始時間の10分程度の時間遅れ)までに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水が開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約924℃となり、1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、ウェットウエルのベントラインを経由した原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は約$1.9 \times 10^{-1} \text{mSv}$、ドライウエルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は約$1.9 \times 10^{-1} \text{mSv}$</p>	<p>より、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の減少は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料7.1.1.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>であり、5mSvを下回る。</p> <p>また、第2.1.22図から第2.1.24図に示すとおり、事象発生から40分後（操作開始時間の15分程度の時間遅れ）までに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水が開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約966℃となり1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、ウェットウェルのベントラインを経由した原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は約$3.5 \times 10^{-1} \text{mSv}$、ドライウェルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は約$3.4 \times 10^{-1} \text{mSv}$であり、5mSvを下回る。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作を考慮しても、事象発生から10時間あり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約28時間あり、準備時間が確保されることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約45時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第2.1.28図から第2.1.33図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に炉心上部が露出することで燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管温度は約880℃に到達した後に炉心の再冠水によって低下することから1,200℃以下となり、蒸気発生器ドライアウトから約10分の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料2.1.4、2.1.13)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第2.1.3.12図から第2.1.3.17図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少するが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、約10分の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料2.1.4)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>合においても、格納容器圧力は0.427MPa[gage]から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約51時間後であり、約5時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料2.1.2、2.1.3、3.1.3.9)</p> <p>【事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p> <p>フィードアンドブリードの開始時間に対する時間余裕を確認するため、フィードアンドブリードの開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、図2.1.28から図2.1.33に示すとおり、1次系温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、1次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となる期間が生じ、高圧注入ポンプによる炉心注水が停止する。このため、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値（約366℃）は初期値（約380℃）以下となり、その後も低く推移する。したがって、操作時間余裕として蒸気発生器広域水位0%到達から10分程度は確保できる。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>操作条件のフィードアンドブリードについては、フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.28図から第7.1.1.33図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値（約380℃）は初期値（約380℃）以下となり、その後も低く推移することから、約10分の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.1.1.4、7.1.1.13)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違・高圧注入ポンプの注入特性(揚程)の差異による事象進展の相違 【事象進展に関しては伊方と同様】 【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温、減圧、1次冷却系保有水量の確保を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.1.11)</p>	<p>時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.1.11)</p>	<p>時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温、減圧、1次冷却系保有水量の確保を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 7.1.1.11)</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ピット (1,860m³：有効水量)を水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位 (3号炉：12.5%、4号炉：16.0%) に到達後、高圧再循環に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p>	<p>2.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員118名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水タンク (1,600m³：有効水量)を水源とするフィードアンドブリードでの充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位 (16%) に到達後、再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p>	<p>2.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 2.1.4)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)による原子炉注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、合計約3,800m³の水が必要となる。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m³及び淡水貯水槽に約10,000m³の水を保有している。これにより、必</p>	<p>7.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、重大事故等対策時に「おける」必要な要員は、「7.1.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員 (支援) の35名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ピット (1,700m³：有効水量)を水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位 (16.5%) に到達後、高圧再循環に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・注ポンプの注水評価のためクワ／ラットでの評価である大阪、高浜とは評価条件が異なる (女川と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・燃料取替用水ピット (タンク) の有効水量の相違 ・燃料取替用水ピット (タンク) の切替水位設定の差異</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7kℓの重油が必要となる。</p>	<p>る。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約450.9kℓの重油が必要となる。</p>	<p>必要な水源は確保可能である。また、事象発生約10時間以降に淡水貯水槽の水を、大容量送水ポンプ（タイプ1）により復水貯蔵タンクへ給水することで、復水貯蔵タンクを枯渇させるとなく復水貯蔵タンクを水源とした7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプ1）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプ1）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kℓの軽油が必要となる。</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約735kℓの軽油が必要となる。</p> <p>常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25kℓの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク（約755kℓ）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kℓ）にて合計約1,055kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能で</p>	<p>る。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kℓの軽油が必要となる。</p>	<p>【大阪、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】設計の相違 ・ディーゼル発電機の相違により必要な油量が異なるが、貯油槽の容量にて供給可能であり問題ない ・油の種類として泊は軽油を使用するが、大阪、高浜は重油を使用する</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kℓとなるが、「6.1(2)資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約2.8kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約453.7kℓとなるが、「6.1(2)資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク等の合計油量(460kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>あることから、大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水等及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kℓの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク(約18kℓ)の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である(合計使用量約809kℓ)。</p> <p>【再掲】</p> <p>軽油タンク(約755kℓ)及びガスタ一ビン発電設備軽油タンク(約300kℓ)にて合計約1,055kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水等及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車（緊急時対策所用）についても、必要負荷に対しての電源供給が</p>	<p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯槽(約540kℓ)及び燃料タンク(SA)(約50kℓ)にて合計約590kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である(合計使用量約546.3kℓ)。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川 類編の反映) 【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川 類編の反映) 【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯槽容量の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川 類編の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川 類編の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
(添付資料 2.1.12)	(添付資料 2.1.12)	可能である。	能である。 (添付資料7.1.1.12)	・ 緊対所及び蓄電池の評価結果についても記載

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心が露出することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p>	<p>2.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた再循環、並びに余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心が露出することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p>	<p>2.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系等の使用による敷地境界での実効線量は、</p>	<p>7.1.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、安定状態に向けた対策として高圧注入系による高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却並びに原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川記載の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川記載の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナシナグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シナシナグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であり、事故シナシナグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナシナグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シナシナグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であり、事故シナシナグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>周辺の公衆に対して著しい放射線被ばく のリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)及び逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であることが確認でき、事故シナシナグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、フィードアンドブリード、余熱除去系による炉心冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であることが確認でき、事故シナシナグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文脈内で重複する表現のため記載していない(伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映) ・具体的な炉心損傷防止対策を複数記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

第2.1.1.1表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について（1/2）

種別	事象	原因	影響	対策	相違
4. アラートトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力監視が正常に機能し、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持され、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。

第2.1.1.1表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について（1/2）

種別	事象	原因	影響	対策	相違
4. アラートトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。

第2.1.1.1表 「高圧・低圧水循環の喪失」における重大事故等対策について（1/2）

種別	事象	原因	影響	対策	相違
原子炉システム確認	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・高圧・低圧水循環の喪失を確認し、原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。

第7.1.1.1表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について（1/2）

種別	事象	原因	影響	対策	相違
4. アラートトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急停止に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップが検出される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。 ・原子炉停止後及び冷却水循環停止後、炉内温度及び炉内圧力が正常に維持される。

相違理由

【大飯、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる

【大飯、高浜】
 記載方針の相違（女川実績の反映）
 ・既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの及び重大事故等対処設備（設計基準初版）を識別

・泊は有効性評価上期待しない操作をグレーで色塗り

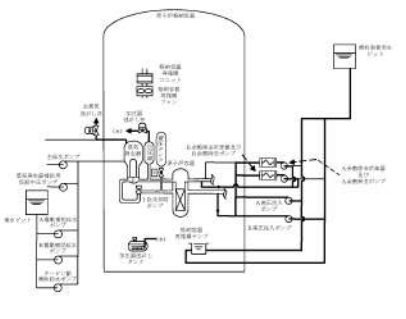
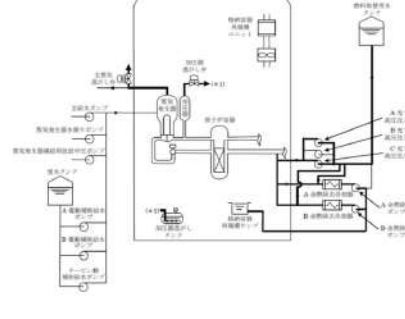
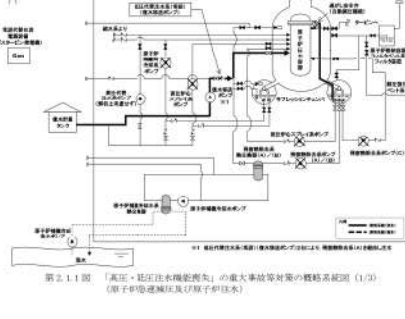
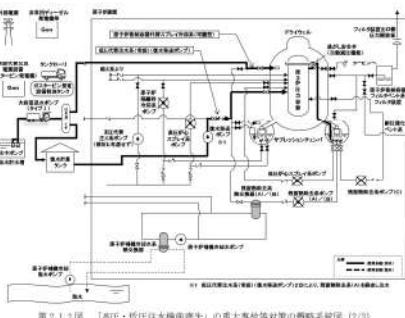
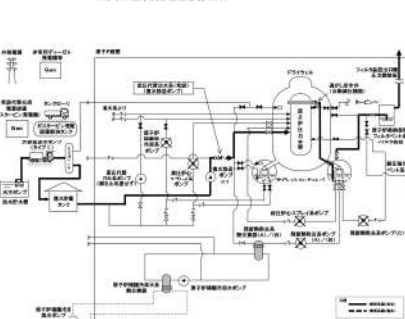
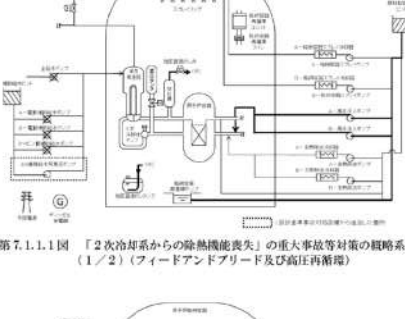
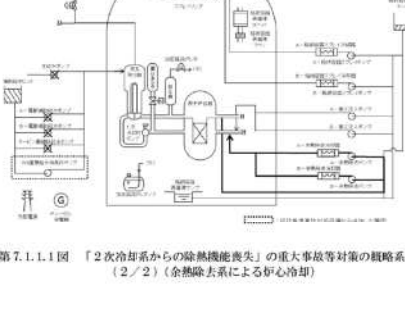
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	宇川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																					
<p>第2.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失+補助給水失敗）（2/2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)</td> <td>トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>最小注入特性 (減圧注入特性) 0m³/h～約280m³/h (OMP)～約13.5MPa(gage)</td> <td>炉心冷却機能を確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。</td> </tr> <tr> <td>加圧器過し弁</td> <td>95%h (1個当たり) (2個)</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件</td> <td>「蒸気発生器水位減小」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m³/h～約140m³/h (OMP)～約13.5MPa(gage) 95%h (1個当たり) (3個)</td> <td>トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約280m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage)	炉心冷却機能を確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。	加圧器過し弁	95%h (1個当たり) (2個)	設計値として設定。	重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件	「蒸気発生器水位減小」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約140m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage) 95%h (1個当たり) (3個)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。	<p>第2.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失+補助給水失敗）（2/2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>「蒸気発生器水位異常性」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)</td> <td>トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>最小注入特性 (減圧注入特性) 0m³/h～約140m³/h (OMP)～約13.5MPa(gage)</td> <td>炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。</td> </tr> <tr> <td>加圧器過し弁</td> <td>95%h (1個当たり) (3個)</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件</td> <td>「蒸気発生器水位異常性」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m³/h～約140m³/h (OMP)～約13.5MPa(gage) 95%h (1個当たり) (3個)</td> <td>トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位異常性」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約140m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage)	炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。	加圧器過し弁	95%h (1個当たり) (3個)	設計値として設定。	重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件	「蒸気発生器水位異常性」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約140m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage) 95%h (1個当たり) (3個)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。	<p>第2.1.2表 主要解析条件（高圧・低圧注水機能喪失）(3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉本機 (1～6号) (減圧水位11.0%)</td> <td>安全設備等の遅延時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉本機 (1～6号) 2.14MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 2.14MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 2.14MPa(gage)×3個、300t/h (1個当たり)</td> <td>原子炉本機等のインターロックとして設定</td> </tr> <tr> <td>過し弁</td> <td>過し弁 (過熱炉内) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×3個、300t/h (1個当たり)</td> <td>過し弁定常時の過し弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>過し弁</td> <td>過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)</td> <td>過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>過し弁</td> <td>過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)</td> <td>過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>過し弁</td> <td>過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)</td> <td>過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>過し弁</td> <td>過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)</td> <td>過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	原子炉本機 (1～6号) (減圧水位11.0%)	安全設備等の遅延時間を考慮して設定	原子炉トリップ信号	原子炉本機 (1～6号) 2.14MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 2.14MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 2.14MPa(gage)×3個、300t/h (1個当たり)	原子炉本機等のインターロックとして設定	過し弁	過し弁 (過熱炉内) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×3個、300t/h (1個当たり)	過し弁定常時の過し弁機能の設計値として設定	過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定	過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定	過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定	過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定	<p>第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）（2/2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)</td> <td>トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>最小注入特性 (減圧注入特性) 0m³/h～約220m³/h (OMP)～約13.0MPa(gage)</td> <td>炉心冷却機能が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。</td> </tr> <tr> <td>加圧器過し弁</td> <td>95%h (1個当たり) (4個)</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件</td> <td>「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m³/h～約220m³/h (OMP)～約13.0MPa(gage) 95%h (1個当たり) (4個)</td> <td>トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却機能が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約220m ³ /h (OMP)～約13.0MPa(gage)	炉心冷却機能が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。	加圧器過し弁	95%h (1個当たり) (4個)	設計値として設定。	重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件	「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約220m ³ /h (OMP)～約13.0MPa(gage) 95%h (1個当たり) (4個)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却機能が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 -泊は個別制御であり、設備仕様も異なることから 【主要解析条件】及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる 【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																							
原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。																																																																							
高圧注入ポンプ	最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約280m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage)	炉心冷却機能を確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。																																																																							
加圧器過し弁	95%h (1個当たり) (2個)	設計値として設定。																																																																							
重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件	「蒸気発生器水位減小」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約140m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage) 95%h (1個当たり) (3個)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。																																																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																							
原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位異常性」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。																																																																							
高圧注入ポンプ	最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約140m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage)	炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。																																																																							
加圧器過し弁	95%h (1個当たり) (3個)	設計値として設定。																																																																							
重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件	「蒸気発生器水位異常性」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約140m ³ /h (OMP)～約13.5MPa(gage) 95%h (1個当たり) (3個)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却性が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。																																																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																							
原子炉トリップ信号	原子炉本機 (1～6号) (減圧水位11.0%)	安全設備等の遅延時間を考慮して設定																																																																							
原子炉トリップ信号	原子炉本機 (1～6号) 2.14MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 2.14MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 2.14MPa(gage)×3個、300t/h (1個当たり)	原子炉本機等のインターロックとして設定																																																																							
過し弁	過し弁 (過熱炉内) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 7.70MPa(gage)×3個、300t/h (1個当たり)	過し弁定常時の過し弁機能の設計値として設定																																																																							
過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定																																																																							
過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定																																																																							
過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定																																																																							
過し弁	過し弁 (過熱炉内) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり) 10.0MPa(gage)×2個、300t/h (1個当たり)	過し弁安全時の過し弁機能の設計値として設定																																																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																							
原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。																																																																							
高圧注入ポンプ	最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約220m ³ /h (OMP)～約13.0MPa(gage)	炉心冷却機能が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。																																																																							
加圧器過し弁	95%h (1個当たり) (4個)	設計値として設定。																																																																							
重大事象発生時に関する優先順位を決定する条件	「蒸気発生器水位低」 (減圧水位11%) (応答時間2.0秒) 最小注入特性 (減圧注入特性) 0m ³ /h～約220m ³ /h (OMP)～約13.0MPa(gage) 95%h (1個当たり) (4個)	トリップ発定値に引当余裕を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発出遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。 炉心冷却機能が確保し得る観点から、設計時に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。 設計値として設定。																																																																							

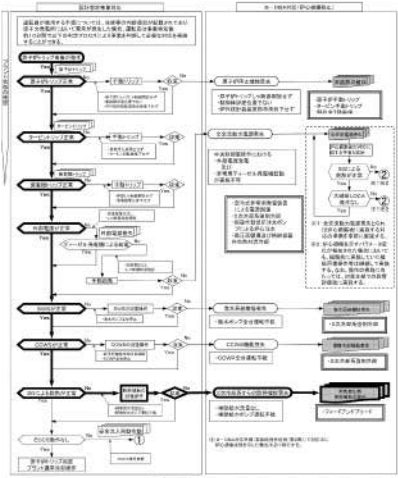
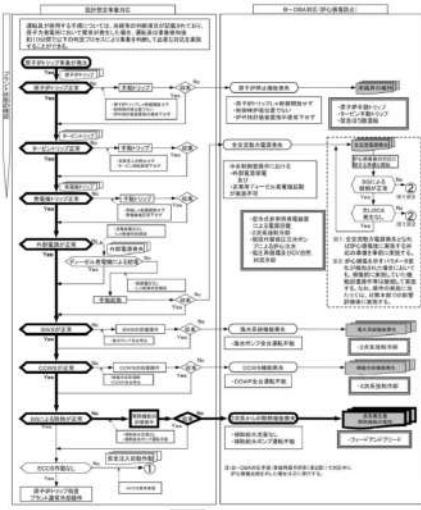
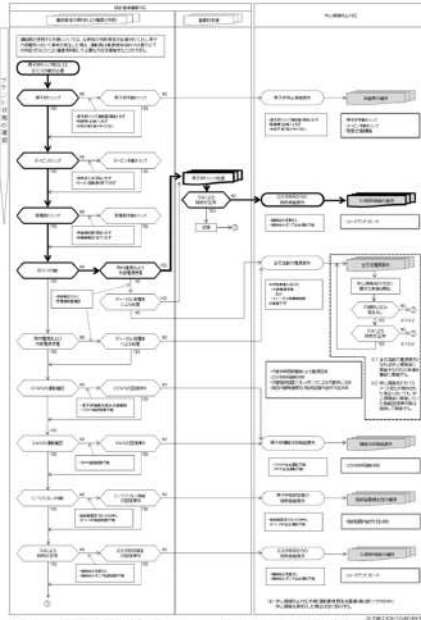
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第2.1.1図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第2.1.1.1図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第2.1.1図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (原子が急減速及び炉心が注水)</p>  <p>第2.1.2図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子が注水及び格納容器冷却)</p>  <p>第2.1.3図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子が注水及び格納容器冷却)</p>	 <p>第7.1.1.1図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (フィードアンドブリード及び高圧再循環)</p>  <p>第7.1.1.1図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (余熱除去系による炉心冷却)</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 【大飯、高浜】 名称等の相違 【大飯、高浜】 記載方針の相違 (女川実績の反映) ・対応手段に合わせた概略系統図とし、図のタイトルで識別 ・外部電源、ディーゼル発電機を追記</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第2.1.2図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（1/2）</p>	 <p>取9.1.9図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（1/2）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	 <p>第7.1.1.2図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（1/2）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>

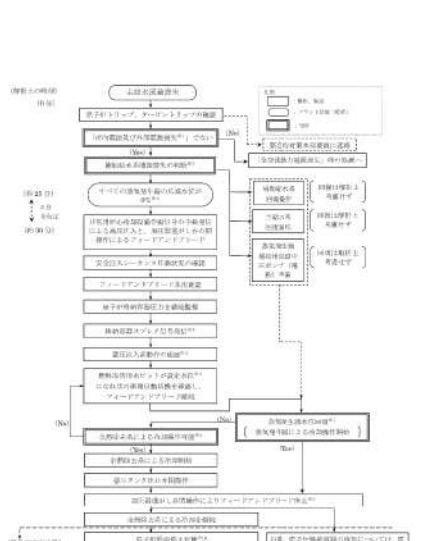
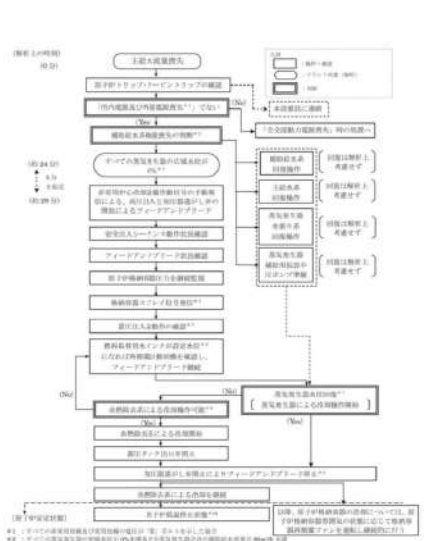
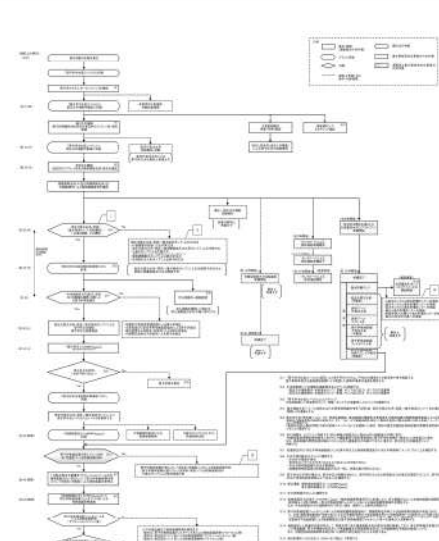
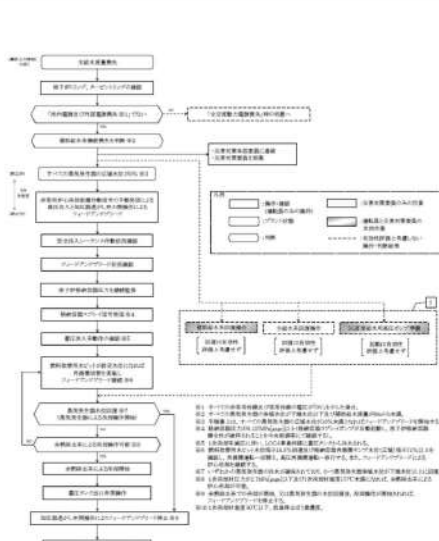
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 2.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（2/2）</p>	<p>図 2.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（2/2）</p>	<p>図 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（2/2）</p>	<p>図 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（2/2）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第2.1.1.3図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第2.1.1.3図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第2.1.1.3図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第7.1.1.3図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川実績の反映) ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉

第 2.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失+補助給水喪失）

高浜発電所3/4号炉

第 2.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失+補助給水喪失）

女川原子力発電所2号炉

第 2.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間

泊発電所3号炉

第 2.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失的に補助給水機能喪失する事象）

相違理由

- 【大飯、高浜】
記載方針の相違
（女川実績の反映）
- ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載
- ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載
- 【大飯、高浜】
設計の相違
- 解析結果の相違
- 【大飯、高浜】
名称等の相違

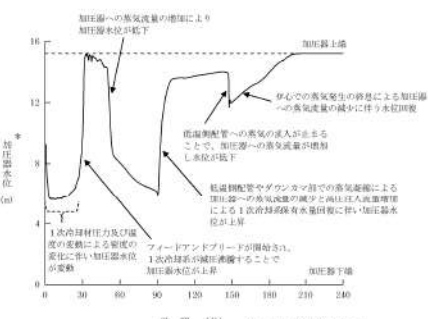
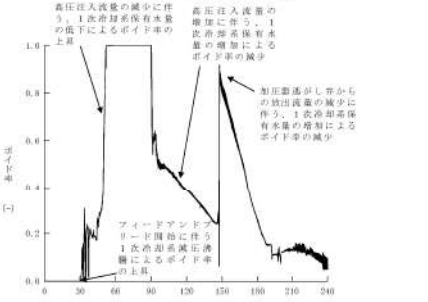
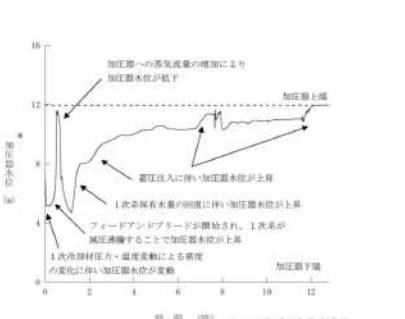
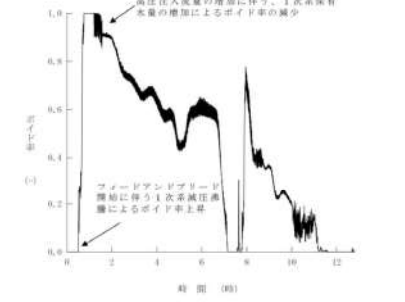
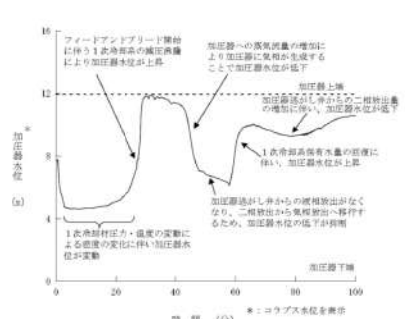
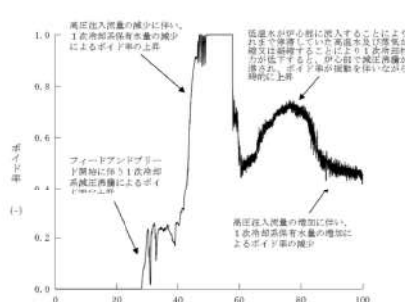
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.1.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>第 2.1.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>【以降、事象進展が異なることから省略】</p>	<p>第 7.1.1.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・炉心事象の収束状態が確認できる100分までのグラフを記載(伊方と同様) (以後同様) 【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.6 図 加圧器上端部クオリティの推移</p>	<p>第 2.1.2.2 図 加圧器上端部クオリティの推移</p>		<p>第 7.1.1.6 図 加圧器上端部クオリティの推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入特性の差異により、泊では高圧時の炉心注入流量が高浜に比べ若干多いため、60分近傍でクオリティが低下する</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p>  <p>第2.1.7図 加圧器水位の推移</p>  <p>第2.1.8図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第2.1.2.3図 加圧器水位の推移</p>  <p>第2.1.2.4図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第7.1.1.7図 加圧器水位の推移</p>  <p>第7.1.1.8図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

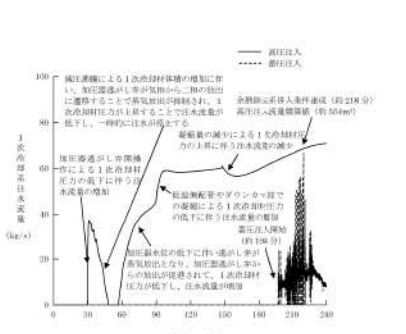
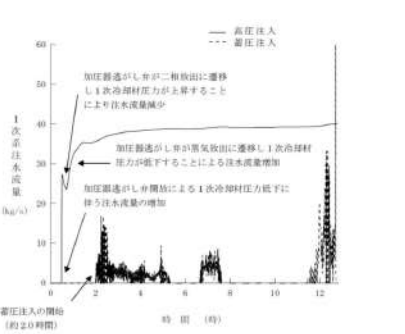

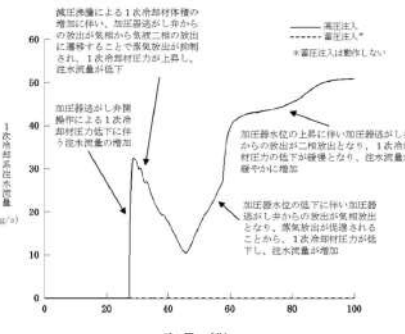
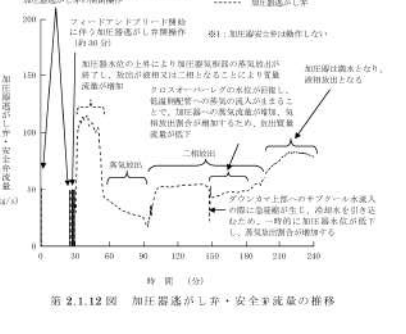
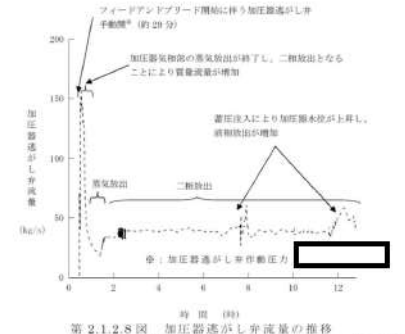

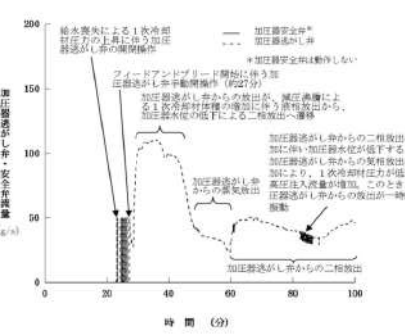
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.1.9 図 1次冷却系保有水量の推移</p>	<p>第 2.1.2.5 図 1次系保有水量の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>第 7.1.1.9 図 1次冷却系保有水量の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.10 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>第 7.1.1.10 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.1.1.11 図 1次冷却系注水流量の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.1.2.7 図 1次系注水流量の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第 2.1.2.8 図 加圧器逃がし弁流量の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第 7.1.1.11 図 1次冷却系注水流量の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.1.12 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移</p> 	<p>第 2.1.2.8 図 加圧器逃がし弁流量の推移</p> 	<p>第 7.1.1.12 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移</p> 	<p>第 7.1.1.12 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移</p> 	<p>・高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により挙動が異なる（高浜が充てん/高圧注入ポンプに対して、泊・大飯が高圧注入ポンプ）</p> <p>・泊では1次冷却材圧力の上昇時の高圧注入流量の落ち込みが大きい。また、約50分以降に1次冷却材圧力が急降下するため、約30分時点で高圧注入流量が急増加する。一方、蓄圧タンク保持圧力まで低下しないことから、蓄圧注入は開始されない。</p>
				<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.1.15 図 蒸気発生器水位の推移</p>	<p>第 2.1.2.11 図 蒸気発生器水位の推移</p>	<p>第 7.1.1.15 図 蒸気発生器水位の推移</p>	<p>第 7.1.1.16 図 2次冷却系圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.16 図 2次冷却系圧力の推移</p>	<p>第 2.1.2.12 図 2次系圧力の推移 枠囲みの範囲は機能に係る事項のため、公開することはありません。</p>	<p>第 7.1.1.16 図 2次冷却系圧力の推移</p>	<p>第 7.1.1.16 図 2次冷却系圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

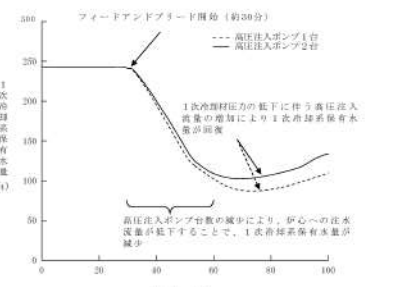
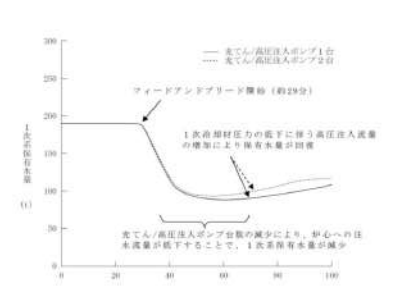
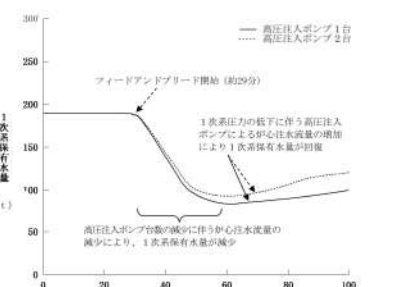
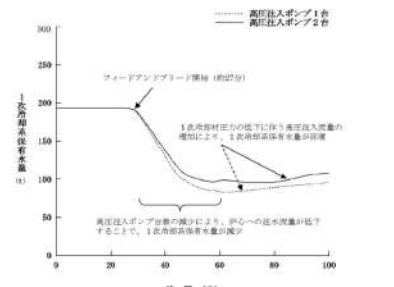
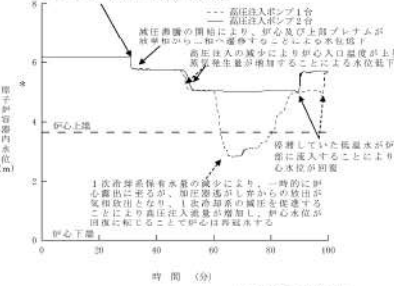
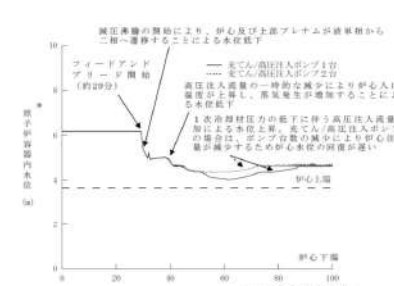
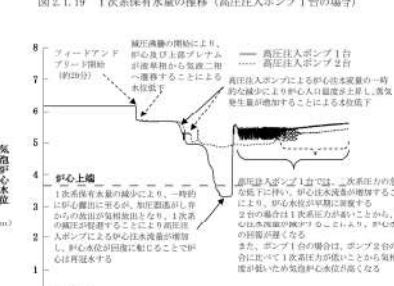
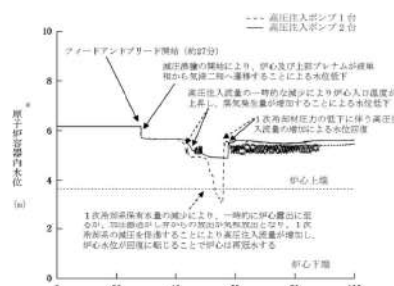
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>原子炉トリップ、主蒸気過し弁及び主蒸気安全弁の自動閉鎖による降圧に伴う1次冷却材圧力の低下 蒸気発生器広域水位0% (約25分) 高圧注入ポンプ1台 高圧注入ポンプ2台 フォードアンドブリード開始 (約30分) 加圧器過し弁からの放出が蒸気放出となることで除熱が促進され、1次冷却材圧力が低下 低減水が炉心に流入することによりそれまで停積していた高減水及び蒸気が吸熱又は凝縮することにより1次冷却材圧力が上昇 減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁が気相から気液二相の放出に遷移することで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇 加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>原子炉トリップ、主蒸気過し弁及び主蒸気安全弁の自動閉鎖による降圧に伴う1次冷却材圧力の低下 蒸気発生器広域水位0% (約24分) フォードアンドブリード開始 (約29分) 加圧器過し弁の閉鎖 加圧器過し弁からの放出が蒸気放出となることで除熱が促進され、1次冷却材圧力が低下 減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁が気相から気液二相の放出に遷移することで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇 加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>【参考：事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p> <p>原子炉自動停止、主蒸気過し弁及び主蒸気安全弁の自動閉鎖による降圧に伴う1次冷却材圧力の低下 蒸気発生器広域水位0% (約24分) フォードアンドブリード開始 (約29分) 加圧器過し弁の閉鎖 加圧器過し弁からの放出が気相放出となることにより蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下 停積していた高減水/蒸気が低減水等やウランカマに流入して吸熱/凝縮することにより1次冷却材圧力が低下 減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁からの放出が気相二相に遷移することにより蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇 加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>原子炉トリップ、主蒸気過し弁及び主蒸気安全弁の自動閉鎖による降圧に伴う1次冷却材圧力の低下 蒸気発生器広域水位0% (約24分) フォードアンドブリード開始 (約29分) 加圧器過し弁の閉鎖 加圧器過し弁からの放出が蒸気放出となることにより蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下 停積していた高減水/蒸気が低減水等やウランカマに流入して吸熱/凝縮することにより1次冷却材圧力が低下 減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁からの放出が気相二相に遷移することにより蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇 加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.17 図 1次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁が気相から二相の放出に遷移することにより蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇することにより蒸気発生器の広域水位が低下 高圧注入ポンプ1台の場合は、高圧注入ポンプ2台の場合に比べて炉心への注水流量が減少することから、炉心への注水流量がさらに小さくなる 加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>第 2.1.3.1 図 1次冷却材圧力の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁が気相から気液二相の放出に遷移することで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇することにより蒸気発生器の広域水位が低下 高圧注入ポンプ1台の場合は、ポンプ台数の減少により炉心への注水流量が減少するほか、1次冷却材圧力も高圧で遷移することから、炉心への注水流量はさらに小さくなる 加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>第 2.1.17 図 1次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁が気相から気液二相の放出に遷移することで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇することにより蒸気発生器の広域水位が低下 高圧注入ポンプ1台の場合は、2台に比べて炉心への注水流量が減少することから、1次冷却材圧力も高圧で遷移することから、炉心への注水流量が減少 加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>第 2.1.17 図 1次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>減圧弁による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器過し弁が気相から二相の放出に遷移することで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力が上昇し、注水流量が減少 高圧注入ポンプ1台の場合は、ポンプ台数の減少により炉心への注水流量が減少することから、炉心への注水流量がさらに小さくなる 加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性(揚程)の相違により挙動が異なる(高浜が充てん/高圧注入ポンプに対して、泊+大飯が高圧注入ポンプ)</p>
<p>第 2.1.18 図 高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>第 2.1.3.2 図 高圧注入流量の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>第 2.1.18 図 高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>第 2.1.18 図 高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>加圧器過し弁の閉鎖による1次冷却材圧力の低下に伴い、加圧器過し弁の自動動作</p>	<p>・泊で約50分以降に1次冷却材圧力が急降下するため、約60分時点で高圧注入流量が急増加する。また、ポンプ1台のケースでは、約40分時点で1次冷却材圧力がポンプ縮小圧力を上回るため一時的に注水が停止する</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p>  <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p> <p>高圧注入ポンプ1台 高圧注入ポンプ2台</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により1次冷却系保水水量が回復</p> <p>高圧注入ポンプ台数の減少により、炉心への注水流量が低下することで、1次冷却系保水水量が減少</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ1台 充てん/高圧注入ポンプ2台</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により保水水量が回復</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ台数の減少により、炉心への注水流量が低下することで、1次冷却系保水水量が減少</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>【参考：事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p>  <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p> <p>高圧注入ポンプ1台 高圧注入ポンプ2台</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入ポンプによる炉心注水流量の増加により1次冷却系保水水量が回復</p> <p>高圧注入ポンプ台数の減少に伴う炉心注水流量の減少により、1次冷却系保水水量が減少</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p> <p>高圧注入ポンプ1台 高圧注入ポンプ2台</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により、1次冷却系保水水量が回復</p> <p>高圧注入ポンプ台数の減少により、炉心への注水流量が低下することで、1次冷却系保水水量が減少</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第2.1.19図 1次冷却系保水水量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p>  <p>減圧蒸餾の開始により、炉心及び上部プレナムが乾燥し、炉心及び上部プレナムが乾燥することによる水位低下</p> <p>高圧注入の減少により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生量が増加することによる水位低下</p> <p>1次冷却系保水水量の減少により、一時的に炉心露出に至るが、炉心露出が止むからの放出が抑制されることにより、1次冷却系保水水量が回復することにより炉心水位が回復し、炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>●：気泡炉心水位を表示</p>	<p>第2.1.3.3図 1次冷却系保水水量の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>減圧蒸餾の開始により、炉心及び上部プレナムが乾燥し、炉心及び上部プレナムが乾燥することによる水位低下</p>  <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ1台 充てん/高圧注入ポンプ2台</p> <p>高圧注入流量の減少により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生量が増加することによる水位低下</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による炉心露出、充てん/高圧注入ポンプ1台の場合、ポンプ台数の減少により炉心注水流量が減少することにより炉心水位が回復し、炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>●：気泡炉心水位を表示</p>	<p>第2.1.19図 1次冷却系保水水量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p>  <p>減圧蒸餾の開始により、炉心及び上部プレナムが乾燥し、炉心及び上部プレナムが乾燥することによる水位低下</p> <p>高圧注入流量の減少により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生量が増加することによる水位低下</p> <p>高圧注入ポンプ1台では、二次系圧力の急激な低下に伴い、炉心注水流量が増加することにより、炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>2台の場合は1次冷却材圧力の低下により炉心露出に至るが、炉心露出が止むからの放出が抑制されることにより、炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>また、ポンプ1台の場合は、ポンプ2台の場合に比べて1次冷却材圧力が低いことから蒸気発生量が抑制されることにより炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>●：気泡炉心水位を表示</p>	<p>第7.1.1.19図 1次冷却系保水水量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約29分)</p>  <p>減圧蒸餾の開始により、炉心及び上部プレナムが乾燥し、炉心及び上部プレナムが乾燥することによる水位低下</p> <p>高圧注入流量の減少により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生量が増加することによる水位低下</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位回復</p> <p>1次冷却系保水水量の減少により、一時的に炉心露出に至るが、炉心露出が止むからの放出が抑制されることにより、炉心水位が回復することにより炉心水位が回復する</p> <p>●：気泡炉心水位を表示</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性(揚程)の相違により挙動が異なる(高浜が充てん/高圧注入ポンプに対して、泊・大飯が高圧注入ポンプ)</p>
<p>第2.1.20図 原子炉容器内水位の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p>	<p>第2.1.3.4図 原子炉容器内水位の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)</p>	<p>第2.1.30図 気泡炉心水位の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p>	<p>第7.1.1.20図 原子炉容器内水位の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)</p>	<p>・泊・高圧注入ポンプ1台のケースでは1次冷却系保水水量がさらに減少するため、一時的に炉心が露出する(大飯、伊方と同様)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>第2.1.21図 燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第2.1.3.5図 燃料被覆管温度の推移（全てん/高圧注入ポンプ1台の場合）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>【参考：事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p> <p>第2.1.21図 燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第7.1.1.21図 燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプ の注入特性（揚 程）の相違により 挙動が異なる（高 浜が全てん/高 圧注入ポンプに 対して、泊・大飯 が高圧注入ポン プ） ・泊も高圧注入ポ ンプ1台のケー スでは炉心が露 出するため、燃料 被覆管温度が一 時的に上昇する （燃料被覆管の 最高値は伊方と 同程度）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
				<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.22 図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.6 図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.22 図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.22 図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）</p>	
				<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.23 図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.7 図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.23 図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.23 図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.1.24 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.8 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.24 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.24 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により挙動が異なる（高浜が充てん/高圧注入ポンプに対して、泊・大飯が高圧注入ポンプ） ・泊では約50分以降に1次冷却材圧力が急降下するため、約60分時点で高圧注入流量が急上昇する（大飯と同様）</p>
<p>第 2.1.25 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.9 図 1次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.25 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.25 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.1.26 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.10 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.26 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.26 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.27 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.11 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.27 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>第 7.1.1.27 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

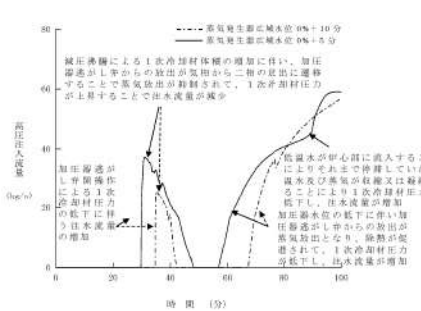
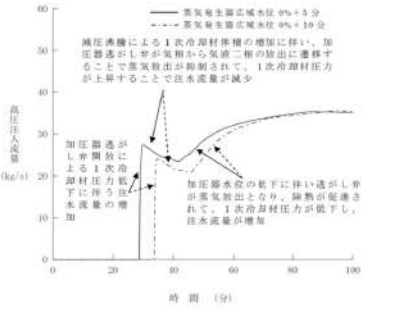
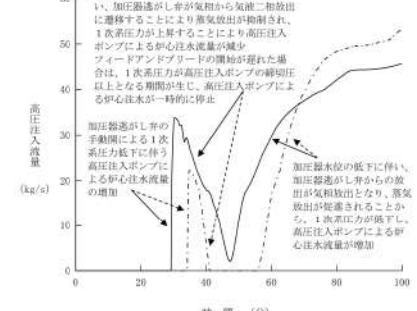
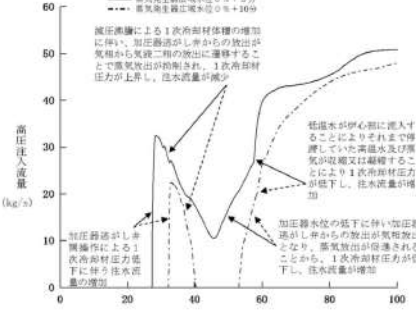
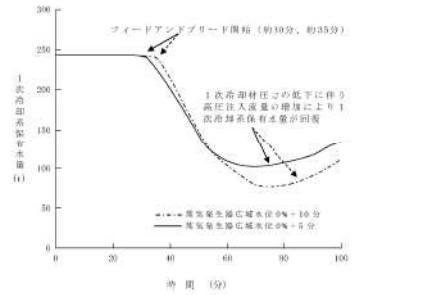
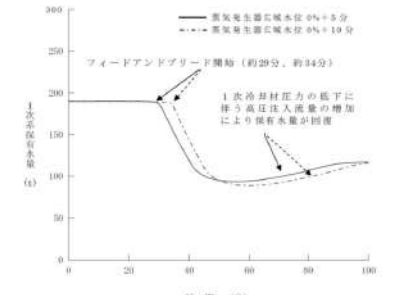
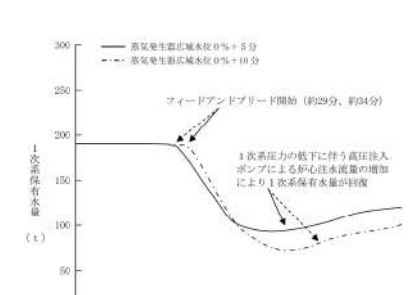
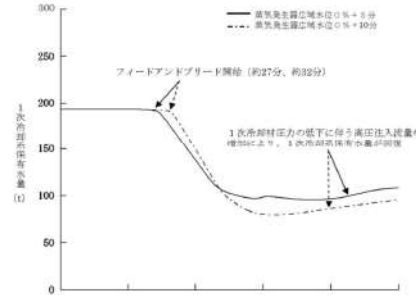
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第 2.1.28 図 1次冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第 2.1.3.12 図 1次冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>【参考：事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p> <p>図 2.L.28 1次系圧力の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>第 7.1.1.28 図 1次冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.1.29 図 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>第 2.1.3.13 図 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)</p> <p>特図みの範囲は機器に係る事項のため、公衆することはできません。</p>	<p>図 2.1.29 1次系温度の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>第 7.1.1.29 図 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	★ 女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p>  <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p>	<p>★女川原子力発電所2号炉</p> <p>【参考：事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p>  <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>減圧過程による1次冷却材体積の増加に伴い、加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p> <p>加圧器運転がしずから気相から気液二相の放出に遷移することで高気放出が抑制されて、1次冷却材圧力が上昇することで注水流量が減少。</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により 挙動が異なる（高浜が充てん／高圧注入ポンプに対して、泊・大飯が高圧注入ポンプ） ・泊では約50分以降にRCS圧力が急降下するため、約60分時点で高圧注入流量が急上昇する。 ・揚程相違に陥る場合、約40分時点で1次冷却材圧力がポンプ締切圧を上回るため一時的に注水が停止する（大飯、伊方と同様）</p>
<p>第 2.1.3.0 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）</p>  <p>フィードアンドブリード開始（約30分、約35分）</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により1次冷却系保有水量が回復</p> <p>1次冷却系保有水量</p>	<p>第 2.1.3.14 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）</p>  <p>フィードアンドブリード開始（約29分、約34分）</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により保有水量が回復</p> <p>1次冷却系保有水量</p>	<p>★女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 2.1.30 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）</p>  <p>フィードアンドブリード開始（約29分、約34分）</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により1次冷却系保有水量が回復</p> <p>1次冷却系保有水量</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.1.1.30 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）</p>  <p>フィードアンドブリード開始（約27分、約32分）</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により、1次冷却系保有水量が回復</p> <p>1次冷却系保有水量</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により 挙動が異なる（高浜が充てん／高圧注入ポンプに対して、泊・大飯が高圧注入ポンプ） ・泊では約50分以降にRCS圧力が急降下するため、約60分時点で高圧注入流量が急上昇する。 ・揚程相違に陥る場合、約40分時点で1次冷却材圧力がポンプ締切圧を上回るため一時的に注水が停止する（大飯、伊方と同様）</p>
<p>第 2.1.31 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>第 2.1.3.15 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>★女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 2.1.31 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.1.1.31 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により 挙動が異なる（高浜が充てん／高圧注入ポンプに対して、泊・大飯が高圧注入ポンプ） ・泊では約50分以降にRCS圧力が急降下するため、約60分時点で高圧注入流量が急上昇する。 ・揚程相違に陥る場合、約40分時点で1次冷却材圧力がポンプ締切圧を上回るため一時的に注水が停止する（大飯、伊方と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約30分、約35分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>炉心水位 (m) 時間 (分) *：グラフは水位を表示</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>炉心水位 (m) 時間 (分) *：グラフは水位を表示</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>【参考：事象進展が泊と同様である伊方を記載】</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>炉心水位 (m) 時間 (分) *：グラフは水位を表示</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>炉心水位 (m) 時間 (分) *：グラフは水位を表示</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高圧注入ポンプの注入特性（揚程）の相違により、泊はフィードアンドブリードの開始が遅れる ケースでは、1次冷却系保有水量が大幅に低下するため、一時的に炉心が露出する（大飯、伊方と同様） ・泊と大飯では炉心露出時の1次冷却材圧力が異なり、泊の方が1次冷却材圧力が低いため、高圧流入が入らない時間が短い。そのため泊の方が原子炉容器内水位の回復が早く、炉心露出時間が短時間となっている。 ・泊と大飯では泊の方が炉心露出時間が短くなっているため、燃料被覆管の最高温度が低い（伊方と同程度）</p>
<p>第2.1.32図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約30分、約35分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>第2.1.32図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>第2.1.32図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>第7.1.1.32図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>【大飯、伊方と同様】 ・泊と大飯では炉心露出時の1次冷却材圧力が異なり、泊の方が1次冷却材圧力が低いため、高圧流入が入らない時間が短い。そのため泊の方が原子炉容器内水位の回復が早く、炉心露出時間が短時間となっている。 ・泊と大飯では泊の方が炉心露出時間が短くなっているため、燃料被覆管の最高温度が低い（伊方と同程度）</p>
<p>第2.1.33図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約30分、約35分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>第2.1.33図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>第2.1.33図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>第7.1.1.33図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）</p> <p>フィードアンドブリード開始 (約20分、約34分) 減圧過程の開始により、炉心及び上部プレナムが蒸発相から二相へ遷移することによる水位低下 高圧注入流量の一時的中断により炉心入口温度が上昇し、蒸気発生が増加することによる水位低下 1次冷却材圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加による水位上昇、フィードアンドブリード開始が遅くなる場合、1次冷却材圧力の上昇により高圧注入流量が増加することにより炉心水位が回復</p> <p>燃料被覆管温度 (°C) 時間 (分)</p>	<p>【大飯、伊方と同様】 ・泊と大飯では炉心露出時の1次冷却材圧力が異なり、泊の方が1次冷却材圧力が低いため、高圧流入が入らない時間が短い。そのため泊の方が原子炉容器内水位の回復が早く、炉心露出時間が短時間となっている。 ・泊と大飯では泊の方が炉心露出時間が短くなっているため、燃料被覆管の最高温度が低い（伊方と同程度）</p>

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
<p style="text-align: right;">添付資料 2.1.1</p> <p style="text-align: center;">フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について</p> <p>1. フィードアンドブリード時の炉心冷却状態確認の必要性 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリードは、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、高圧注入ポンプによる注水を行いながら加圧器逃がし弁を開操作して炉心の冷却を行うことから、1次冷却系の保有水量を把握するとともに炉心の冷却状態を確認する必要がある。</p> <p>2. 炉心冷却状態の確認方法 フィードアンドブリード時に炉心の冷却状態を確認する方法として、表1に示す重大事故等対処設備である計装設備の指示値を監視することにより、1次冷却系保有水量が確保されていることで炉心が冠水しており、炉心が冷却されていることを総合的に確認することとしている。 具体的には、1次冷却材圧力及び温度による炉心沸騰状態の確認、加圧器水位による1次冷却系保有水量の確認等により炉心の冷却状態を確認する。 なお、これらの重大事故等対処設備以外の計装設備についても、事象発生時に健全であり、炉心状態を推測できるものについては監視を行う。</p> <p style="text-align: center;">表1 フィードアンドブリード時に確認する重大事故等対処設備</p> <table border="1" data-bbox="197 858 1010 1098"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>確認項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td rowspan="2">サブクール度（沸騰余裕）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高温側温度（広域）</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>保有水量</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>炉心注水状態</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>燃料の冷却状態</td> </tr> </tbody> </table>	監視計器	確認項目	1次冷却材圧力	サブクール度（沸騰余裕）	1次冷却材高温側温度（広域）	加圧器水位	保有水量	高圧注入流量	炉心注水状態	1次冷却材高温側温度（広域）	燃料の冷却状態	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.1.1</p> <p style="text-align: center;">フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について</p> <p>1. フィードアンドブリード時の炉心冷却状態確認の必要性 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリードは、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、高圧注入ポンプによる注水を行いながら加圧器逃がし弁を開操作して炉心の冷却を行うことから、1次冷却系の保有水量を把握するとともに炉心の冷却状態を確認する必要がある。</p> <p>2. 炉心冷却状態の確認方法 フィードアンドブリード時に炉心の冷却状態を確認する方法として、表1に示す重大事故等対処設備である計装設備の指示値を監視することにより、1次冷却系保有水量が確保されていることで炉心が冠水しており、炉心が冷却されていることを総合的に確認することとしている。 具体的には、1次冷却材圧力及び温度による炉心沸騰状態の確認、加圧器水位による1次冷却系保有水量の確認等により炉心の冷却状態を確認する。 なお、これらの重大事故等対処設備以外の計装設備についても、事象発生時に健全であり、炉心状態を推測できるものについては監視を行う。</p> <p style="text-align: center;">表1 フィードアンドブリード時に確認する重大事故等対処設備</p> <table border="1" data-bbox="1115 858 1906 1075"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>確認項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力（広域）</td> <td rowspan="2">サブクール度（沸騰余裕）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域－高温側）</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>保有水量</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>炉心注水状態</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域－高温側）</td> <td>燃料の冷却状態</td> </tr> </tbody> </table>	監視計器	確認項目	1次冷却材圧力（広域）	サブクール度（沸騰余裕）	1次冷却材温度（広域－高温側）	加圧器水位	保有水量	高圧注入流量	炉心注水状態	1次冷却材温度（広域－高温側）	燃料の冷却状態	
監視計器	確認項目																							
1次冷却材圧力	サブクール度（沸騰余裕）																							
1次冷却材高温側温度（広域）																								
加圧器水位	保有水量																							
高圧注入流量	炉心注水状態																							
1次冷却材高温側温度（広域）	燃料の冷却状態																							
監視計器	確認項目																							
1次冷却材圧力（広域）	サブクール度（沸騰余裕）																							
1次冷却材温度（広域－高温側）																								
加圧器水位	保有水量																							
高圧注入流量	炉心注水状態																							
1次冷却材温度（広域－高温側）	燃料の冷却状態																							

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における安定状態の維持について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.1.2</p> <p style="text-align: center;">2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリードは、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を確保する手段として実施するものであるが、燃料取替用水ピットの容量の観点から長期間のフィードアンドブリード継続は難しい。よって、以下に示すとおり、蒸気発生器の除熱機能が回復した場合は、蒸気発生器による2次系強制冷却を行い、その後は余熱除去系による冷却を行うことで、フィードアンドブリードを停止し、長期にわたる炉心冷却が可能である。</p> <p>なお、格納容器の健全性については、格納容器スプレイにより維持される。</p> <p>(1) 余熱除去系による冷却開始のタイミング</p> <p>余熱除去系による冷却は、1次冷却材圧力が 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度が 177℃以下で可能となる。</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」の有効性評価における1次冷却材温度及び圧力の解析結果を図1及び図2に示す。1次冷却材温度 177℃到達は事象発生約 207分後であり、2.7MPa[gage]到達は事象発生時間約 218分後であることから、余熱除去系による冷却開始条件が成立するのは事象発生約 218分後となる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.1.2</p> <p style="text-align: center;">2次冷却系からの除熱機能喪失における安定状態の維持について</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリードは、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を確保する手段として実施するものであるが、燃料取替用水ピットの容量の観点から長期間のフィードアンドブリード継続は難しい。よって、以下に示すとおり、蒸気発生器の除熱機能が回復した場合は、蒸気発生器による2次冷却系強制冷却を行い、その後は余熱除去系による冷却を行うことで、フィードアンドブリードを停止し、長期にわたる炉心冷却が可能である。</p> <p>なお、原子炉格納容器の健全性については、格納容器スプレイにより維持される。</p> <p>(1) 余熱除去系による冷却開始のタイミング</p> <p>余熱除去系による冷却は、1次冷却材圧力が 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度が 177℃未満で可能となる。</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」の有効性評価における1次冷却材温度及び圧力の解析結果を図1及び図2に示す。1次冷却材温度 177℃到達及び1次冷却材圧力 2.7MPa[gage]到達はともに事象発生約 3.3時間後であることから、余熱除去系による冷却開始条件が成立するのは事象発生約 3.3時間後となる。</p>	<p>運用の相違 泊では 177℃を下 回れば（＝未満） 開始する手順と している。（玄海 と同様）</p> <p>解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における安定状態の維持について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1次冷却材温度 (°C)</p> <p>— 1次冷却材温度 - - - 1次冷却材飽和温度</p> <p>余熱除去系併入温度条件達成 (177°C到達、約218分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>1次冷却材温度 (°C)</p> <p>— 実線 : 1次冷却材温度 - - - 破線 : 1次冷却材飽和温度</p> <p>余熱除去系併入温度条件達成 (177°C、約3.3時間)</p> <p>177°C</p> <p>時間 (時)</p>	
<p>図1 1次冷却材温度</p>	<p>図1 1次冷却材温度</p>	
<p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>* : 炉心圧力を表示</p> <p>余熱除去系併入圧力条件達成 (2.7MPa到達、約218分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>余熱除去系併入圧力条件達成 (177°C、約3.3時間)</p> <p>2.7MPa[gage]</p> <p>時間 (時)</p>	
<p>図2 1次冷却材圧力</p>	<p>図2 1次冷却材圧力</p>	

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における安定状態の維持について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p data-bbox="1160 225 1447 248"><参考図：12時間までの応答図></p> <p data-bbox="1406 823 1664 847">参考図1 1次冷却材温度</p> <p data-bbox="1406 1393 1664 1417">参考図2 1次冷却材圧力</p>	<p data-bbox="1977 240 2112 432">記載方針の相違 ・泊では余熱除去系併入条件到達以降の事象応答図も参考図として記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																		
<p style="text-align: right;">添付資料 2.1.3</p> <p>大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （2次冷却系からの除熱機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力学解析用データ（2次冷却系からの除熱機能喪失）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.1.3</p> <p>重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 （2次冷却系からの除熱機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力学解析用データ（2次冷却系からの除熱機能喪失）</p>																																																																																																																			
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名 称</th> <th style="width: 20%;">数 値</th> <th style="width: 50%;">解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「蒸気発生器水位低」</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>蒸気発生器狭域水位 11%</td> <td>設計値（下限値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>2秒後に制御棒落下開始</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) フィードアンドブリード (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から5分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>2) 高圧注入ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 容量</td> <td>最小注入特性（第1図参照）</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 加圧器逃がし弁</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 個数</td> <td>2個</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 容量</td> <td>95t/h（1個当たり）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>4) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 個数</td> <td>4基（1ループ当たり1基）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>26.9m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「蒸気発生器水位低」			原子炉トリップ			i 設定点	蒸気発生器狭域水位 11%	設計値（下限値）	ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値（設計要求値）	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連			1) フィードアンドブリード (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)			i 開始条件	蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から5分後	運転員等操作余裕の考え方	2) 高圧注入ポンプ			i 台数	2台	設計値	ii 容量	最小注入特性（第1図参照）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 加圧器逃がし弁			i 個数	2個	設計値	ii 容量	95t/h（1個当たり）	設計値	4) 蓄圧タンク			i 個数	4基（1ループ当たり1基）	設計値	ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	26.9m ³ （1基当たり）	最低保有水量	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名 称</th> <th style="width: 20%;">数 値</th> <th style="width: 50%;">解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「蒸気発生器水位低」</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>蒸気発生器狭域水位 11%</td> <td>設計値（下限値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>2秒後に制御棒落下開始</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) フィードアンドブリード運転 (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から5分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>2) 高圧注入ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 容量</td> <td>最小注入特性（第1図参照）</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 加圧器逃がし弁</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 個数</td> <td>2個</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 容量</td> <td>95t/h（1個当たり）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>4) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 個数</td> <td>3基（1ループ当たり1基）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>29.0m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「蒸気発生器水位低」			原子炉トリップ			i 設定点	蒸気発生器狭域水位 11%	設計値（下限値）	ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値（設計要求値）	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連			1) フィードアンドブリード運転 (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)			i 開始条件	蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から5分後	運転員等操作余裕の考え方	2) 高圧注入ポンプ			i 台数	2台	設計値	ii 容量	最小注入特性（第1図参照）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 加圧器逃がし弁			i 個数	2個	設計値	ii 容量	95t/h（1個当たり）	設計値	4) 蓄圧タンク			i 個数	3基（1ループ当たり1基）	設計値	ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量	
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																																																		
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																				
1) 「蒸気発生器水位低」																																																																																																																				
原子炉トリップ																																																																																																																				
i 設定点	蒸気発生器狭域水位 11%	設計値（下限値）																																																																																																																		
ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値（設計要求値）																																																																																																																		
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連																																																																																																																				
1) フィードアンドブリード (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)																																																																																																																				
i 開始条件	蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から5分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																		
2) 高圧注入ポンプ																																																																																																																				
i 台数	2台	設計値																																																																																																																		
ii 容量	最小注入特性（第1図参照）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																		
3) 加圧器逃がし弁																																																																																																																				
i 個数	2個	設計値																																																																																																																		
ii 容量	95t/h（1個当たり）	設計値																																																																																																																		
4) 蓄圧タンク																																																																																																																				
i 個数	4基（1ループ当たり1基）	設計値																																																																																																																		
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																		
iii 保有水量	26.9m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																		
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																																																		
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																				
1) 「蒸気発生器水位低」																																																																																																																				
原子炉トリップ																																																																																																																				
i 設定点	蒸気発生器狭域水位 11%	設計値（下限値）																																																																																																																		
ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値（設計要求値）																																																																																																																		
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連																																																																																																																				
1) フィードアンドブリード運転 (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)																																																																																																																				
i 開始条件	蒸気発生器ドライアウト（蒸気発生器広域水位 0%）から5分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																		
2) 高圧注入ポンプ																																																																																																																				
i 台数	2台	設計値																																																																																																																		
ii 容量	最小注入特性（第1図参照）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																		
3) 加圧器逃がし弁																																																																																																																				
i 個数	2個	設計値																																																																																																																		
ii 容量	95t/h（1個当たり）	設計値																																																																																																																		
4) 蓄圧タンク																																																																																																																				
i 個数	3基（1ループ当たり1基）	設計値																																																																																																																		
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																		
iii 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 284 1037 1177" style="border: 2px solid black; height: 560px; width: 395px;"></div> <p data-bbox="331 1217 840 1241">第1図 高圧注入ポンプの最小注入流量（2台運転時）</p> <div data-bbox="640 1294 999 1374" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1099 284 1933 1121" style="border: 2px solid black; height: 525px; width: 372px;"></div> <p data-bbox="1267 1193 1749 1217">第1図 高圧注入ポンプの最小注入流量（2台運転時）</p> <p data-bbox="1317 1249 1899 1273"> : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失））

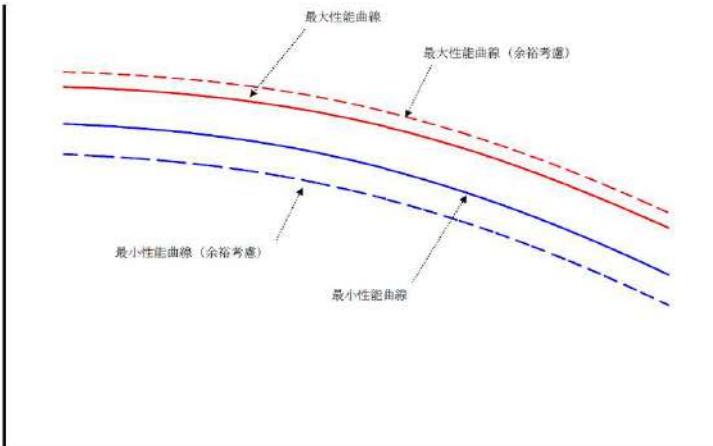
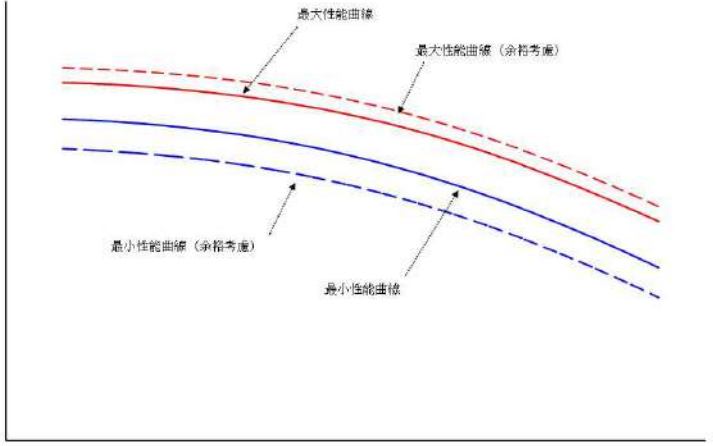
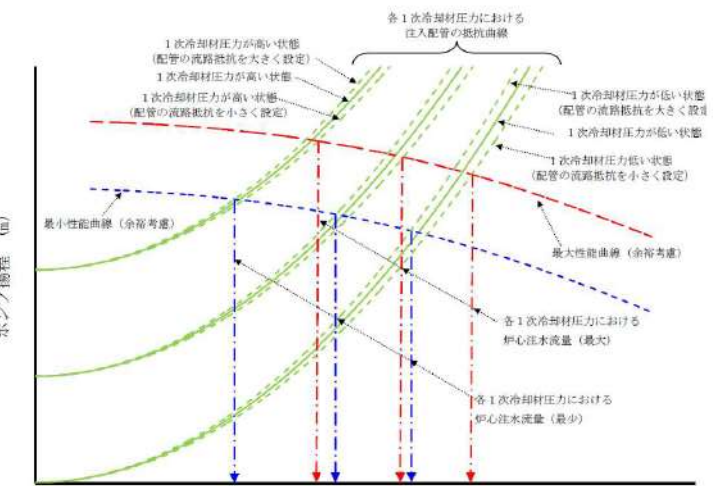
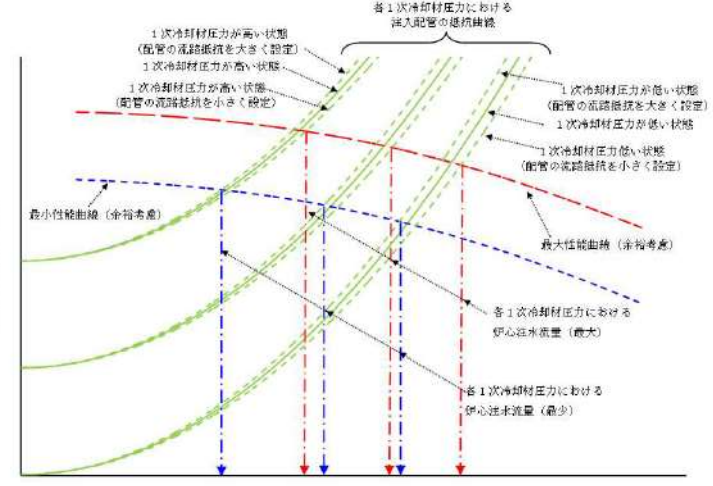
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価で使用する注入特性について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価で使用するポンプの注入特性については、最小注入特性と最大注入特性があり、それぞれの事象に応じて安全側となる注入特性を選定している。注入特性選定の考え方及び注入特性曲線の策定方法を以下に示すとともに、各事象の注入特性についてまとめたものを表1に示す。</p> <p>1. 最小注入特性について</p> <p>最小注入特性は、炉心への注水流量を小さく評価する方が安全側の仮定となる場合に適用する解析入力条件である。最小注入特性を適用する場合、各重要事故シーケンスに応じて破断口からの注入水の流出を想定して注入配管の流路抵抗を大きく設定するとともに、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる各1次冷却材圧力における炉心注水流量の特性を示す最小注入特性曲線を用いて解析を行う。最小注入特性を適用する事象は、以下の2事象である。</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失においては、炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を選定しており、注入配管の流路抵抗を大きく設定し、破断口からの注入水の流出を考慮しない条件において、高圧注入ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>ECCS注水機能喪失においては、炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を選定しており、注入配管の流路抵抗を大きく設定し、破断口からの注入水の流出を考慮する条件において、余熱除去ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>(1) ポンプ性能曲線（図1参照）</p> <p>定格曲線に対してポンプの製作性等を考慮してポンプ揚程を小さく設定した最小性能曲線に一定の余裕を考慮したポンプ性能曲線を用いている。</p> <p>(2) 注入配管の抵抗曲線</p> <p>a. 破断口からの注入水の流出を考慮しない場合（図2-1参照）</p> <p>炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく設定した注入配管の抵抗曲線を用いている。</p> <p>b. 破断口からの注入水の流出を考慮する場合（図2-2参照）</p> <p>炉心への注水流量を少なくするため、破断側ループへの注入水は、保守的に全て直接原子炉格納容器内に流出するものと仮定している。また、注入配管の抵抗曲線の設定に際しては、健全側ループへの注水流量を小さく、破断側ループへの注水流量を大きく評価するため、健全側ループへの注入配管の流路抵抗を大きく、破断側ループへの注入配管の流路抵抗を小さく設定するとともに、破断側ループの注入点における圧力は大気圧としている。</p>	<p style="text-align: right;">補足資料</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価で使用する注入特性について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価で使用するポンプの注入特性については、最小注入特性と最大注入特性があり、それぞれの事象に応じて安全側となる注入特性を選定している。注入特性選定の考え方及び注入特性曲線の策定方法を以下に示すとともに、各事象の注入特性についてまとめたものを表1に示す。</p> <p>1. 最小注入特性について</p> <p>最小注入特性は、炉心への注水流量を小さく評価する方が安全側の仮定となる場合に適用する解析入力条件である。最小注入特性を適用する場合、各重要事故シーケンスに応じて破断口からの注入水の流出を想定して注入配管の流路抵抗を大きく設定するとともに、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる各1次冷却材圧力における炉心注水流量の特性を示す最小注入特性曲線を用いて解析を行う。最小注入特性を適用する事象は、以下の2事象である。</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失においては、炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を選定しており、注入配管の流路抵抗を大きく設定し、破断口からの注入水の流出を考慮しない条件において、高圧注入ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>ECCS注水機能喪失においては、炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を選定しており、注入配管の流路抵抗を大きく設定し、破断口からの注入水の流出を考慮する条件において、余熱除去ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>(1) ポンプ性能曲線（図1参照）</p> <p>定格曲線に対してポンプの製作性等を考慮してポンプ揚程を小さく設定した最小性能曲線に一定の余裕を考慮したポンプ性能曲線を用いている。</p> <p>(2) 注入配管の抵抗曲線</p> <p>a. 破断口からの注入水の流出を考慮しない場合（図2-1参照）</p> <p>炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく設定した注入配管の抵抗曲線を用いている。</p> <p>b. 破断口からの注入水の流出を考慮する場合（図2-2参照）</p> <p>炉心への注水流量を少なくするため、破断側ループへの注入水は、保守的に全て直接原子炉格納容器内に流出するものと仮定している。また、注入配管の抵抗曲線の設定に際しては、健全側ループへの注水流量を小さく、破断側ループへの注水流量を大きく評価するため、健全側ループへの注入配管の流路抵抗を大きく、破断側ループへの注入配管の流路抵抗を小さく設定するとともに、破断側ループの注入点における圧力は大気圧としている。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失 (添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (2次冷却系からの除熱機能喪失))

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 最小注入特性曲線 (図3 参照)</p> <p>各1次冷却材圧力における炉心への注水流量は、図1に示すポンプ性能曲線と図2に示す各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との交点における流量であるポンプ運転流量からミニマムフロー流量を差し引くほか、破断口からの注入水の流出を考慮する場合は破断側ループへの注水流量を差し引いた流量として求める。</p> <p>最小注入特性曲線は、上記手順に基づき求められる1次冷却材圧力と炉心への注水流量の関係を示す特性曲線として設定しているものである。</p> <p>2. 最大注入特性について</p> <p>最大注入特性は、炉心への注水流量を大きく評価する方が安全側の仮定となる場合に適用する解析入力条件である。最大注入特性を適用する場合、全ての注入配管は健全であることを想定して注入配管の流路抵抗を小さく設定するとともに、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる各1次冷却材圧力における炉心への注水流量の特性を示す最大注入特性曲線を用いて解析を行う。最大注入特性を適用する事象は、以下の3事象である。</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失においては、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の影響が厳しくなる観点から、原子炉格納容器への漏えい量が増加する最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ各2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>ECCS再循環機能喪失においては、ECCS再循環機能喪失時に炉心への注水が一定期間停止することで炉心冷却性が厳しくなる観点から、再循環切替時の炉心崩壊熱が高くなるよう、燃料取替用水ピットの再循環切替水位到達までの時間が短くなる最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ各2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>格納容器バイパスにおいては、設備環境等に与える影響が厳しくなる観点から、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への1次冷却材の漏えい量が増加する最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>(1) ポンプ性能曲線 (図1 参照)</p> <p>定格曲線に対してポンプの製作性等を考慮してポンプ揚程を大きく設定した最大性能曲線に一定の余裕を考慮したポンプ性能曲線を用いている。</p> <p>(2) 注入配管の抵抗曲線 (図2-1 参照)</p> <p>注入配管の抵抗曲線の設定に際しては、炉心への注水流量を大きくするため、破断口からの注入水の流出を考慮せず、注入配管の流路抵抗を大きく設定している。</p> <p>(3) 最大注入特性曲線 (図3 参照)</p> <p>各1次冷却材圧力における炉心への注水流量は、図1に示すポンプ性能曲線と図2に示す各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との交点における流量であるポンプ運転流量からミニマムフロー流量を差し引いた流量として求める。</p> <p>最大注入特性曲線は、上記手順に基づき求められる1次冷却材圧力と炉心への注水流量の関係を示す特性曲線として設定しているものである。</p>	<p>(3) 最小注入特性曲線 (図3参照)</p> <p>各1次冷却材圧力における炉心への注水流量は、図1に示すポンプ性能曲線と図2に示す各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との交点における流量であるポンプ運転流量からミニマムフロー流量を差し引くほか、破断口からの注入水の流出を考慮する場合は破断側ループへの注水流量を差し引いた流量として求める。</p> <p>最小注入特性曲線は、上記手順に基づき求められる1次冷却材圧力と炉心への注水流量の関係を示す特性曲線として設定しているものである。</p> <p>2. 最大注入特性について</p> <p>最大注入特性は、炉心への注水流量を大きく評価する方が安全側の仮定となる場合に適用する解析入力条件である。最大注入特性を適用する場合、全ての注入配管は健全であることを想定して注入配管の流路抵抗を小さく設定するとともに、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる各1次冷却材圧力における炉心への注水流量の特性を示す最大注入特性曲線を用いて解析を行う。最大注入特性を適用する事象は、以下の3事象である。</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失においては、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の影響が厳しくなる観点から、原子炉格納容器への漏えい量が増加する最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ各2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>ECCS再循環機能喪失においては、ECCS再循環機能喪失時に炉心への注水が一定期間停止することで炉心冷却性が厳しくなる観点から、再循環切替時の炉心崩壊熱が高くなるよう、燃料取替用水ピットの再循環切替水位到達までの時間が短くなる最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ各2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>格納容器バイパスにおいては、設備環境等に与える影響が厳しくなる観点から、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への1次冷却材の漏えい量が増加する最大注入特性を選定しており、高圧注入ポンプ2台運転時の注入特性を入力条件とする。</p> <p>(1) ポンプ性能曲線 (図1 参照)</p> <p>定格曲線に対してポンプの製作性等を考慮してポンプ揚程を大きく設定した最大性能曲線に一定の余裕を考慮したポンプ性能曲線を用いている。</p> <p>(2) 注入配管の抵抗曲線 (図2-1 参照)</p> <p>注入配管の抵抗曲線の設定に際しては、炉心への注水流量を大きくするため、破断口からの注入水の流出を考慮せず、注入配管の流路抵抗を小さく設定している。</p> <p>(3) 最大注入特性曲線 (図3参照)</p> <p>各1次冷却材圧力における炉心への注水流量は、図1に示すポンプ性能曲線と図2に示す各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との交点における流量であるポンプ運転流量からミニマムフロー流量を差し引いた流量として求める。</p> <p>最大注入特性曲線は、上記手順に基づき求められる1次冷却材圧力と炉心への注水流量の関係を示す特性曲線として設定しているものである。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 注入特性曲線を策定する際に用いるポンプ性能曲線</p>	 <p>図1 注入特性曲線を策定する際に用いるポンプ性能曲線</p>	
 <p>図2-1 最小及び最大ポンプ性能曲線と各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との関係 (破断口からの注入水の流出を考慮しない場合)</p>	 <p>図2-1 最小及び最大ポンプ性能曲線と各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との関係 (破断口からの注入水の流出を考慮しない場合)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>各1次冷却材圧力における全ループの注入配管の抵抗曲線</p> <p>破断ループの抵抗曲線</p> <p>最小性能曲線（余裕考慮）</p> <p>破断ループの抵抗曲線（配管の流路抵抗を小さく設定）</p> <p>破断ループから流出する流量</p> <p>健全ループから炉心注水される流量</p> <p>1次冷却材圧力が高い状態（配管の流路抵抗を大きく設定）</p> <p>1次冷却材圧力が低い状態（配管の流路抵抗を小さく設定）</p> <p>1次冷却材圧力が高い状態</p> <p>1次冷却材圧力が低い状態</p> <p>ポンプ揚程 (m)</p> <p>ポンプ流量 (m³/h)</p>	<p>各1次冷却材圧力における全ループの注入配管の抵抗曲線</p> <p>破断ループの抵抗曲線</p> <p>最小性能曲線（余裕考慮）</p> <p>破断ループの抵抗曲線（配管の流路抵抗を小さく設定）</p> <p>破断ループから流出する流量</p> <p>健全ループから炉心注水される流量</p> <p>1次冷却材圧力が高い状態（配管の流路抵抗を大きく設定）</p> <p>1次冷却材圧力が低い状態（配管の流路抵抗を小さく設定）</p> <p>1次冷却材圧力が高い状態</p> <p>1次冷却材圧力が低い状態</p> <p>ポンプ揚程 (m)</p> <p>ポンプ流量 (m³/h)</p>	
<p>図2-2 最小ポンプ性能曲線と各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との関係（破断口からの注入水の流出を考慮する場合）</p>	<p>図2-2 最小ポンプ性能曲線と各1次冷却材圧力における注入配管の抵抗曲線との関係（破断口からの注入水の流出を考慮する場合）</p>	
<p>最大注入特性</p> <p>最小注入特性（破断口からの流出を考慮する場合）</p> <p>最小注入特性（破断口からの流出を考慮しない場合）</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa (gauge))</p> <p>注入流量 (m³/h)</p>	<p>最大注入特性</p> <p>最小注入特性（破断口からの流出を考慮する場合）</p> <p>最小注入特性（破断口からの流出を考慮しない場合）</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa (gauge))</p> <p>注入流量 (m³/h)</p>	
<p>図3 注入特性</p>	<p>図3 注入特性</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失 (添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (2次冷却系からの除熱機能喪失))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由	
表1 重大事故等対策の有効性評価において使用する注入特性									
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	解析で作動を想定する 高圧/低圧注入系	解析で使用する 注入特性	破断口からの 流出	事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	解析で使用する 注入特性	破断口からの 流出	
2次冷却系からの 除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能喪失が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台	最小注入特性	考慮しない	2次冷却系からの 除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台	最小注入特性	考慮しない
	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイン注入機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前後) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前後)	考慮しない		原子炉格納容器の 除熱機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイン機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	余熱除去ポンプ×2台	最小注入特性	考慮する	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	余熱除去ポンプ×2台	最小注入特性	考慮する
	大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性	考慮しない		大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性	考慮しない
格納容器バイパス	インターフェイズシステムLOCA	高圧注入ポンプ×2台	最大注入特性	考慮しない	格納容器バイパス	インターフェイズシステムLOCA	高圧注入ポンプ×2台	最大注入特性	考慮しない
	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故					蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故			
※：「炉心損傷防止」の有効性評価において、全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)、原子炉停止機能喪失においては、注入特性を考慮しない。また、「格納容器破損防止」、「使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止」、「運転停止中原子炉における燃料損傷防止」の有効性評価においても注入特性を考慮しない。 ※：「炉心損傷防止」の有効性評価において、全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)、原子炉停止機能喪失においては、注入特性を考慮しない。また、「格納容器破損防止」、「使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止」、「運転停止中原子炉における燃料損傷防止」の有効性評価においても注入特性を考慮しない。									
表1 重大事故等対策の有効性評価において使用する注入特性									
事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	解析で作動を想定する 高圧/低圧注入系	解析で使用する 注入特性	破断口からの 流出	事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	解析で使用する 注入特性	破断口からの 流出	
2次冷却系からの 除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台	最小注入特性	考慮しない	2次冷却系からの 除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台	最小注入特性	考慮しない
	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイン機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前後) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	考慮しない		原子炉格納容器の 除熱機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイン機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	余熱除去ポンプ×2台	最小注入特性	考慮する	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 (6インチ、4インチ、2インチ)	余熱除去ポンプ×2台	最小注入特性	考慮する
	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性	考慮しない		大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	高圧注入ポンプ×2台 (再循環切替前) 余熱除去ポンプ×2台 (再循環切替前)	最大注入特性	考慮しない
格納容器バイパス	インターフェイズシステムLOCA	高圧注入ポンプ×2台	最大注入特性	考慮しない	格納容器バイパス	インターフェイズシステムLOCA	高圧注入ポンプ×2台	最大注入特性	考慮しない
	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故					蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故			
※：「炉心損傷防止」の有効性評価において、全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)、原子炉停止機能喪失においては、注入特性を考慮しない。また、「格納容器破損防止」、「使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止」、「運転停止中原子炉における燃料損傷防止」の有効性評価においても注入特性を考慮しない。									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.1.4</p> <p style="text-align: center;">2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について</p> <p>1. フィードアンドブリード開始の判断条件の考え方について</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリードは、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、非常用炉心冷却設備の手動作動及び加圧器逃がし弁の手動開放により実施するものである。また、有効性評価におけるフィードアンドブリード開始の判断条件は、蒸気発生器水位が広域水位計下端である0%指示まで到達した場合としている。</p> <p>一方、運転員の手順におけるフィードアンドブリード開始の判断条件は、蒸気発生器広域水位が10%指示としており、この理由は以下のとおりである。</p> <p>蒸気発生器水位（広域）は差圧式計器であり、プラント起動時の蒸気発生器への水張り時に使用することを目的に設置しているため、常温で計器校正を行っている。しかし、本事故発生時における運転状態では、蒸気発生器の器内水は高温であることから、水の密度が異なるため、蒸気発生器ドライアウト状態の水位計指示が高めにずれる可能性がある。さらに、計器誤差を考慮すると、最大で約9%のずれが生じる可能性がある。よって、蒸気発生器水位が広域水位計下端に到達する前に、確実にフィードアンドブリードを開始する観点から、蒸気発生器広域水位 10%到達にて開始の判断とすることとしている。</p> <p>2. フィードアンドブリード操作開始時間の実際に見込まれる時間との差異等による影響</p> <p>有効性評価における解析上の操作開始時間と実際に見込まれる時間との差異による影響としては、1.に示すとおり、蒸気発生器広域水位がわずかに確保された状態でフィードアンドブリードを開始するものと考えられ、有効性評価における解析上の操作開始時間（蒸気発生器広域水位 0%到達から5分後）と比較して、フィードアンドブリード開始が早くなる。このため、フィードアンドブリードを有効性評価における解析上の操作開始時間よりも早期に開始した場合の影響について評価した。</p> <p>また、運転員による蒸気発生器ドライアウト判定の遅延等を考慮した場合の時間余裕の確認として、フィードアンドブリードの開始が有効性評価における設定よりも遅れた場合の影響について評価した。</p> <p>(1) フィードアンドブリードの開始が早くなる場合</p> <p>蒸気発生器広域水位が10%から0%に至るまでの時間は数分であることから、解析上の操作開始時間よりも3分早く、蒸気発生器 0%到達から2分後にフィードアンドブリードを開始した場合の影響について評価した。その結果を図1から図6に示す。</p> <p>フィードアンドブリードを早期に開始した場合、1次冷却材温度がより低く、サブクール度が大きい状態で減圧が開始するため、沸騰開始までの減圧が大きくなり、高圧注入ポンプによる注水量も大きくなる。一方、炉心出力が高い状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心での蒸気発</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.1.4</p> <p style="text-align: center;">2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について</p> <p>1. フィードアンドブリード開始の判断条件の考え方について</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリードは、蒸気発生器2次側の保有水が喪失した場合に炉心冷却を維持するための除熱手段確保として実施するものであり、非常用炉心冷却設備の手動作動及び加圧器逃がし弁の手動開放により実施するものである。また、有効性評価におけるフィードアンドブリード開始の判断条件は、蒸気発生器水位が広域水位計下端である0%指示まで到達した場合としている。</p> <p>一方、運転員の手順におけるフィードアンドブリード開始の判断条件は、全ての健全な蒸気発生器水位(広域)指示が10%未満としており、この理由は以下のとおりである。</p> <p>蒸気発生器水位（広域）は差圧式計器であり、プラント起動時の蒸気発生器への水張り時に使用することを目的に設置しているため、常温で計器校正を行っている。しかし、本事故発生時における運転状態では、蒸気発生器の器内水は高温であることから、水の密度が異なるため、蒸気発生器ドライアウト状態の水位指示が高めにずれる可能性がある。さらに、計器誤差を考慮すると、最大で約8%のずれが生じる可能性がある。よって、蒸気発生器水位が広域水位の下端に到達する前に、確実にフィードアンドブリードを開始する観点から、蒸気発生器水位(広域)指示 10%未満にて開始の判断とすることとしている。</p> <p>2. フィードアンドブリード操作開始時間の実際に見込まれる時間との差異等による影響</p> <p>有効性評価における解析上の操作開始時間と実際に見込まれる時間との差異による影響としては、1.に示すとおり、蒸気発生器広域水位がわずかに確保された状態でフィードアンドブリードを開始するものと考えられ、有効性評価における解析上の操作開始時間（蒸気発生器広域水位0%到達から5分後）と比較して、フィードアンドブリード開始が早くなる。このため、フィードアンドブリードを有効性評価における解析上の操作開始時間よりも早期に開始した場合の影響について評価した。</p> <p>また、運転員による蒸気発生器ドライアウト判定の遅延等を考慮した場合の時間余裕の確認として、フィードアンドブリードの開始が有効性評価における設定よりも遅れた場合の影響について評価した。</p> <p>(1) フィードアンドブリードの開始が早くなる場合</p> <p>蒸気発生器広域水位が10%から0%に至るまでの時間は数分であることから、解析上の操作開始時間よりも3分早く、蒸気発生器広域水位 0%到達から2分後にフィードアンドブリードを開始した場合の影響について評価した。その結果を図1から図6に示す。</p> <p>フィードアンドブリードを早期に開始した場合、1次冷却材温度がより低く、サブクール度が大きい状態で減圧が開始するため、沸騰開始までの減圧が大きくなり、高圧注入ポンプによる注水量も大きくなる。一方、炉心出力が高い状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心での蒸気発</p>	<p>運用の相違 泊では10%を下回れば（＝未満）開始する手順としている。（実質同時）</p> <p>設計の相違</p> <p>運用の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>生量の増加による1次冷却材圧力上昇及び1次系保有水量の低下が考えられるが、前述の効果が大きく作用することで1次系保有水量の減少は小さく、1次冷却材圧力及び温度の上昇は抑制される。よって、フィードアンドブリードを早期に開始することで、炉心冷却は緩和される方向であり、炉心露出に対する余裕は増加する。</p> <p>(2) フィードアンドブリードの開始が遅くなる場合</p> <p>蒸気発生器ドライアウトの判定遅れとして解析上の操作開始時間から5分の遅延時間を考慮し、蒸気発生器ドライアウトから10分後にフィードアンドブリードを開始した場合の影響について評価した結果を図7から図12に示す。</p> <p>フィードアンドブリードの開始が遅れることで、1次冷却材温度が高くサブクール度が小さい状態で減圧が開始されることから、沸騰開始までの1次系の減圧幅が小さくなり、加圧器逃がし弁からの二相放出が生じる期間に1次冷却材圧力が高く推移するため、高圧注水量が減少する。さらに、1次冷却材圧力が上昇すると、1次冷却材圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となり高圧注入が停止する期間が長くなり、炉心上部が一時的に露出することから、燃料被覆管温度は上昇する。その後、1次系保有水量の低下に伴い、高温側配管等で停滞していた高温水又は蒸気が低温側配管やダウンカマ部に流入することで、収縮又は凝縮し、1次冷却材圧力が低下することで、高圧注入流量は増加し炉心の冠水は維持される。</p> <p>評価項目となるパラメータである燃料被覆管温度は、最高値が約880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管温度は低下する。また、蒸気発生器ドライアウトからフィードアンドブリード開始まで、約10分の時間余裕があることが確認できた。</p> <p>フィードアンドブリードは、中央制御室の運転員1名による操作が可能であり、全補助給水ポンプの起動失敗を踏まえて蒸気発生器水位を継続的に監視することで、全蒸気発生器がドライアウトとなればすみやかに操作を開始することができる。また、操作に必要な時間の積み上げについても余裕を考慮したものであることから、十分余裕を持った対応が可能であると考えられる。</p>	<p>生量の増加による1次冷却材圧力上昇及び1次系保有水量の減少が考えられるが、前述の効果が大きく作用することで1次系保有水量の減少は小さく、1次冷却材圧力及び温度の上昇は抑制される。よって、フィードアンドブリードを早期に開始することで、炉心冷却は緩和される方向であり、炉心露出に対する余裕は増加する。</p> <p>(2) フィードアンドブリードの開始が遅くなる場合</p> <p>蒸気発生器ドライアウトの判定遅れとして解析上の操作開始時間から5分の遅延時間を考慮し、蒸気発生器ドライアウトから10分後にフィードアンドブリードを開始した場合の影響について評価した結果を図7から図12に示す。</p> <p>フィードアンドブリードの開始が遅れることで、1次冷却材温度が高くサブクール度が小さい状態で減圧が開始されることから、沸騰開始までの1次冷却系の減圧幅が小さくなり、加圧器逃がし弁からの二相放出が生じる期間に1次冷却材圧力が高く推移するため、高圧注入流量が減少する。さらに1次冷却材圧力が上昇すると、1次冷却材圧力が高圧注入ポンプの締切圧以上となる期間が生じ、高圧注入が一時的に停止することで炉心上部が一時的に露出することから、燃料被覆管温度は上昇する。その後、1次冷却系保有水量の減少に伴い、高温側配管等で停滞していた高温水又は蒸気が低温側配管やダウンカマ部に流入することで、収縮又は凝縮し、1次冷却材圧力が低下することで、高圧注入流量は増加し炉心の冠水は維持される。</p> <p>最終的に、評価項目となるパラメータである燃料被覆管温度は、最高値が初期値以下となり、その後も低く推移することから有効性評価の結果に与える影響はないことを確認できた。また、蒸気発生器ドライアウトからフィードアンドブリード開始まで、10分以上の時間余裕があることが確認できた。</p> <p>フィードアンドブリードは、中央制御室の運転員1名による操作が可能であり、全補助給水ポンプの起動失敗を踏まえて蒸気発生器水位を継続的に監視することで、全蒸気発生器がドライアウトとなればすみやかに操作を開始することができる。また、操作に必要な時間の積み上げについても余裕を考慮したものであることから、十分余裕を持った対応が可能であると考えられる。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

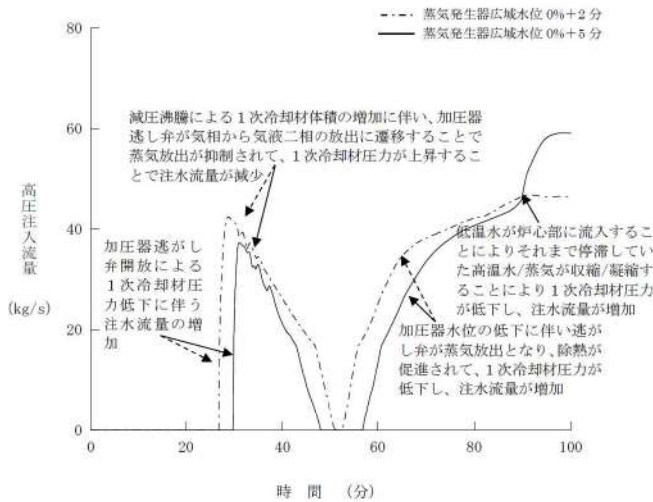
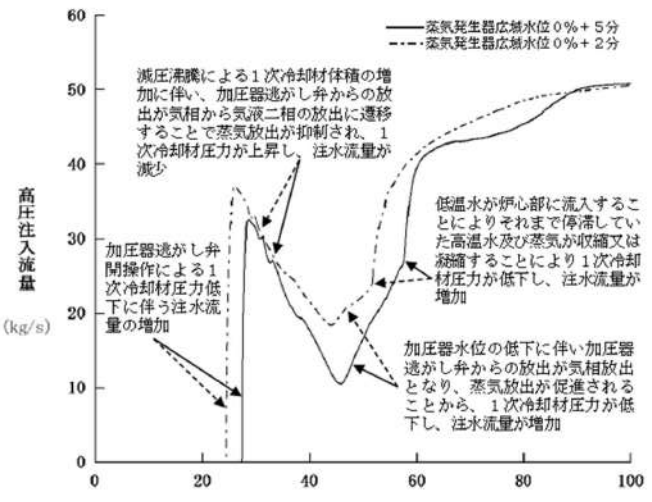
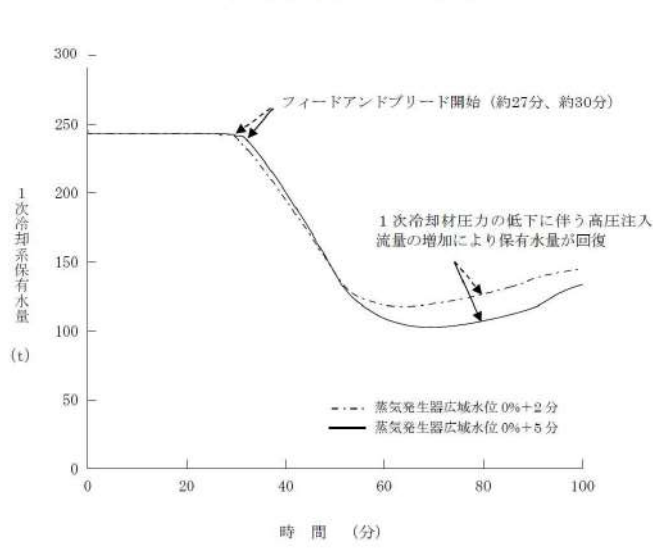
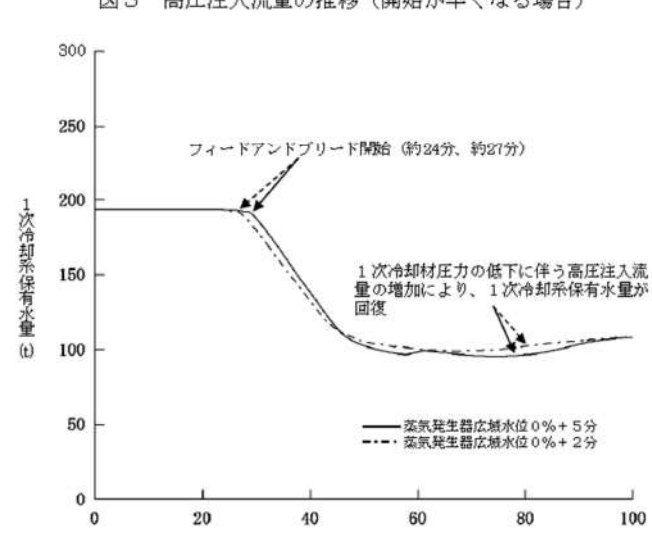
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>図1 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）</p>	
<p>図2 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	<p>図2 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	

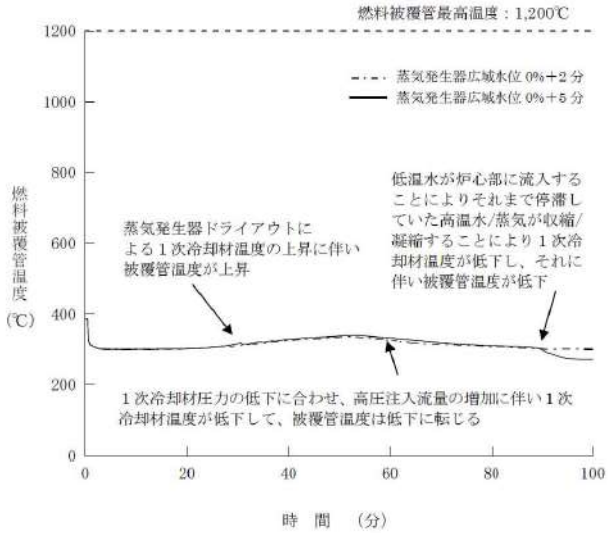
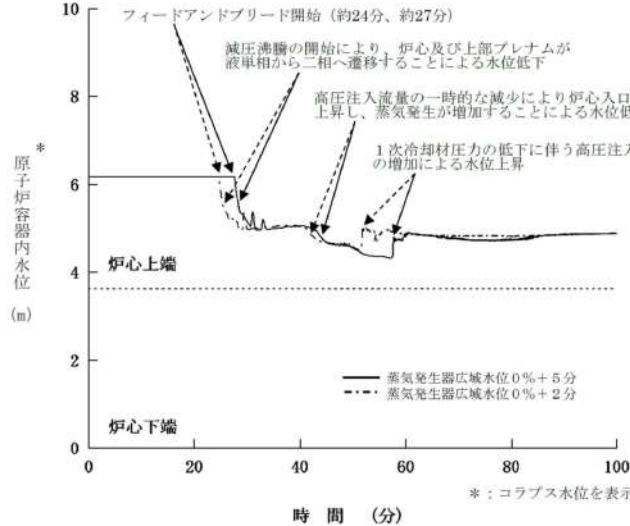
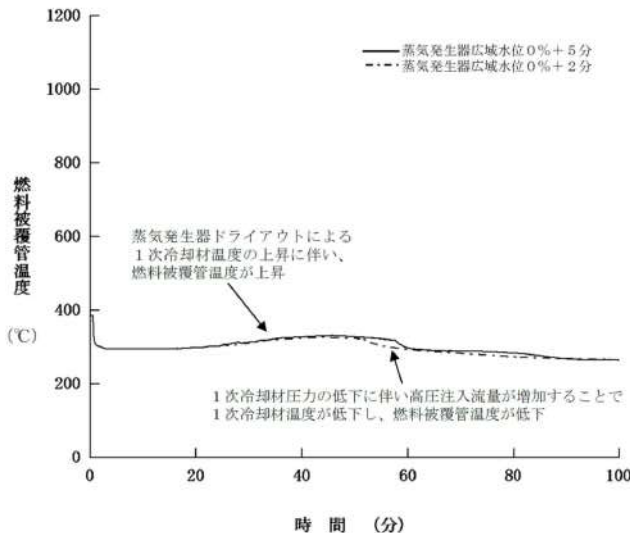
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）</p>	 <p>図3 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）</p>	
 <p>図4 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）</p>	 <p>図4 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="358 1396 795 1420">図5 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	 <p data-bbox="1243 774 1769 798">図5 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）</p>  <p data-bbox="1254 1380 1758 1404">図6 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図6 1次冷却材圧力の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>図7 1次冷却材圧力の推移（開始が遅くなる場合）</p>	
<p>図7 1次冷却材温度の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>図8 1次冷却材温度の推移（開始が遅くなる場合）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図8 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>図9 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	
<p>図9 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>図10 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）</p>	

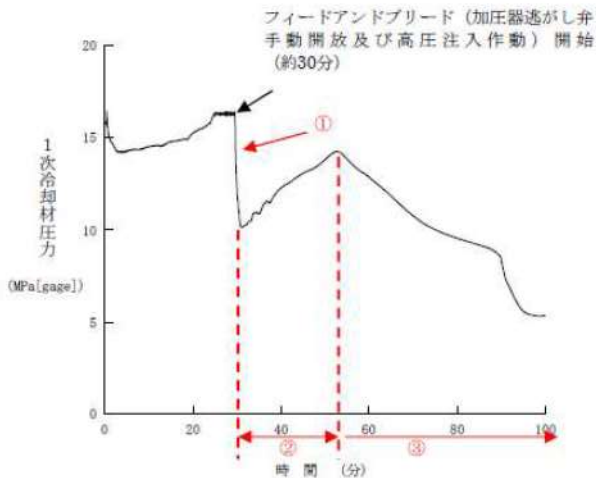
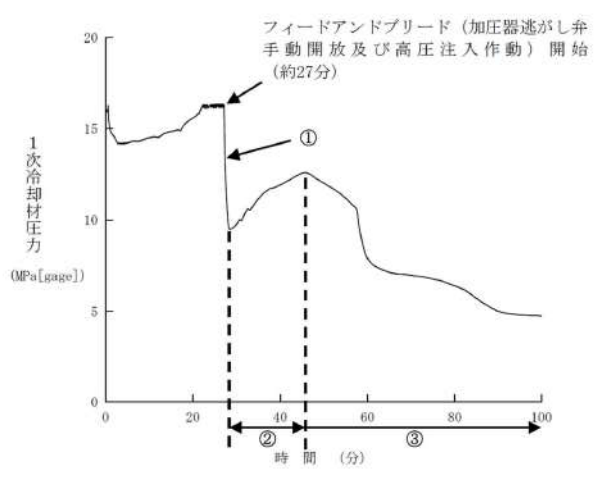
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため移動】</p> <p>図 11 気泡炉心水位の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>図 11 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）</p>	
<p>図 10 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）</p>	<p>図 12 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="907 167 1041 191">添付資料 2.1.5</p> <p data-bbox="369 231 817 255">「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について</p> <p data-bbox="145 303 1041 399">事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の1次冷却材圧力を図1に示すとともに、1次冷却系の挙動を説明する。</p>  <p data-bbox="448 933 739 957">図1 1次冷却材圧力の推移</p> <p data-bbox="145 1021 1041 1356"> ① 加圧器逃がし弁手動開放及び高圧注入作動 加圧器逃がし弁手動開放による蒸気放出が開始。1次冷却材はサブクール状態であり、減圧による1次冷却材の沸騰を伴わないために、1次冷却材圧力は大きく低下する。 ② 1次冷却材圧力上昇期間 減圧による飽和温度低下により沸騰が開始する。加圧器水位の上昇により、加圧器逃がし弁からの放出が液相化し、放出体積流量が減少する。1次冷却系での沸騰開始と放出体積流量減少の効果により1次冷却材圧力は上昇に転じる。 ③ 1次冷却材圧力低下期間 加圧器上部に気相領域が形成され、蒸気放出が再開。加圧器逃がし弁からの放出が液相から蒸気へと遷移することで放出体積流量は増加し、それに伴い1次冷却材圧力は再び低下する。 </p>	<p data-bbox="1803 167 1937 191">添付資料 7.1.1.5</p> <p data-bbox="1288 231 1736 255">「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について</p> <p data-bbox="1064 303 1960 399">事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の1次冷却材圧力を図1に示すとともに、1次冷却系の挙動を説明する。</p>  <p data-bbox="1355 933 1646 957">図 1次冷却材圧力の推移</p> <p data-bbox="1064 1021 1960 1356"> ① 加圧器逃がし弁手動開放及び高圧注入作動 加圧器逃がし弁手動開放により蒸気放出が開始。1次冷却材はサブクール状態であり、減圧による1次冷却材の沸騰を伴わないために、1次冷却材圧力は大きく低下する。 ② 1次冷却材圧力上昇期間 減圧による飽和温度低下により沸騰が開始する。加圧器水位の上昇により、加圧器逃がし弁からの放出が液相化し、放出体積流量が減少する。1次冷却系での沸騰開始と放出体積流量減少の効果により1次冷却材圧力は上昇に転じる。 ③ 1次冷却材圧力低下期間 加圧器上部に気相領域が形成され、蒸気放出が再開。加圧器逃がし弁からの放出が液相から蒸気へと遷移することで放出体積流量は増加し、それに伴い1次冷却材圧力は再び低下する。 </p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③</p> <p>加圧器への蒸気流入量増加により上部に気相領域が形成され、気相放出となる</p> <p>上部プレナムおよび蒸気発生器伝熱管の水位低下が高温側配管付近まで進行し、加圧器への蒸気の流入量が増加</p> <p>圧力低下に伴い注入流量が増加し、1次系保有水量は上昇に転じる</p> <p>[参考1] 各パラメータの挙動の推移</p> <p>沸騰開始により、炉心出口のボイド率が上昇</p> <p>高圧注入により炉心入口温度が低下(サブクール度が増加)し、炉心での発生蒸気量が減少することに伴う低下</p>	<p>③</p> <p>加圧器への蒸気流入量増加により上部に気相領域が形成され、気相放出となる</p> <p>上部プレナムおよび蒸気発生器伝熱管の水位低下が高温側配管付近まで進行し、加圧器への蒸気の流入量が増加</p> <p>圧力低下に伴い注入流量が増加し、1次系保有水量は増加に転じる</p> <p>[参考1] 各パラメータの挙動の推移</p> <p>沸騰開始により、炉心出口のボイド率が上昇</p> <p>高圧注入により炉心入口温度が低下(サブクール度が増加)し、炉心での発生蒸気量が減少することに伴う低下</p> <p>炉心出口ボイド率の推移</p>	

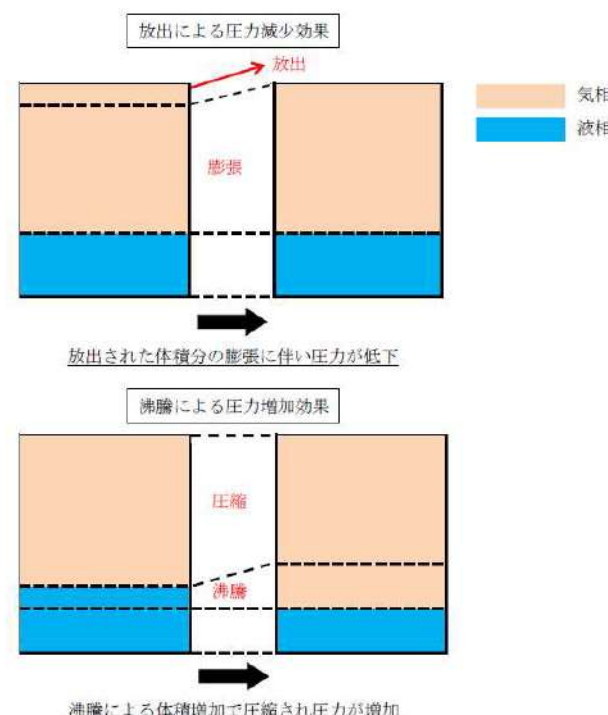
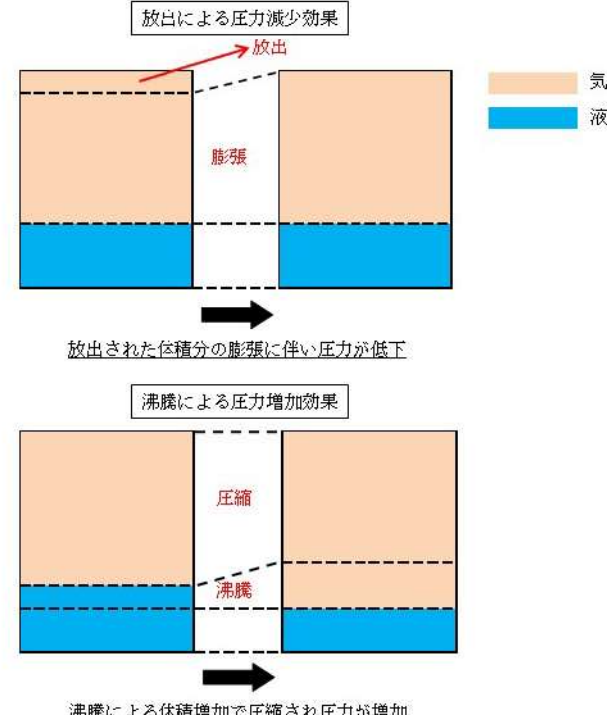
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>フィードアンドブリード開始（約30分）</p> <p>液相放出の継続による1次系保有水量の減少に伴い加圧器水位が低下を始め、加圧器上部に気相領域が形成され、ボイド率が上昇</p> <p>加圧器気相部の蒸気放出終了と減圧沸騰による加圧器二相水位の上昇によりボイド率が低下</p> <p>時間 (分)</p> <p>② ③</p> <p>加圧器頂部ボイド率の推移</p>	<p>フィードアンドブリード開始（約27分）</p> <p>高圧注入流量の増加により加圧器水位が上昇し、頂部まで達する。</p> <p>加圧器気相部の蒸気放出終了と減圧沸騰による加圧器二相水位の上昇によりボイド率が低下</p> <p>液相放出の継続による1次冷却系保有水量の減少に伴い加圧器水位が低下を始め、加圧器上部に気相領域が形成され、ボイド率が上昇</p> <p>時間 (分)</p> <p>② ③</p> <p>加圧器頂部ボイド率の推移</p>	
<p>1次冷却材圧力上昇に伴う加圧器逃がし弁の自動開閉</p> <p>加圧器逃がし弁の手動開閉により蒸気放出開始</p> <p>加圧器上部に気相部が形成され液相放出から蒸気放出へ遷移するために、体積流量は増加</p> <p>時間 (分)</p> <p>② ③</p> <p>加圧器逃がし弁体積流量の推移</p>	<p>1次冷却材圧力上昇に伴う加圧器逃がし弁の自動開閉</p> <p>加圧器逃がし弁の手動開閉により蒸気放出開始</p> <p>加圧器上部に気相部が形成され液相放出から蒸気放出へ遷移するために、体積流量は増加</p> <p>高圧注入流量の増加により加圧器水位が上昇し、頂部まで達すると放出流量が二相化する。</p> <p>加圧器水位の上昇による放出流の液相化に伴い体積流量は減少</p> <p>時間 (分)</p> <p>② ③</p> <p>加圧器逃がし弁体積流量の推移</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>〔参考2〕 加圧器開口部からの液相放出により1次冷却材圧力が上昇する理由</p> <p>(1) 圧力損失</p> <p>加圧器開口部での圧力損失は、以下の式で表され、密度と流速の2乗の積に比例する。</p> $\Delta P \propto \frac{\rho v^2}{2}$ <p style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{l} \Delta P : \text{圧力損失} \\ \rho : \text{密度} \\ v : \text{流速} \end{array} \right)$ </p>	<p>〔参考2〕 加圧器開口部からの液相放出により1次冷却材圧力が上昇する理由</p> <p>(1) 圧力損失</p> <p>加圧器開口部での圧力損失は、以下の式で表され、密度と流速の2乗の積に比例する。</p> $\Delta P \propto \frac{\rho v^2}{2}$ <p style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{l} \Delta P : \text{圧力損失} \\ \rho : \text{密度} \\ v : \text{流速} \end{array} \right)$ </p>	
<p>前頁②の1次冷却材圧力上昇期間では、加圧器水位の上昇による放出流の液相化に伴い質量密度が増加し、開口部圧損が増加するため、1次冷却材圧力は上昇に転じる。</p>	<p>前頁②の1次冷却材圧力上昇期間では、加圧器水位の上昇による放出流の液相化に伴い質量密度が増加し、開口部圧損が増加するため、1次冷却材圧力は上昇に転じる。</p>	
<p>(2) 放出体積流量</p>  <p>放出による圧力減少効果</p> <p>放出</p> <p>膨張</p> <p>気相</p> <p>液相</p> <p>放出された体積分の膨張に伴い圧力が低下</p> <p>沸騰による圧力増加効果</p> <p>圧縮</p> <p>沸騰</p> <p>沸騰による体積増加で圧縮され圧力が増加</p>	<p>(2) 放出体積流量</p>  <p>放出による圧力減少効果</p> <p>放出</p> <p>膨張</p> <p>気相</p> <p>液相</p> <p>放出された体積分の膨張に伴い圧力が低下</p> <p>沸騰による圧力増加効果</p> <p>圧縮</p> <p>沸騰</p> <p>沸騰による体積増加で圧縮され圧力が増加</p>	
<p>前頁②の1次冷却材圧力上昇期間では、加圧器逃がし弁からの放出が気相から液相へ遷移することにより、体積流量が減少しており、放出による圧力減少効果が小さくなる。この期間は、蒸気発生器による除熱もほぼなく、炉心では沸騰が生じており、結果として圧力が上昇する。</p>	<p>前頁②の1次冷却材圧力上昇期間では、加圧器逃がし弁からの放出が気相から液相へ遷移することにより、体積流量が減少しており、放出による圧力減少効果が小さくなる。この期間は、蒸気発生器による除熱もほぼなく、炉心では沸騰が生じており、結果として圧力が上昇する。</p>	

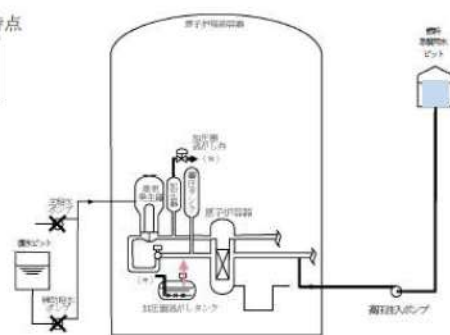
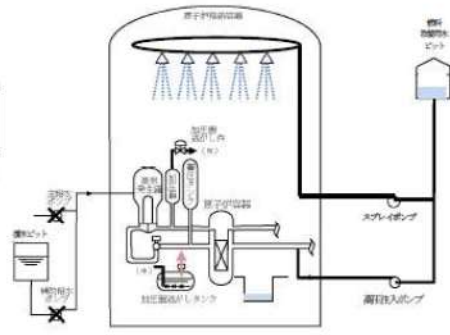
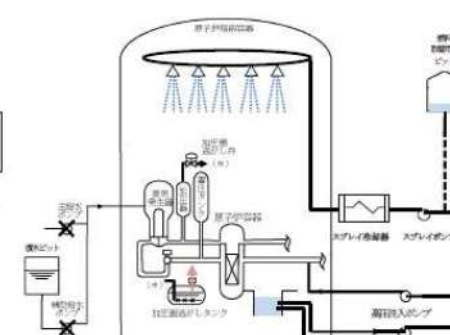
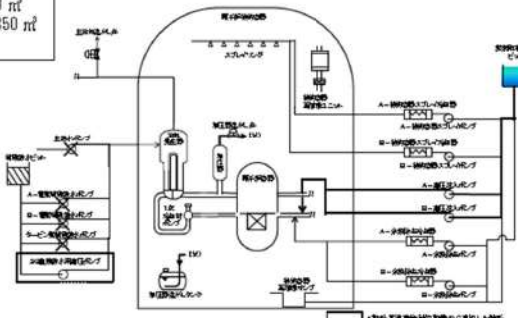
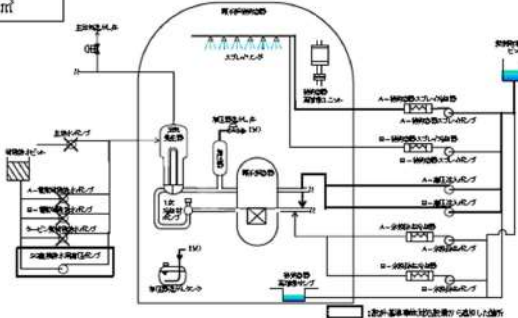
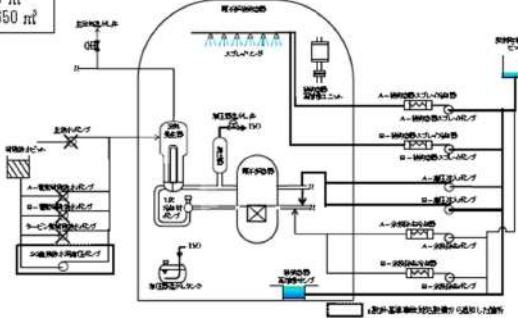
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次冷却系保有水量の収支について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.1.6</p> <p style="text-align: center;">「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次冷却系保有水量の収支について</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」における運転上の対応手順は図1のとおりであり、フィードアンドブリード運転開始以降の1次冷却系保有水量の収支の概算値について図2に示す。</p> <p style="text-align: center;">図1 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における対応手順の概要</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次冷却系保有水量の収支について</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」における運転上の対応手順は図1のとおりであり、フィードアンドブリード運転開始以降の1次冷却系保有水量の収支の概算値について図2に示す。</p> <p style="text-align: center;">図1 「2次系冷却系からの除熱機能喪失」における対応手順の概要</p>	

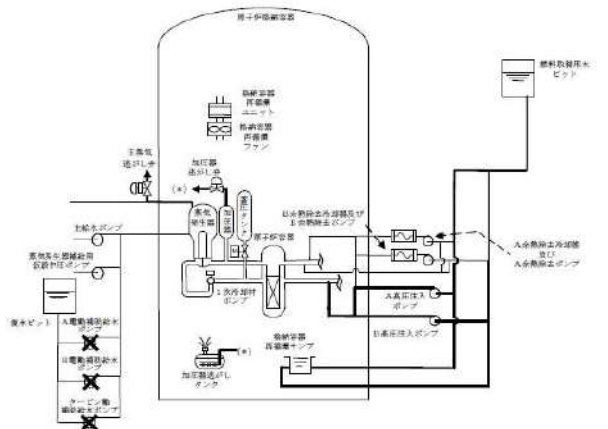
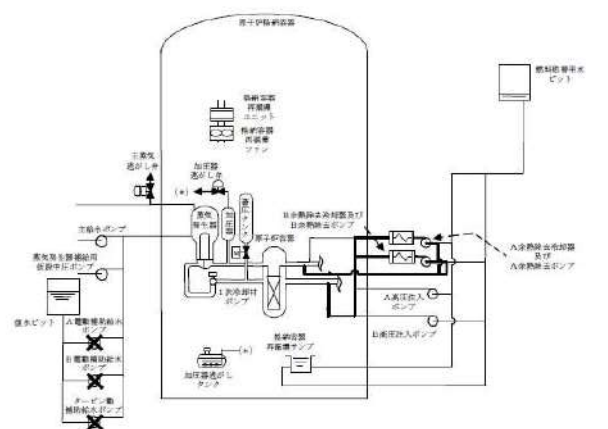
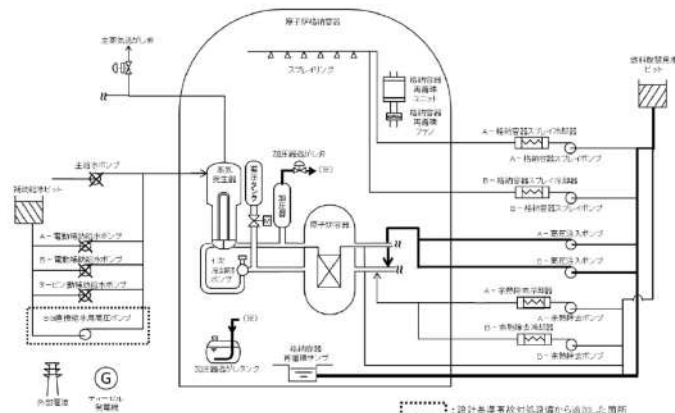
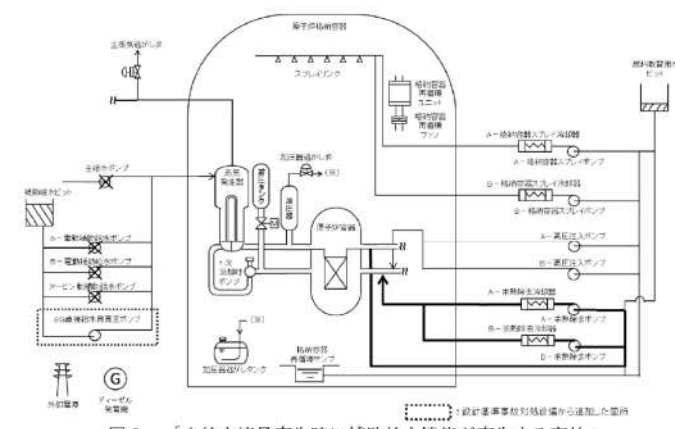
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次冷却系保有水量の収支について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>①フィードアンドブリード運転開始時点</p> <p>原子炉圧力容器水量：約 350m³ 燃料取替用水ピット水量：2100m³ 格納容器サンパ水量：0m³</p>  <p>②格納容器スプレー開始時点*</p> <p>原子炉圧力容器水量：約 200m³ 燃料取替用水ピット水量：約 1710m³ 格納容器サンパ水量：約 540m³</p> <p>※格納容器スプレー信号が発信されるものとして水量を想定。</p>  <p>③再循環開始時点*</p> <p>原子炉圧力容器水量：約 180m³ 燃料取替用水ピット水量：約 420m³ 格納容器サンパ水量：約 1850m³</p> <p>※格納容器スプレー信号が発信されるものとして水量を想定。</p> 	<p>①フィードアンドブリード運転開始時点</p> <p>1次冷却系保有水量：約 270 m³ 燃料取替用水ピット水量：約 1,850 m³ 格納容器再循環サンパ水量：0 m³</p>  <p>②格納容器スプレー開始時点*</p> <p>1次冷却系保有水量：約 210 m³ 燃料取替用水ピット水量：約 1,830 m³ 格納容器再循環サンパ水量：約 80 m³</p> <p>※格納容器スプレー信号が発信されるものとして水量を想定。</p>  <p>③再循環開始時点*</p> <p>1次冷却系保有水量：約 140 m³ 燃料取替用水ピット水量：約 330 m³ 格納容器再循環サンパ水量：約 1,850 m³</p> <p>※格納容器スプレー信号が発信されるものとして水量を想定。</p> 	
<p>図2 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次冷却系保有水量の収支の概算値</p>	<p>図2 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次冷却系保有水量の収支の概算値</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.1.7</p> <p style="text-align: center;">重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>  <p>図2 「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.1.7</p> <p style="text-align: center;">重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下の図1及び図2に示す。</p>  <p>図1 「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（フィードアンドブリード及び高圧再循環）</p>  <p>図2 「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（余熱除去系による炉心冷却）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.8 安定状態について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 2.1.8</p> <p>安定停止状態について</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失+補助給水失敗）時の安定停止状態については以下のとおり。</p>	<p>添付資料 7.1.1.8</p> <p>安定状態について</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失+補助給水失敗）時の安定状態については、以下のとおり。</p>	
<p>原子炉安定停止状態：1次冷却材圧力及び温度の安定又は低下傾向</p>	<p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>・原子炉格納容器安定状態についても定義</p>
<p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>蒸気発生器広域水位が10%未満となれば炉心冷却が脅かされるものの、フィードアンドブリードにて炉心注水することにより、炉心の冷却は維持される。</p> <p>燃料取替用水ビット水位低下により再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号機：16.0%）に到達すると、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切替信号が発信し、再循環運転へ移行し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。第2.1.5図及び第2.1.14図の解析結果より、事象発生の約3.7時間後に余熱除去系による炉心冷却が使用可能となり、余熱除去系ウォーミング（約1時間：定検実績より算出）及び1次冷却材温度177℃から93℃までの冷却時間（約7.1時間：定検実績より算出）を足した、事象発生の約11.8時間後を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>余熱除去系による長期安定状態の維持について</p> <p>1次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、余熱除去系により長期にわたり炉心の冷却が可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能である。</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>蒸気発生器広域水位が10%未満となれば炉心冷却が脅かされるものの、1次冷却系のフィードアンドブリード運転にて炉心注水することにより、炉心の冷却は維持される。</p> <p>燃料取替用水ビット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し、高圧再循環に切替え、高圧再循環運転に移行する。また、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。余熱除去系が使用可能となる温度、圧力（177℃未満、2.7MPa[gage]）となれば、余熱除去系による冷却操作に移行する。ここでは、余熱除去系が使用可能となる時間（約3.3時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）、加圧器気相消滅操作（約4時間）及び1次冷却材温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.5時間：定検実績より算出）を足した時間（約15.8時間）を原子炉安定停止状態とした。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。</p>	<p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p>
	<p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>フィードアンドブリードにより1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失（添付資料 7.1.1.8 安定状態について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p><u>【安定状態の維持について】</u></p> <p>上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	