

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)

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 重大事故等対策の成立性確認

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉										相違理由	
作業項目	作業内容	作業時間	作業開始時刻	作業終了時刻	作業完了時刻	作業完了時刻	作業完了時刻	作業完了時刻	作業完了時刻	作業完了時刻	作業完了時刻		
50	原子炉運転監視業務 （運転）	A-高圧注入ポンプの 点検	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	1.4 1.6 1.9
			7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	
51	原子炉運転監視業務 （運転）	A-高圧注入ポンプの 点検	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	1.4
			7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	
52	原子炉運転監視業務 （運転）	B-高圧注入ポンプの 点検	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	1.4
			7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	7:12	



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)

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)

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、放射線障害防護用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 (タンダステンベスト)	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、作業中に高線量対応防護服(タンダステンベスト)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

泊発電所3号炉

相違理由

表2 重大事故等対策の成立性確認(放射線防護)

名称	着用基準	屋内	屋外
個人線量計(ガラスバッチ)	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(※閉鎖靴)	身体汚染のおそれがある場合(遮断作業)	□	-
高線量対応防護服(タンダステンベスト)	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 -：適用不要  
 □：管理区域内で内部被ばくが起こっている場所へのアクセス時に着用  
 ※：根本的な違い(場合)に要用

アノラック+全面マスク  
セルフエアセット

タイベック

高線量対応防護服

個人線量計  
(ガラスバッチ)

タイベック+全面マスク

アノラック+長靴

高線量対応防護服

個人線量計  
(ガラスバッチ)

タイベック+全面マスク

アノラック+長靴

高線量対応防護服

個人線量計  
(ガラスバッチ)

汚染作業用長靴

○ 外部被ばく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、作業中に高線量対応防護服(タンダステンベスト)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。



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 6.3.2 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 1.3.3</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<sup>※1</sup></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<sup>※</sup></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

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 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)	解析上設定した操作時間 蒸気発生器水位0%* + 5分 *：手動操作は、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。
炉心損傷防止対策	運転員操作等 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) 格納容器自然対流冷却 (中央操作、現場操作) 格納容器最高使用圧力到達+30分	① (d) ② (e) 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。
・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)	運転員操作等 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) 格納容器自然対流冷却 (中央操作、現場操作) 格納容器最高使用圧力到達+30分	(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RC PシールドLOCAが発生する事故)	運転員操作等 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) 格納容器自然対流冷却 (中央操作、現場操作) 格納容器最高使用圧力到達+30分	① (d) ② (e) 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。
・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RC PシールドLOCAが発生する事故)	運転員操作等 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) 格納容器自然対流冷却 (中央操作、現場操作) 格納容器最高使用圧力到達+30分	① (d) ② (e) 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RC PシールドLOCAが発生する事故)	運転員操作等 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) 格納容器自然対流冷却 (中央操作、現場操作) 格納容器最高使用圧力到達+30分	① (d) ② (e) 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)	運転員操作等 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) 格納容器自然対流冷却 (中央操作、現場操作) 格納容器最高使用圧力到達+30分	① (d) ② (e) 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。

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)

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 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	解析上設定した操作時間 蒸気発生器広域水位0%* + 5分 *：手動操作は、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	(c) 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。
炉心損傷防止対策	運転員操作等 ① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) 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) 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) ・原子炉補機冷却水加圧	① (d) ② (c) ③ (c) 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。
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)	運転員操作等 ① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) 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) 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) ・原子炉補機冷却水加圧	① (d) ② (c) ③ (c) 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。
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RC PシールドLOCAが発生する事故)	運転員操作等 ① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) 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) 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) ・原子炉補機冷却水加圧	① (d) ② (c) ③ (c) 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)	運転員操作等 ① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) 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) 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) ・原子炉補機冷却水加圧	① (d) ② (c) ③ (c) 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)	運転員操作等 ① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) 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) 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) ・原子炉補機冷却水加圧	① (d) ② (c) ③ (c) 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。

※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

※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	
炉心損傷防止対策	なし	—	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)	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	2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発信+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	(a), (b)	
・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)	代替再循環 (中央操作、現場操作)	再循環自動切換失敗+30分	代替再循環 (中央操作、現場操作)	再循環失敗+30分	(d)	
・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)	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+25分	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+25分	(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イスシステム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 (インターフェースシステムLOCA)	格納容器バイパス (中央操作)	—	格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)	—	—	
・格納容器機能喪失 (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)	2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気速がし弁開	—	2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発信+25分	(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イスシステム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 (蒸気発生器伝導管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗する事故)	①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元弁閉止 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元弁閉止操作開始、+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	①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元弁閉止 ②2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気速がし弁開	①(a), (b), (c) ②(b)		

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現場操作を行うもの (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) 個別の運転員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
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)	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)	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方	
SFP燃料損傷防止対策	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。	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線量率が燃料取扱時の燃料取扱機の遮蔽設計基準値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。	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線量率が燃料取扱時の燃料取扱機の遮蔽設計基準値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。	

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) 上記操作に引き続き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

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	
・崩壊熱除去機能喪失 (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グ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)	(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。 (e)	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 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 充てんポンプによる炉心注水 (中央操作) ・充てんポンプ起動 希釈停止操作 (中央操作) ・1次系補給水ポンプ停止、弁閉止	事象発生+60分 事象発生+60分 希釈除去機能喪失+20分 余熱除去機能喪失+20分 「中性子源領域炉停止時中性子東高」警報発信+10分 「中性子源領域炉停止時中性子東高」警報発信+10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) 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。 (e)	
停止中の燃料損傷防止対策			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グリ機能が喪失する事故)			
停止中の燃料損傷防止対策			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)			

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 代替電源は、当該操作に関わらずよう準備する

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>	

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>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>	

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>a. 有効性評価上<b>考慮しない</b>手順に<b>着手する場合は</b>、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<b>できる事故シーケンス</b>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) <b>事故シーケンス毎の有効性評価条件</b>に対する考慮事項</p> <p>a. <b>2次冷却系からの除熱機能喪失</b></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%のほうが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>	

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 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		
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			
<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（1/4）</p>										
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			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		
	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		
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	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）			
全交流動力電源喪失（長期 T B）	高圧注水失敗	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系			・（常設代替交流電源設備による非常用母線の受電（～24時間））	原子炉格納容器の除熱機能喪失		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）
	原子炉手動減圧失敗	・自動減圧系						原子炉停止機能喪失 （主給水流量喪失）	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	
	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	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						
全交流動力電源喪失（T B U）	H P C S 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	・（常設代替交流電源設備による非常用母線の受電（～24時間））	原子炉停止機能喪失 （主給水流量喪失）	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	—			
	—	・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 + DG 失敗）	原子炉停止機能喪失 （主給水流量喪失）		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	・非常用ディーゼル発電機	
	—	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・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。）								

※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	
	H P C S 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	
	H P C S 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>				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</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際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調整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調整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	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際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調整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調整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	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際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調整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調整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>※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
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）				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				
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	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・過温破損）（代替 種冷却系を使用する場合） ・水素燃焼	大破断LOCA	—	—	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	・B-充てんポンプ（自己冷却）	
	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 種冷却系を使用できない場合）	大破断LOCA	—	—	零回気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損） 高圧溶融物放出／格納容器零回 気直接加熱	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）	
	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 ・代替種冷却系 ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海 水系含む。）						
・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 ・低圧代替注水系（常設）（直流 駆動低圧注水系ポンプ）※2	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		
	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）

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 ・低圧代替注水系（常設）（直流 駆動低圧注水系ポンプ）※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

※2 原子炉圧力容器破損前



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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> <li>・燃料プール冷却浄化系</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・燃料プール補給水系</li> </ul> </td> <td rowspan="2"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール代替注水系（常設配管）</li> </ul> </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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> <li>・燃料プール冷却浄化系</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・燃料プール補給水系</li> </ul> </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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> <li>・燃料プール冷却浄化系</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・燃料プール補給水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール代替注水系（常設配管）</li> </ul>	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> <li>・燃料プール冷却浄化系</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・燃料プール補給水系</li> </ul>	<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット冷却機能喪失</li> <li>・使用済燃料ピット注水機能喪失</li> </ul> </td> <td>—</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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット冷却機能喪失</li> <li>・使用済燃料ピット注水機能喪失</li> </ul> </td> <td>—</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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット冷却機能喪失</li> <li>・使用済燃料ピット注水機能喪失</li> </ul>	—	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット冷却機能喪失</li> <li>・使用済燃料ピット注水機能喪失</li> </ul>	—																														
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> <li>・燃料プール冷却浄化系</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・燃料プール補給水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール代替注水系（常設配管）</li> </ul>																																																									
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系</li> <li>・燃料プール冷却浄化系</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・燃料プール補給水系</li> </ul>																																																										
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット冷却機能喪失</li> <li>・使用済燃料ピット注水機能喪失</li> </ul>	—																																																									
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット冷却機能喪失</li> <li>・使用済燃料ピット注水機能喪失</li> </ul>	—																																																									
<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（原子炉補機冷却海水系を含む。）</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）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>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> <td>—</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（原子炉補機冷却海水系を含む。）	—	原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）	—	原子炉冷却材の流出	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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中の余熱除去系機能喪失</li> <li>・充てん機能喪失</li> <li>・高圧注水機能喪失</li> </ul> </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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内交流電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul> </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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中の余熱除去系機能喪失</li> <li>・充てん機能喪失</li> <li>・高圧注水機能喪失</li> </ul>	—	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内交流電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	・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（原子炉補機冷却海水系を含む。）	—																																																									
	原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）	—																																																										
原子炉冷却材の流出	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中の余熱除去系機能喪失</li> <li>・充てん機能喪失</li> <li>・高圧注水機能喪失</li> </ul>	—																																																									
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内交流電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	・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;"> <span style="border: 2px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>             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"> <li>・ 建屋内照明は、常用照明「切」にて実施</li> <li>・ 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</li> <li>・ 運転員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul> <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"> <li>・ 建屋内照明は、常用照明「切」にて実施</li> <li>・ 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</li> <li>・ 運転員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul> <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>13分（移動時間含む）</p> <p>（想定時間：15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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>安全補機開閉器室の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。</li> <li>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。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>通常操作するしゃ断器操作と同じである。</li> <li>操作対象となる機器リストを携行している。</li> </ul> <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"> <li>PHSを携帯している。</li> <li>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。</li> </ul> <div data-bbox="181 727 562 1018"> </div> <p>[アクセスルートの一部]</p> <div data-bbox="181 1046 562 1353"> </div> <div data-bbox="607 1046 1010 1353"> </div> <p>[操作風景]</p> <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、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>安全補機開閉器室の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。</li> <li>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。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>通常操作する遮断器操作と同じである。</li> <li>操作対象となる機器リストを携行している。</li> </ul> <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"> <li>PHSを携帯している。</li> <li>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。</li> </ul> <div data-bbox="1196 719 1498 948"> </div> <p>【図3 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1240 1010 1464 1310"> </div> <div data-bbox="1543 1083 1845 1310"> </div> <p>【図4 操作風景】</p> <p style="text-align: right;">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<b>現地</b>で開操作する。</p> <div style="text-align: center;">  <p>[3A 主蒸気逃がし弁]</p> </div> <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"> <li>・耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>・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。</li> <li>・運転員等は、ヘッドライト及び<b>ワークライト</b>を携行している。</li> </ul> <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"> <li>・主蒸気配管室の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>・室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。</li> <li>・運転員等は、ヘッドライト及び<b>ワークライト</b>を携行している。</li> </ul>	<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<b>現場</b>で開操作する。</p> <div style="text-align: center;">  <p>【図1 3B-主蒸気逃がし弁】</p> </div> <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"> <li>・耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>・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。</li> <li>・運転員及び<b>災害対策要員</b>は、ヘッドライト及び<b>懐中電灯</b>を携行している。</li> </ul> <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"> <li>・主蒸気配管室の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>・室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。</li> <li>・運転員及び<b>災害対策要員</b>は、ヘッドライト及び<b>懐中電灯</b>を携行している。</li> </ul>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はシングルプラントのため記載しない</li> </ul> <p>作業内容の相違</p> <p>想定時間の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は運転員及び災害対策要員の想定時間は同じ</li> </ul> <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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・ PHS を携帯している。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <div data-bbox="389 422 799 710" 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 1171" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="456 1181 725 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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・ PHS を携帯している。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <div data-bbox="1290 416 1727 742" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1301 748 1713 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 1153" 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>	

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>  <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</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>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"> <li>・耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・弁操作エリアの室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul>		<p>作業手順の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>



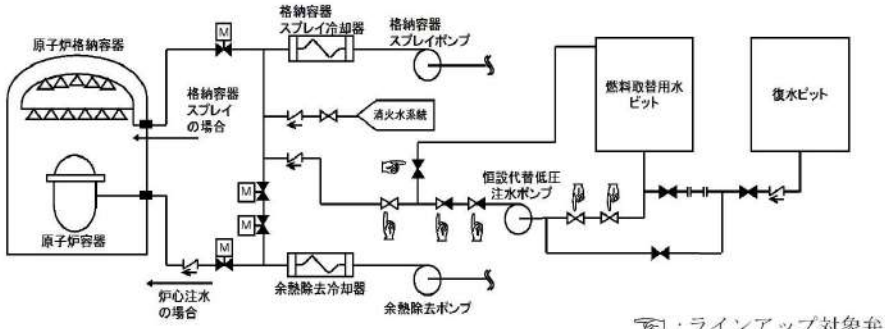
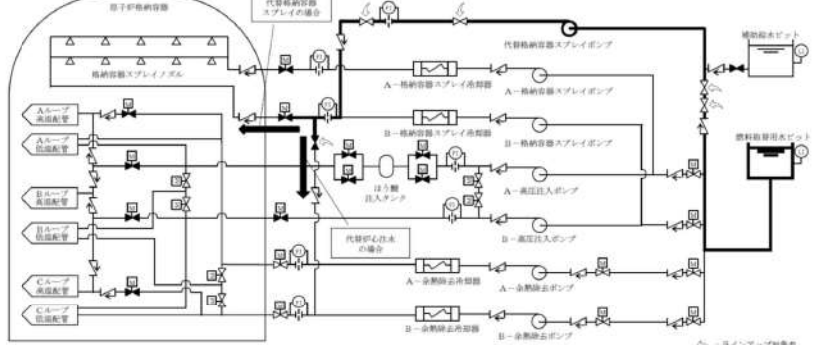
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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="537 940 645 968" 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: center;">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: right;">☞ : ラインアップ対象弁</p> <p style="text-align: center;">【恒設代替低圧注水ポンプ概略系統】</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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul>	<p style="text-align: center;">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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>原子炉建屋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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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>

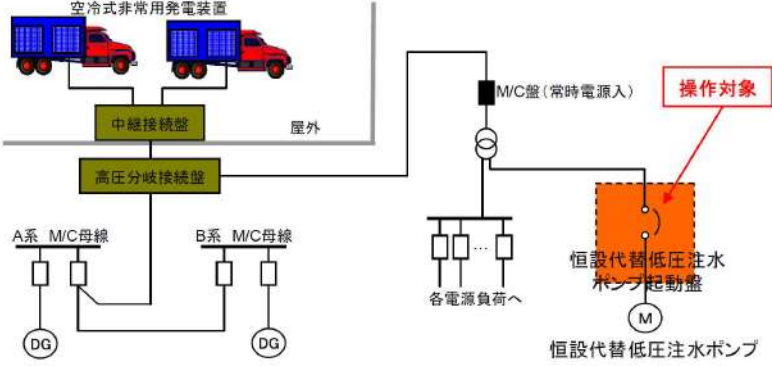
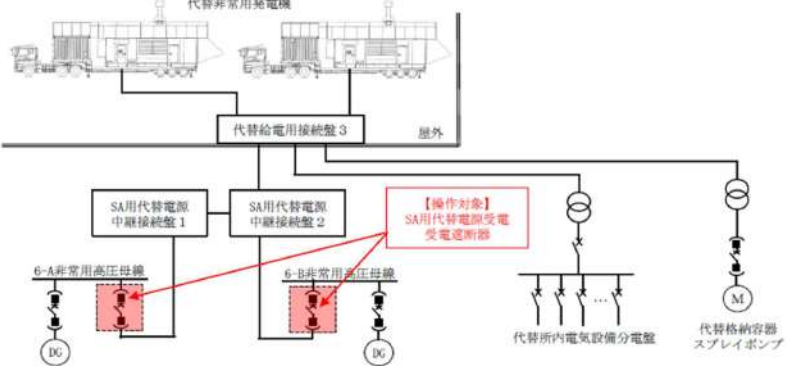
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について）

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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・弁操作補助具を現地に設置している。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <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 1145" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="555 1150 651 1173">【操作風景】</p> <p data-bbox="992 1225 1048 1248">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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・弁操作補助具を配備している。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="1330 445 1727 746" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1339 756 1713 778">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1339 826 1736 1128" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1417 1144 1630 1166">【図3 操作風景】</p> <p data-bbox="1895 1225 1951 1248">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始め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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<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始め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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</li> </ul> <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"> <li>原子炉補助建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> </ul> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊はシングルプラントのため記載しない</li> </ul> <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"> <li>・ PHS を携帯している。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <div data-bbox="235 316 672 638">  </div> <p data-bbox="324 646 560 670">[アクセスルートの一部]</p> <div data-bbox="235 746 672 1077">  </div> <p data-bbox="392 1085 504 1109">[操作風景]</p> <p data-bbox="694 1029 963 1061">※同型しゃ断器の操作風景</p> <p data-bbox="985 1157 1052 1189">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"> <li>・ PHS を携帯している。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <div data-bbox="1265 322 1697 646">  </div> <p data-bbox="1265 670 1713 702">【図5□アクセスルートの一部】←</p> <div data-bbox="1265 746 1697 1077">  </div> <p data-bbox="1355 1093 1624 1125">【図6□操作風景】←</p> <p data-bbox="1904 1157 1971 1189">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>3. 恒設代替低圧注水ポンプ起動～注水開始</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する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div> <p style="display: flex; justify-content: space-around;"> <span>[3 恒設代替低圧注水ポンプ]</span> <span>[操作風景]</span> </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）</p> <p>1分（移動時間含む）              （想定時間：2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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>PHSを携帯している。</li> <li>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。</li> </ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>3. 代替格納容器スプレィポンプ起動～注水開始</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ィポンプによる代替炉心注水を開始する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div> <p style="text-align: center;">【図7□代替格納容器スプレィポンプ】□□□【図8□操作風景】←</p> <p>(2) 作業に必要な要員数</p> <p>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）</p> <p>3分（移動時間含む）              （想定時間：5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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</li> </ul> <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"> <li>原子炉建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>PHSを携帯している。</li> <li>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。</li> </ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	<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、              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 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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>原子炉周辺建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul>	<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. アニュラス全量排気弁代替空気供給操作</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全量排気弁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操作作用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） 17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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>原子炉建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊は加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスポンベは別箇所にあるため、2.で整理</li> </ul> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊はシングルプラントのため記載しない</li> </ul> <p>作業内容の相違</p> <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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・操作専用工具を<b>携行</b>している。</li> <li>・操作対象となる機器リストを携行している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="365 443 826 782" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="472 791 719 817">【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 645 1279">【操作風景】</p> <p data-bbox="987 1329 1048 1355">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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・操作専用工具を<b>配備</b>している。</li> <li>・操作対象となる機器リストを携行している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="1299 456 1747 794" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1312 817 1733 849">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1299 888 1747 1227" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1402 1254 1644 1286">【図3 操作風景】</p> <p data-bbox="1895 1329 1955 1355">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>  <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"> <li>・耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・原子炉建屋の室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>・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。</li> </ul>	<p>設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>



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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・操作専用工具を配備している。</li> <li>・操作対象となる機器リストを携行している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="1151 448 1529 657" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1160 692 1518 724">【図5 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1151 754 1529 1037" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1236 1056 1442 1088">【図6 操作風景】</p> <p data-bbox="1895 1193 1962 1225">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）

大飯発電所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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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>原子炉冷却材圧力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ビ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; padding: 10px; margin-top: 20px;">  </div> <p>写真はイメージ</p> <p style="text-align: center; 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>	<p style="text-align: right;">別紙-6</p> <p style="text-align: center;">燃料取替用水ビットへの補給(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>燃料取替用水ビ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; margin-top: 20px;"> <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、泊は燃料取替用水ビ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>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）                      作業時間（想定時間）：4時間10分                      作業時間（実績時間）：3時間10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> <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>

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="152 309 620 655" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">[可搬式代替低圧注水ポンプ]</p> <div data-bbox="645 336 1041 635" style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">[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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>c. 操作性は、以下の理由より問題ない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <p style="text-align: right;">以上</p> <div data-bbox="152 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）：2時間55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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul>	<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"> <li>耐震性を有するアクセスルートを設定している。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。</li> <li>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。</li> </ul>	<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> <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"> <li>・通常操作する電動弁の手動操作と同じである。</li> <li>・操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="360 445 734 724" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="456 727 629 751">【一部アクセスルート】</p> <div data-bbox="360 767 734 1050" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="351 1059 846 1083">【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="992 1126 1048 1150">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"> <li>・通常操作する電動弁の手動操作と同じである。</li> <li>・操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="1200 453 1520 695" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1211 705 1514 729">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1200 756 1520 999" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1151 1015 1859 1038">【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="1895 1126 1951 1150">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 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                      ・泊はシングルプラントのため記載しない                      作業内容の相違</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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="421 384 775 647" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="510 651 676 671">【一部アクセスルート】</p> <div data-bbox="416 716 775 979" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="427 1031 775 1286" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="421 1294 775 1315">【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="994 1362 1048 1383">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"> <li>・通常操作する弁操作と同じである。</li> <li>・操作対象弁を明確化している。</li> </ul> <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"> <li>・PHSを携帯している。</li> <li>・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。</li> </ul> <div data-bbox="1290 416 1659 695" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1335 703 1682 724">【図2 アクセスルートの一部】</p> <div data-bbox="1290 767 1659 1046" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1234 1062 1827 1083">【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="1899 1362 1953 1383">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="181 911 1016 1211"> <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="1077 911 1935 1370"> <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<sup>※2</sup>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<sup>※2</sup>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>



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6.4.2許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

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: center;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>本有効性評価解析に適用する解析コードとして、SAFER/CHASTE、REDY/SCAT、APEX/SCAT(RIA用)を選定しているが、これらは従来の国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較            表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較            表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較            表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p style="text-align: center;">添付資料6.4.2</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>泊3号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOを選定しているが、このうちCOCOについては従来の国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p>※女川の付録3「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」のうち、添付資料1に相当する内容を泊では添付資料化</p> <p>記載表現の相違            設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊と女川では重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードが異なる</li> <li>・泊では設計基準事象の安全解析と兼用する解析コードはCOCOのみである</li> <li>・女川では格納容器内圧解析にREDYが適用されていることから泊との比較は表2-1で行う。</li> </ul> <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川では設計基準事象の安全解析と兼用している解析コードが複数あるため、表が複数掲載している。</li> </ul>



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
表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)			
原子炉圧力	<p>従来許認可解析 (BWR5原子炉冷却材喪失：中小破断)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA時注水機能喪失)</p>	
原子炉水位シミュラード内水位			
燃料被覆管温度			
熱伝達係数			
【以降、表1については省略】			
			<p>解析コードの相違                  ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用している0000のみを兼用している。0000は女川の表2-1に対して比較するため、表1に対応するものはない。</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号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(1/11)		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(1/10)		記載内容の相違 ・女川では格納容器応答の評価にREDYを適用するのに対し、泊ではCOCOを適用する(以降省略)。 ・女川ではREDYの兼用の例としてABWRの従来許認可解析と有効性評価を比較しているが、泊では泊固有の安全解析同士で比較できるため原子炉冷却材喪失と全交流動力電源喪失を挙げている(以降省略)。 ・女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するのにに対し、泊では別コードにより評価した放出質量及びエネルギーを過渡条件としてCOCOによる格納容器内圧解析を実施することから、COCOの出力パラメータに限定した応答図を記載。 記載方針の相違	
原子炉出力(中性子束)	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止) 	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失) 	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失) 		重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失) 
原子炉圧力					
格納容器プール水温度	原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、原子炉格納容器側パラメータの変化はほとんどない。 				
運転特性図					

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書(3号炉) 添付書類 3.5.1 原子炉冷却材喪失

商業機密に属するため公開できません。



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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/11)		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/10)		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。 ・評価手法 (解析コード) の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、事象進展には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げて説明している。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、事故時の格納容器応答に関連するパラメータを挙げて事象進展を説明している。
従来許認可解析 (A BWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (A BWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	
事象進展	原子炉出力(中性子束):MS1V閉鎖による原子炉スクラムにより低下する。	原子炉出力(中性子束):MS1V閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高RPTによる炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクール度の増加により緩やかに上昇する。	原子炉格納容器圧力:原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク(約0.220MPa[gage])を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク(約0.241MPa[gage])が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。	原子炉格納容器圧力:原子炉格納容器圧力は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類+3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。
	原子炉圧力:MS1V閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び原子炉スクラムにより降下に転じ、その後は逃がし弁により圧力制御される。 格納容器圧力及びプール水温度:逃がし弁開により蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるが、その量は僅かであり、格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さいと考えられる。なお、従来許認可では本パラメータは評価対象外である。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラムにより、高出力低流量には至らない。	原子炉圧力:MS1V閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。 格納容器圧力及びプール水温度:逃がし弁開により蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下とRHRによる除熱により、格納容器圧力/プール水温度は低下に転じる。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及びRPTにより、高出力低流量に至る。	原子炉格納容器雰囲気温度:原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度(約124℃)に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。	原子炉格納容器雰囲気温度:原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類+3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。 ※全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。
		※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類+ 3.5.1 原子炉冷却材喪失		記載方針の相違



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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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				
<table border="1" data-bbox="212 284 1034 459"> <tr> <td>原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒</td> <td>原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分</td> </tr> </table>	原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分	<p data-bbox="1131 204 1899 228">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/10)</p> <table border="1" data-bbox="1064 263 1915 699"> <tr> <td data-bbox="1064 263 1500 699"> <p>事象進展 (続き)</p> <p>破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒<sup>※1</sup> CVスプレイ作動限界値到達：約6秒<sup>※2</sup> 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 秒</p> <p>※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達                      ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達</p> </td> <td data-bbox="1500 263 1915 699"> <p>事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒<sup>※1</sup> 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降</p> <p>※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時に仮定</p> </td> </tr> </table> <p data-bbox="1079 770 1854 794">※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p data-bbox="1064 834 1505 866"><span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span>：商業機密に属するため公開できません。</p>	<p>事象進展 (続き)</p> <p>破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒<sup>※1</sup> CVスプレイ作動限界値到達：約6秒<sup>※2</sup> 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 秒</p> <p>※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達                      ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達</p>	<p>事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒<sup>※1</sup> 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降</p> <p>※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時に仮定</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。</li> <li>・PWRとBWRで緩和設備が異なるため、表中の発生するイベント名称に相違がある。</li> <li>・女川ではREDYにより炉内流動から格納容器応答まで一貫解析することから、表中の発生イベントには炉内流動に関連する項目が挙げられているが、泊ではCOCOにより解析評価する格納容器応答に関連する発生イベントを記載している。</li> </ul> <p>記載方針の相違</p>
原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分					
<p>事象進展 (続き)</p> <p>破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒<sup>※1</sup> CVスプレイ作動限界値到達：約6秒<sup>※2</sup> 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 秒</p> <p>※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達                      ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達</p>	<p>事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒<sup>※1</sup> 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降</p> <p>※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時に仮定</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6.4.2許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（4/10）		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により変化範囲及び適用範囲が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、変化範囲及び適用範囲には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器に関連するパラメータを挙げている。 記載方針の相違（以降省略）
		従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	
変化範囲	原子炉出力：初期値～0% 原子炉圧力：初期値～8.08MPa[gage] 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～約20秒	原子炉出力：0%～306% 原子炉圧力：初期値～約8.92MPa[gage] 格納容器圧力：初期値～約0.19MPa[gage] プール水温度：初期値～約113℃ 時間：0秒～約2400秒(40分)	原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約79℃ 時間：0～24時間	
適用範囲	原子炉出力：0%以上 原子炉圧力：タービン無負荷圧力 ～最高使用圧力の1.2倍 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～制限なし	原子炉出力：同左 原子炉圧力：同左 格納容器圧力：通常運転圧力 ～0.62MPa[gage] プール水温度：通常運転温度～200℃ 時間：同左	原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間	
		※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失		

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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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	
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響		
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)					記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により解析条件として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する解析条件を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する解析条件を挙げている。	
解	初期運転条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。解析結果はより現実的な結果となる。	事故事件	原子炉冷却材喪失 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失との重畳を想定し、破損した1次冷却材ポンプシール部から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいを考慮)	有		従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩やかに推移する。
	初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。		外部電源	無	同左		無
析	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁の閉閉止	同左	無	差異はない。	原子炉格納容器 内自由体積	65,500 m <sup>3</sup> (最小評価)	同左	無		差異はない。
	炉心条件	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、8×8燃料、MOX燃料の混在炉心又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A型)、MOX燃料の単一炉心、又は9×9(A型)とMOX燃料の混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では原子炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な混在炉心を想定しているが、重大事故等対策の有効性評価では代表的な炉心条件として単一炉心又はMOX混在を想定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。	初期圧力	0 MPa [gauge]	9.5 MPa [gauge]	有		条件の差はあるが、事故後原子炉格納容器内へ放出される高濃度の1次冷却材による原子炉格納容器内圧力の上昇に比べて十分小さいことから影響は小さい。
条	ボイラ反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する事象もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。	初期温度	49℃	同左	無		差異はない。
	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。	赤泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類 3.5.1 原子炉冷却材喪失					
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)						
解	代替再循環トリップ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前掲条件。	ヒートシンク	設計値 (泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 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)」 第6表参照)	同左	無		差異はない。
	代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。		原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不動作		有
析	ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前掲条件。	赤泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類 3.5.1 原子炉冷却材喪失					
	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MIS 1 V閉による給水加熱喪失の効果により出力が上昇するため結果が厳しくなる条件を設定。						
条	崩壊熱	一次遅れ特性	-4群又は11群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	有	重大事故等対策の有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。						
	外部電源	健全	同左	無	差異はない。						
件	S R V仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力から開設定値までの差は同じであるため、原子炉減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。						
	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。						



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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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
表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/11)					
解 析 条 件	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
	R C I C	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上 R C I C の動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないため R C I C 作動の影響を確認している。
	高圧 E C C S	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧 E C C S の動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧 E C C S 作動の影響を確認している。
	原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。
	R H R	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。
					記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により解析条件として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川では REDY を用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する解析条件を挙げている。一方、泊では COCO コードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する解析条件を挙げている。(本頁に対応部分なし)

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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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>【該当する表無し】</p>	<p style="text-align: center;">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/10)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 25%;">従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)</th> <th style="width: 25%;">重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</th> <th style="width: 10%;">従来許認可 との差異</th> <th style="width: 25%;">器具による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">解析モデル</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">ヒートシンク熱伝達モデル</td> <td style="text-align: center;">修正田上の式/修正内田の式</td> <td style="text-align: center;">修正内田の式</td> <td style="text-align: center;">有</td> <td>従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特性に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">ヒートシンク内熱伝導モデル</td> <td style="text-align: center;">1次元熱伝導方程式</td> <td style="text-align: center;">同左</td> <td style="text-align: center;">有</td> <td>差異はない。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">*泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類ナ 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p>	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	器具による影響	解析モデル					ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特性に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。	ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	有	差異はない。	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価手法の相違により、女川では REDY の解析モデルについて表中で特段言及していない。一方、泊では COCO コードの熱伝達モデルについて従来許認可解析と重大事故等の有効性評価の相違を説明している。</li> </ul>
項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	器具による影響																		
解析モデル																						
ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特性に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。																		
ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	有	差異はない。																		

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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】				
	炉心(核)	核分裂出力 出力分布 変化 反応度フィードバック効果	圧力上昇過渡事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブブラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド、ドブブラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	同左	圧力上昇過渡事象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。 原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。					
	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次昇れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。					
三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子重振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子重振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子重振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。						
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】				
	炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	従来許認可解析と同一であり、差異はない。 また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。					
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。  熱的評価については、SCATコードにて実施(最小限界出力比[M CPR]が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。)	同左  熱的評価については、SCATコードにて実施(燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。)	無						
	沸騰遷移	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—					
	燃料被覆管酸化	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—					
燃料被覆管変形	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—						
相違理由										
記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではOCCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています(後段で掲載)。										



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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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	
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)												【該当する表無し】	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。						
	炉心熱流動	沸騰・ボイド率変化	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は凝水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無			差異はない。					
	気液分離 (水位変化)・対向流 気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は凝水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。								
	圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。								
三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はSCATコード側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低炉心流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はSCATコード側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。									
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)													
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。						
	原子炉圧力容器 (過剰安全弁を含む)	冷却材流量変化	原子炉水位低により再循環ポンプがトリップするが、実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有			重大事故等対策の有効性評価では再循環ポンプのトリップを考慮しているため、設計値を使用した現実的な解析条件としている。					
		冷却材放出 (臨界流・蒸圧流)	原子炉圧力が過剰弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無			差異はない。					
		沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外領域では直接的には影響しない。	同左	無			差異はない。					
		圧力損失	考慮している	同左	無			差異はない。					

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 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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	
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/11)		【該当する表無し】			記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではOCCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。	
物理現象	項目 原子炉圧力容器（過がし安全弁を含む） E C C S注水（給水系・代替注水設備含む）	従来許認可解析（過渡解析） ・E C C S系は考慮しない。 ・給水ポンプ子備機は考慮しない。 ・給水加熱喪失を考慮。	重大事故等対策の有効性評価（原子炉停止機能喪失） ・E C C S系を考慮。 ・子備機を含めた給水系を考慮。 ・同左	従来許認可との差異 有		差異による影響 原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ子備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有		従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。
	三次元効果	R E D Yコードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無		差異はない。

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6.4.2許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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）

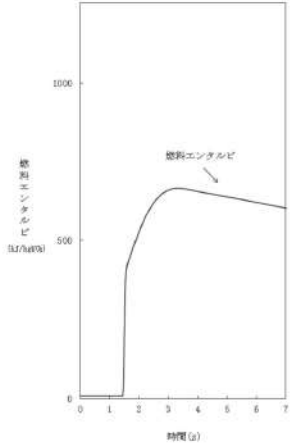
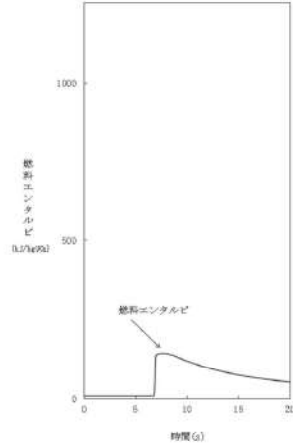
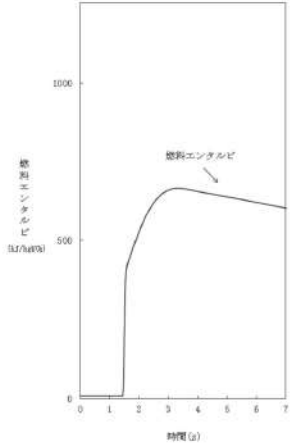
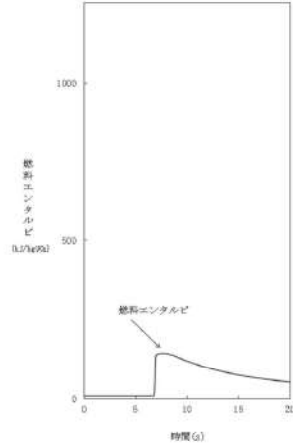
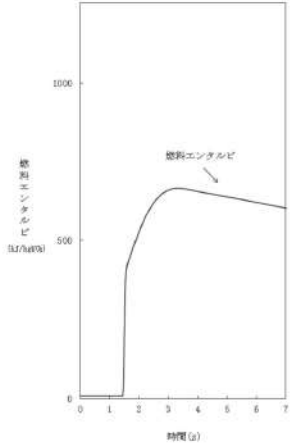
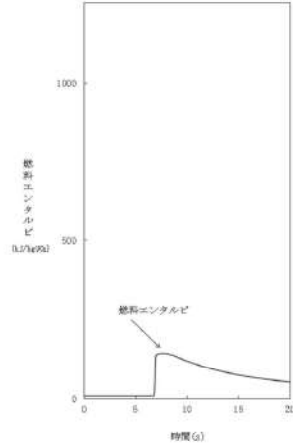
女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由																											
物理現象	原子炉格納容器	冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)	項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている。																								
		格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。								表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)	項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																		
		サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。								表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)	項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																		
		気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。								表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)	項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																		
<p>表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析 (過渡解析)</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)</th> <th>従来許認可との差異</th> <th>差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却材放出</td> <td>考慮しない</td> <td>原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。</td> <td>有</td> <td>格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器各領域間の流動</td> <td>考慮しない</td> <td>原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。</td> <td>有</td> <td>格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール冷却</td> <td>考慮しない</td> <td>RHRによる除熱を考慮。</td> <td>有</td> <td>格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>考慮しない</td> <td>格納容器各領域間の流動に同じ。</td> <td>有</td> <td>格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。</td> </tr> </tbody> </table>													項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																																	
冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。																																	
格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。																																	
サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。																																	
気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。																																	
<p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析<sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</th> <th>従来許認可との差異</th> <th>差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">物理現象</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>1次系からの冷却材放出</td> <td>蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高濃の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する(SATAN-V1による評価)。</td> <td>1次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高濃の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が穏やかに上昇する(M-RELAPSによる評価)。</td> <td>有</td> <td>従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>破断に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水と分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレーに関しては、スプレー開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、蒸気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。</td> <td>1次冷却材は飽和蒸気と飽和水と分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 なお、格納容器スプレーは作動しないため、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達は生じない。</td> <td>有</td> <td>従来許認可解析では格納容器スプレーの作動を想定することから、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレーの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類13.5.1 原子炉冷却材喪失</p>													項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	物理現象	原子炉格納容器	1次系からの冷却材放出	蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高濃の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する(SATAN-V1による評価)。	1次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高濃の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が穏やかに上昇する(M-RELAPSによる評価)。	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。	気液界面の熱伝達	破断に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水と分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレーに関しては、スプレー開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、蒸気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	1次冷却材は飽和蒸気と飽和水と分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 なお、格納容器スプレーは作動しないため、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達は生じない。	有	従来許認可解析では格納容器スプレーの作動を想定することから、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレーの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。								
項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																																	
物理現象	原子炉格納容器	1次系からの冷却材放出	蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高濃の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する(SATAN-V1による評価)。	1次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高濃の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が穏やかに上昇する(M-RELAPSによる評価)。	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。																															
		気液界面の熱伝達	破断に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水と分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレーに関しては、スプレー開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、蒸気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	1次冷却材は飽和蒸気と飽和水と分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 なお、格納容器スプレーは作動しないため、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達は生じない。	有	従来許認可解析では格納容器スプレーの作動を想定することから、格納容器スプレー水と蒸気気相間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレーの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。																															
<p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析<sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</th> <th>従来許認可との差異</th> <th>差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">物理現象</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝導は、構造材表面の温度変化に影響する。</td> <td>同定</td> <td>無</td> <td>差異はない。</td> </tr> <tr> <td>スプレー冷却</td> <td>原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレー作動設定値に達すると格納容器スプレーが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレー水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度が低下する。</td> <td>全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレーが作動することはない。</td> <td>有</td> <td>従来許認可解析に対して格納容器スプレーが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類13.5.1 原子炉冷却材喪失</p>													項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	物理現象	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝導は、構造材表面の温度変化に影響する。	同定	無	差異はない。	スプレー冷却	原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレー作動設定値に達すると格納容器スプレーが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレー水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度が低下する。	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレーが作動することはない。	有	従来許認可解析に対して格納容器スプレーが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。								
項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																																	
物理現象	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝導は、構造材表面の温度変化に影響する。	同定	無	差異はない。																															
		スプレー冷却	原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレー作動設定値に達すると格納容器スプレーが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレー水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度が低下する。	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレーが作動することはない。	有	従来許認可解析に対して格納容器スプレーが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。																															
<p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析<sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</th> <th>従来許認可との差異</th> <th>差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</td> <td>格納容器内循環ユニットは使用しない。</td> <td>同定 (COCOによる解析対象は事象発生後24時間まで)</td> <td>無</td> <td>差異はない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類13.5.1 原子炉冷却材喪失</p>													項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	物理現象	原子炉格納容器	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器内循環ユニットは使用しない。	同定 (COCOによる解析対象は事象発生後24時間まで)	無	差異はない。													
項目	従来許認可解析 <sup>※</sup> (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																																	
物理現象	原子炉格納容器	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器内循環ユニットは使用しない。	同定 (COCOによる解析対象は事象発生後24時間まで)	無	差異はない。																															



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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉	相違理由						
<p>表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)</p> <table border="1"> <tr> <td>従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</td> <td>重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)</td> </tr> <tr> <td> <p>最小限界出力比 (M C P R)</p> <p>原子炉スクラムによりM C P Rは減少しない</p> </td> <td> <p>原子炉出力の上昇によりM C P Rは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p> </td> </tr> <tr> <td> <p>燃料被覆管温度</p> <p>沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p> </td> <td> <p>沸騰遷移による燃料被覆管温度の上昇とリウエットによる温度の低下</p> </td> </tr> </table>		従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)	<p>最小限界出力比 (M C P R)</p> <p>原子炉スクラムによりM C P Rは減少しない</p>	<p>原子炉出力の上昇によりM C P Rは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p>	<p>燃料被覆管温度</p> <p>沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p>	<p>沸騰遷移による燃料被覆管温度の上昇とリウエットによる温度の低下</p>		<p>解析コードの相違                  ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用している0000のみを兼用している。0000は女川の表2-1に対して比較するため、表2-2に対応するものはない。</p>
従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)								
<p>最小限界出力比 (M C P R)</p> <p>原子炉スクラムによりM C P Rは減少しない</p>	<p>原子炉出力の上昇によりM C P Rは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p>								
<p>燃料被覆管温度</p> <p>沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p>	<p>沸騰遷移による燃料被覆管温度の上昇とリウエットによる温度の低下</p>								
<p>【以降、表2-2については省略】</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）

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 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)</p> <table border="1" data-bbox="168 279 1025 874"> <thead> <tr> <th data-bbox="168 279 613 347">従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時<sup>※</sup>)</th> <th data-bbox="613 279 1025 347">重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="168 347 613 874">  </td> <td data-bbox="613 347 1025 874">  </td> </tr> </tbody> </table> <p>燃料エンタルピー</p> <p>※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は、起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 88kJ/kgUO<sub>2</sub>であり、制御棒落下事象の方が厳しい事象（燃料エンタルピー：8～669kJ/kgUO<sub>2</sub>）であるため</p> <p>【以降、表3については省略】</p>	従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時 <sup>※</sup> )	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)				<p>解析コードの相違              ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用している 0000 のみを兼用している。0000 は女川の表 2-1 に対して比較するため、表3に対応するものはない。</p>
従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時 <sup>※</sup> )	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)					
						

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 6.4.3 有効性評価に適用する解析コードのバージョンについて）

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;">【該当する資料無し】</p> <p>【参考：女川の付録3 第5部 MAAP】</p> <p>1. はじめに</p> <p>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、MAAP（MAAP4）コードについて、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・有効性評価において重要となる現象の特定</li> <li>・解析モデル及び入出力に関する説明</li> <li>・妥当性確認</li> <li>・有効性評価への適用性</li> </ul> <p>に関してまとめたものである。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.4.3</p> <p style="text-align: center;">有効性評価に適用する解析コードのバージョンについて</p> <p>有効性評価に適用する主要な解析コードのバージョンについて、表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 有効性評価に適用する解析コードのバージョン一覧</p> <table border="1" data-bbox="1176 475 1774 730"> <thead> <tr> <th>解析コード名</th> <th>バージョン</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>SPARKLE-2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>MAAP</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>COCO</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>GOTHIC</td> <td>7</td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	バージョン	M-RELAP5	1	SPARKLE-2	1	MAAP	4	COCO	1	GOTHIC	7	<p>※最新の審査実績を反映し、各コードのバージョンを表にまとめた添付資料を作成（女川は付録3の各コードの説明のはじめにバージョンを記載）</p>
解析コード名	バージョン													
M-RELAP5	1													
SPARKLE-2	1													
MAAP	4													
COCO	1													
GOTHIC	7													



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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のために女川の付録3を抜粋して掲載】</p>	<p>添付資料 6.4.4            MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について</p> <p>シビアアクシデント総合解析コードMAAPの各事象への適用性検証と新知見の反映について、以降に述べる。</p> <p>添付1 前処理コードによるMAAP入力作成の流れ            添付2 HPME/DCHにおいて想定する事象進展            添付3 熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性            添付4 熔融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却            添付5 TROI実験の概要            添付6 SERENA実験の概要            添付7 FCIとMCCIを考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方            添付8 FARO実験におけるMAAPの圧カスパイクモデルの妥当性確認            添付9 粒子状ベットの冷却性実験と解析モデル            添付10 新知見への対応について</p>	<p>※解析コードに関する資料（女川の付録3、PWRの公開文献）を比較し、公開文献に記載のない内容を添付資料化</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5 入出力</p> <p>MAAPコードへの入力情報は、別紙1に示すとおりである。主要な入出力は、図3.5.1に示すとおりであり、入力は、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 燃料質量、被覆管質量等</li> <li>② 核分裂生成物質量等</li> <li>③ 原子炉圧力容器圧力・温度、格納容器圧力・温度等の初期条件</li> <li>④ 原子炉圧力容器内の形状等</li> <li>⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等</li> <li>⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等</li> <li>⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等</li> <li>⑧ 起回事象、緩和設備等の情報等</li> </ul> <p>を与え、これらに基づきプラント全体の過渡解析を実施し、以下の出力を得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉圧力容器圧力</li> <li>② 原子炉圧力容器水位</li> <li>③ 格納容器内圧力</li> <li>④ 格納容器温度</li> <li>⑤ 格納容器内水素濃度</li> <li>⑥ 格納容器内水量</li> <li>⑦ コンクリート侵食深さ等</li> </ul> <p>なお、上に示した入力情報のうち、核分裂生成物質量については核種生成崩壊計算コードにより求められたデータを初期値として用いる。この値は、炉心内蔵量を 保守的に与えるため、1サイクル13ヶ月(395日)に余裕をみて1サイクル1万時間(416日)の燃焼期間を仮定し、平衡炉心の燃料装荷体数の割合に基づいた条件で評価されたものである。</p> <p>これらの入力作成の流れを図3.5.2に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付1</p> <p>前処理コードによる MAAP 入力作成の流れ</p> <p>MAAPコードの入力及び出力は次のとおりである。すなわち、入力は</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 燃料質量、燃料被覆管質量等</li> <li>② FP 質量等</li> <li>③ 1次系圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件</li> <li>④ 1次系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等</li> <li>⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等</li> <li>⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等</li> <li>⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等</li> <li>⑧ 起回事象、緩和設備等の情報等</li> </ul> <p>であり、これらに基づきプラント全体の過渡解析を実施し、以下の出力を得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 1次系圧力</li> <li>② 原子炉容器水位</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力</li> <li>④ 原子炉格納容器内温度</li> <li>⑤ 原子炉格納容器内水素濃度</li> <li>⑥ 原子炉格納容器内水量</li> <li>⑦ コンクリート侵食深さ等</li> </ul> <p>MAAPコードの入力のうち、核分裂生成物（FP）質量の入力は、前処理コード（ORIGENコード）を使用して得られた結果に基づいて設定している。具体的には、MAAPコードで考慮しているFPの各元素に対して、サイクル末期の質量を算出し、それをMAAPコードの入力としている。これらの入力作成の流れを図1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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

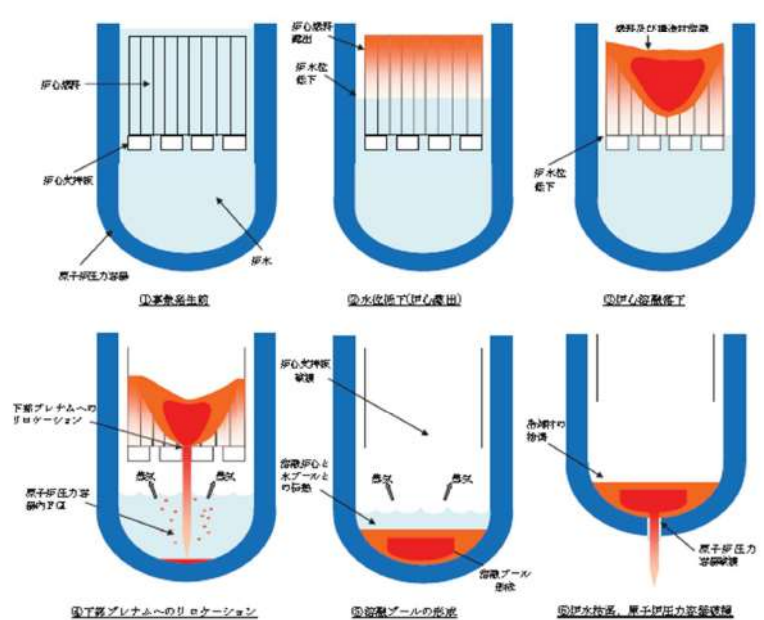
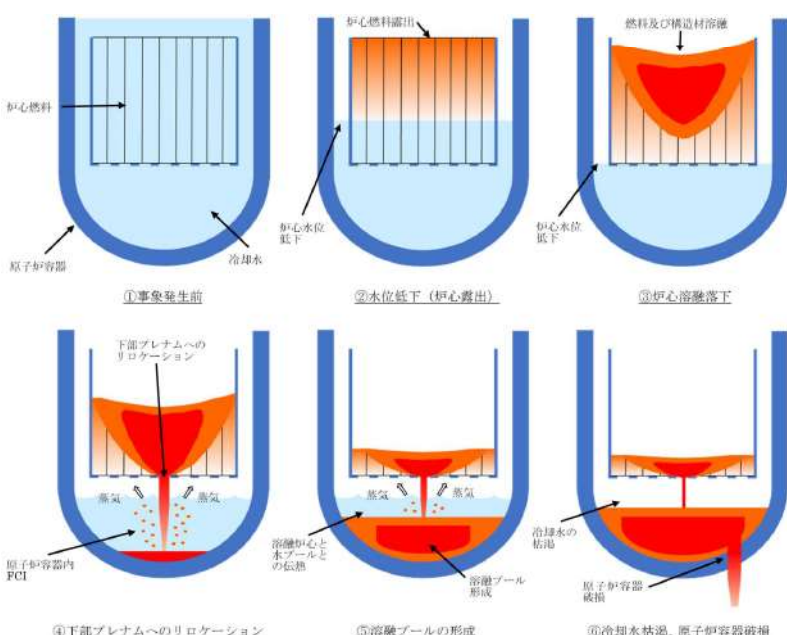
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN)</p> <p>(FPデータ) 核分裂生成物質量</p> <p>(燃料質量、被覆管質量等) (原子炉圧力容器圧力・温度、格納容器圧力・温度等の初期条件) (原子炉圧力容器内の形状等) (工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等) (起因事象、緩和設備等の情報等)</p> <p>MAAP</p> <p>原子炉圧力容器圧力 原子炉圧力容器水位 格納容器内圧力 格納容器温度 格納容器内水素濃度 格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p> <p>図 3.5-2 前処理コードによるMAAP入力作成の流れ</p>	<p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN コード)</p> <p>FP 質量データ</p> <p>(燃料質量、燃料被覆管質量等) (FP 質量等) (1次系圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件) (1次系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等) (工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等) (起因事象、緩和設備等の情報) 等</p> <p>MAAP コード</p> <p>1次系圧力 原子炉容器水位 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器内温度 原子炉格納容器内水素濃度 原子炉格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p> <p>図 1 前処理コードによる MAAP コード入力作成の流れ</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="481 132 705 156">女川原子力発電所2号炉</p> <p data-bbox="147 236 387 260">3. 不確かさに関する整理</p> <p data-bbox="147 304 1048 395">格納容器破損防止対策の有効性評価においては、HPME/DCH 発生防止策の有効性を評価するために原子炉圧力が高く維持されるシーケンスを選定し、逃がし安全弁による手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている原子炉圧力約 2.0MPa[gage] 以下まで減圧できることを示している。</p> <p data-bbox="147 440 1048 738">本事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。また、本シーケンスにおける BWR5, Mark-I 改良型格納容器プラントの原子炉圧力の応答例を図 3-2 に示す。事象発生時には炉心は冠水状態にあるが、給水喪失、逃がし安全弁からの冷却材流出により炉水位が低下し、事象発生から約 1.1 時間後に逃がし安全弁 2 弁により原子炉の減圧を行う。炉心燃料や構造材は熔融を開始し、熔融プールを形成しつつ、熔融炉心は炉心部下方へ落下する。約 2.9 時間後に熔融炉心が炉心支持板から下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却材の相互作用（原子炉圧力容器内 FCI）により発生した水蒸気により原子炉圧力容器内は加圧されるが、逃がし安全弁は 2 弁開維持されているため、速やかに減圧する。約 4.3 時間後に原子炉圧力容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は約 0.4MPa[gage] であり、2.0MPa[gage] を大きく下回っている。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力と均圧する。</p>  <p data-bbox="353 1412 900 1436">図 3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	<p data-bbox="1429 132 1579 156">泊発電所3号炉</p> <p data-bbox="1892 167 1960 191">添付 2</p> <p data-bbox="1339 236 1675 260">HPME/DCH において想定する事象進展</p> <p data-bbox="1064 304 1964 430">HPME/DCH 防止の有効性を評価するに当たって、評価事故シーケンスとしては、1 次冷却系が高圧条件である「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」を選定し、加圧器逃がし弁の手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている 1 次冷却材圧力約 2.0MPa[gage] 以下まで減圧できることを示している。</p> <p data-bbox="1064 440 1964 670">本評価事故シーケンスにて想定する事象進展を図 1 に示す。泊 3 号炉の 1 次冷却材圧力の応答は図 2 に示すとおりであり、約 3.3 時間に 1 次冷却系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約 5.4 時間で熔融炉心が下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧する。約 8.0 時間後に原子炉容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は 1.4MPa[gage] であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。</p>  <p data-bbox="1232 1412 1780 1436">図 1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3-2 原子炉圧力の挙動</p>	<p>図2 1次冷却材圧力の推移</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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

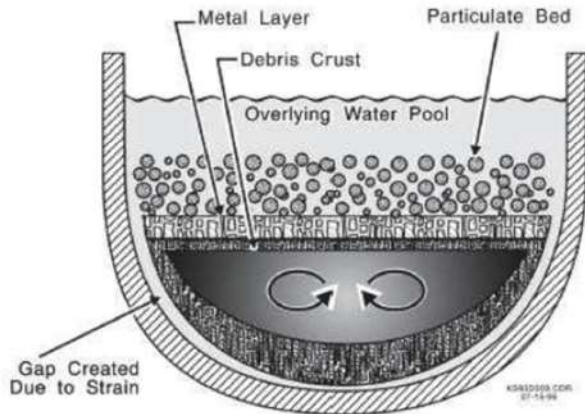

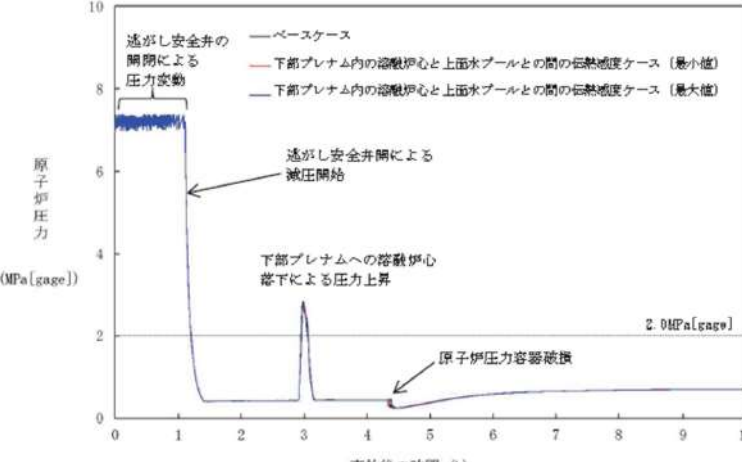
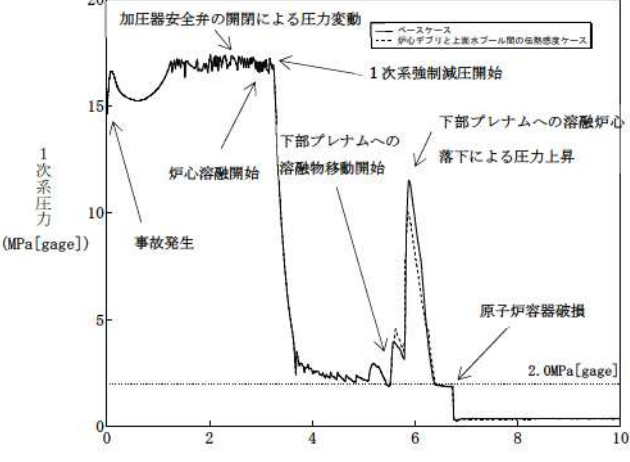
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">付録2</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p>(1) 感度係数の位置づけ</p> <p>本感度解析に使用した係数は、下部プレナムに落下した熔融デブリ表面の金属層と上面水プールへの限界熱流束の乗数である。</p> <p>付図2-1に、MAAPにおけるデブリベッドへの冷却材侵入による冷却の状態図を示す。MAAPパラメータ内で適用している本係数の下限値「0」は、金属層が水に対して不透過性であり、熱は金属表面で対流または熱伝導のみで水に伝わることを意味し、上限値「1」は水が金属層に浸入し、限界熱流束によって制限された速度で冷却され、かつ表面からも対流又は熱伝導で除熱されることを意味する。本係数を調整することにより、金属層への水の侵入に伴う熱伝達の不確かさの影響を確認することができる。</p> <p>MAAPパラメータでデフォルト値として使用している値は、金属層への水の浸入が少ない場合を想定して、下限としてグリムスヴォトン溶岩での実験<sup>[4]※1</sup>で得られた除熱量を参考にした設定値（<input type="text"/>），上限としてMAAPの感度解析によりサーベイした、代表的な崩壊熱レベルの熔融デブリが冷却できる最小の除熱量に対応する設定値（<input type="text"/>）を考慮し、その中間値（<input type="text"/>）をデフォルト値としている。このとおり本係数は、不確かさを有するパラメータであるが、下記の感度解析にて示すとおり、デブリ冷却への影響は限定的であることから、推奨範囲の中間値をベースケース解析に用いることは妥当と考える。</p> <p>※1：グリムスヴォトン溶岩（Grimscotn Lava field）での実験</p> <p>グリムスヴォトン溶岩に広範囲にスプレイ散布することで、熱伝達のみを除熱よりも早く溶岩が固化する現象が確認された。この実験ではスプレイ水の溶岩への浸入による除熱量（約40kW/m<sup>2</sup>）が評価されている。</p> <p>(2) 感度係数の影響</p> <p>付図2-2に、係数を<input type="text"/>～<input type="text"/>の範囲で変化させた解析結果を示す。熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱は、原子炉圧力容器の破損時間にほとんど影響を与えない結果となっている。このことから、水位承安五の中間値（<input type="text"/>）をベースケース解析において使用することは妥当と考える。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content;"> <p>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> </div>	<p style="text-align: right;">添付3</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p>1. 感度解析の位置付け</p> <p>原子炉容器破損時の1次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムのデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束にかかる係数である。</p> <p>図1にMAAPで想定しているデブリベッドへの水浸入による冷却の状態を示す。この係数が「0」の場合、金属層への水浸入がないことを意味する。この場合、金属表面から水への熱伝達は、対流あるいは熱伝導でのみ行われる。この係数が「1」の場合、水は金属層へ浸入し、限界熱流束で制御される速度で冷却される。これは、対流と熱伝導に追加された冷却モードである。本係数を調整することにより、水のデブリベッドへの浸入による不確かさを評価することができる。</p> <p>MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、実験的に下限値とされる値と完全冷却に至る値との中間の値として、<input type="text"/>が設定されている。一方、下限値として設定される<input type="text"/>は、実験的に設定された値であり、上面水プールでは十分に冷却できない値である。</p> <p>2. 感度解析の影響</p> <p>図2にベースケースとして<input type="text"/>を、感度解析ケースとして<input type="text"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内のデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。</p> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;"><input type="text"/> 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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却</p>	<p>図 1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図 2-2 原子炉圧力の時間変化</p>	 <p>図 2 1次系圧力の時間変化</p>	
	<p>図 2 1次系圧力の時間変化        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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

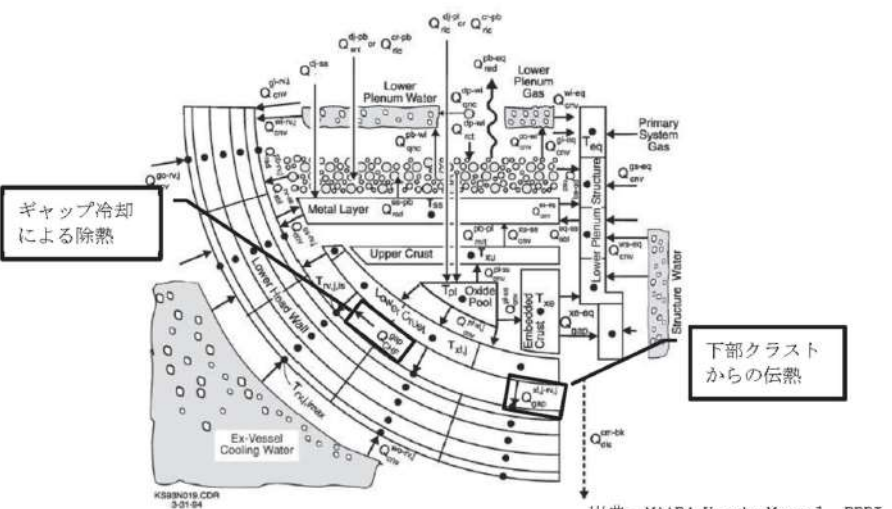

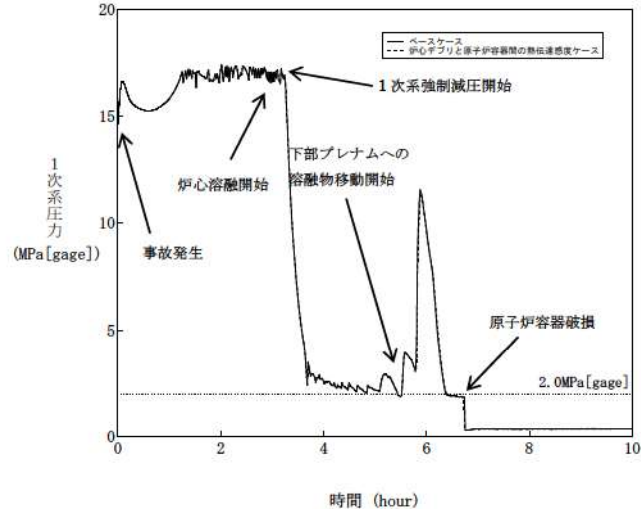
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

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;">付録3</p> <p style="text-align: center;">熔融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について</p> <p>付図3-1に下部プレナムでのエネルギー移行図を示す。          MAAPでは、下部プレナムに落下した熔融デブリは熔融プールの外側にクラストが形成される。この、下部クラストと原子炉圧力容器内面にひずみが生じ、下部クラストと容器内面に生じたギャップに冷却材が流入することでクラスト表面及び原子炉圧力容器内面から除熱される「ギャップ冷却」が生じるというモデルになっている。</p> <p>付図3-1に示すとおり、MAAPでは、上述のギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストから移行し、ギャップ冷却で取り除かれない伝熱量は、原子炉圧力容器内面への伝熱量として評価される。ギャップ冷却は、ギャップに浸入した水の沸騰時の限界熱流束により評価される。熔融デブリと原子炉圧力容器間のギャップに存在する水による除熱量と熔融デブリから原子炉圧力容器への伝熱量を比較すると、下部プレナムギャップの除熱量は、熔融デブリから原子炉容器への伝熱量に比べて非常に小さいことから、原子炉圧力容器温度の上昇が発生する。ドライアウト後、ギャップ冷却効果はゼロとなる。</p> <p>以上の事から、下部プレナムギャップの除熱量が熔融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達に与える感度は小さく、4.1.(8)の感度解析にて示すとおり下部プレナムギャップの除熱量に係る係数が原子炉圧力容器表面の温度に与える影響は小さいといえる。</p>	<p style="text-align: right;">添付4</p> <p style="text-align: center;">熔融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却</p> <p>1. 感度解析の位置付け          原子炉容器破損時の1次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムの下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ熱伝達にかかる係数である。図1にMAAPコードで想定している下部プレナムでのエネルギー移行の状態を示す。</p> <p>図1に示すとおり、MAAPコードではギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストからの伝熱量のうち、ギャップ冷却で除去されない伝熱量は、原子炉容器内面への伝熱量となる。この効果の不確かさを確認するために、ギャップ冷却に関する感度解析を実施している。</p> <p>MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、ギャップによる除熱量の評価式をそのまま適用するための値として、<input type="checkbox"/>が設定されている。一方、熔融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として、<input type="checkbox"/>とした評価を実施する。</p> <p>2. 感度解析の影響          図2にベースケースとして<input type="checkbox"/>を、感度解析ケースとして<input type="checkbox"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内の下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ伝熱量の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。</p> <p style="text-align: center;"><input type="checkbox"/> 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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>図1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>  <p>図2 1次系圧力の時間変化</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>	



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

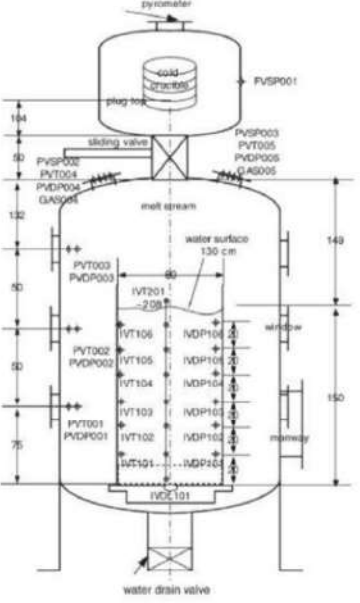
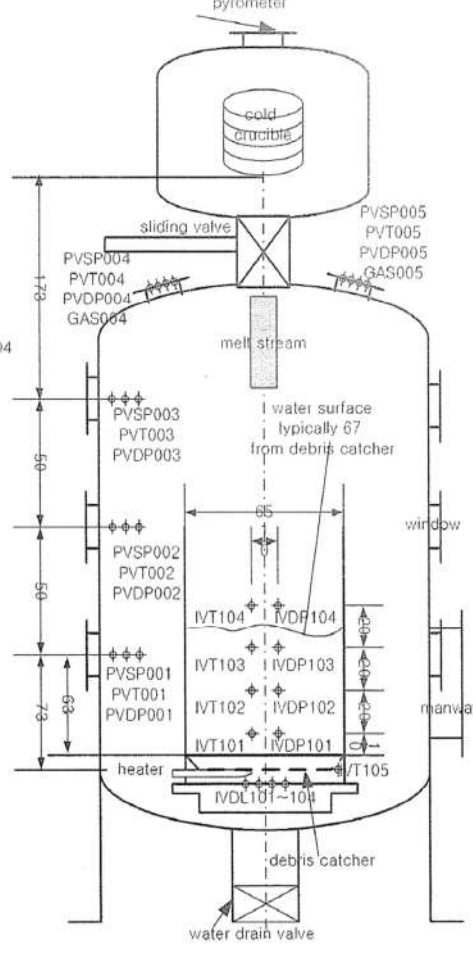
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) TROI実験</p> <p>TROI 実験<sup>[8]</sup>は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている実験であり、2007年から2012年までは、KROTOS実験とともに OECD/NEA の SERENA プロジェクトとして実施された実験である。実験装置の概要図を図3-10に示す。また、実験条件及び実験結果を表3-6に示す。</p> <p>ZrO<sub>2</sub>を用いた実験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した実験がある。一方、UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> の混合物を用いた実験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件により実験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。</p> <p>TROI 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自発的な水蒸気爆発が生じた実験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実験と異なる条件であり、その他の実験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。</li> <li>・水深が深い場合（130cm）には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある<sup>[9]</sup>。</li> </ul>	<p style="text-align: right;">添付 5</p> <p style="text-align: center;">TROI 実験の概要</p> <p>1. TROI 実験装置</p> <p>TROI 実験装置は、韓国原子力研究所 (KAERI) に設置されている装置であり、原子炉で実際に使用されている物質を用いて、その溶融物の冷却や水蒸気爆発挙動に関する情報を提供するものである。実験装置の水深は60cmから130cmまでを範囲としている。TROI 実験装置の概要を図1に示す。初期段階から、FCIにおける物質の効果についての実験が行われてきており、様々な種類の溶融物について検討されてきた。</p> <p>2. 実験から得られた知見</p> <p>表1に TROI 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ZrO<sub>2</sub>を使用した実験では、いくつかのケースで水蒸気爆発が観測された。</li> <li>・ UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> 混合物を使用した実験においては、80%UO<sub>2</sub>+20%ZrO<sub>2</sub> 混合物と 70%UO<sub>2</sub>+30%ZrO<sub>2</sub> 混合物では、異なる様相の水蒸気爆発が観測された。これは、共晶物である 70%UO<sub>2</sub>+30%ZrO<sub>2</sub> 混合物と非共晶物である 80%UO<sub>2</sub>+20%ZrO<sub>2</sub> 混合物の相違によるものであると考察された。非共晶物の混合物（80%UO<sub>2</sub>+20%ZrO<sub>2</sub>）では、液滴の表面に柔らかい液膜が形成され、それが細粒化を妨げ、機械的エネルギーへの変換効率を小さくしている。さらに、共晶物の混合物（70%UO<sub>2</sub>+30%ZrO<sub>2</sub>）では、固化した液滴の中に空孔が観測された。粒子内の空孔については、固化状のクラストと液状の核との間の張力の結果生じたものと考察された。</li> <li>・ UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-金属混合物（UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>/Zr/Fe）を使用した実験では、2つの混合しない金属は分離され、層状化し、より密度の大きい金属はるつぼの底に堆積する結果となった。金属が加えられた溶融物での FCI 実験に関しては、結論は様々である。実際、TROI 51 実験では水蒸気爆発に至ったが、デブリは化学的に不均質であった。この結果に関して、サンプル内部の空孔とその水蒸気爆発の強さとの関連が指摘された。</li> <li>・ いずれの条件においても、水蒸気爆発が観測されたのは、外部トリガがある場合または溶融物の過熱度が高い場合である。</li> </ul>	

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>2. set up (surely from TROI-50 experiment)</p> <p>出典：参考文献<sup>[8]</sup> Appendix B. p.202      図3-10 TROI実験装置の概要</p>	 <p>図1 TROI実験装置の概要<sup>[2]</sup></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. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果(1/2) [9] [10] [11] [12]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	
TROI	1	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-	
	2	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-	
	3	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-	
	4	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-	
	5	ZrO <sub>2</sub> /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-	
	9	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.80	-	No	-	
	10	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	6.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-	
	11	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-	
	12	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	6.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-	
	13	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	7.7	2600 <sup>(注1)</sup>	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%	
	14	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	6.5	3000 <sup>(注2)</sup>	0.105	285	0.67	-	Yes	-	
	17	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)							-	No	-
	18	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	9.1						-	-	-
	21	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-	-
	22	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-	-
	23	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-	-
	24	ZrO <sub>2</sub>	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	-
	25	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	-
	26	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	-

(注1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。  
 (注2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果(2/2) [9] [10] [11] [12]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	
TROI	29	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (50/50)	11.5					-	No	-	
	32	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (87/13)						-	No	-	
	34	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	10.5	~3000			341	0.87	Yes	0.63	
	35	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	3	~3000	0.110		334	1.30	Yes	0.21	
	36	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	5.3	~3000			305	0.95	Yes	0.50	
	37	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	8.1	~3000	0.104		313	0.95	Yes	0.01	
	38	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	5.3	~3000	0.105		288	1.30	-	No	-
	39	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	3.4	~3000	0.106		285	1.30	-	No	-
	40	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	11.1	~3000	0.312		287	1.30	-	No	-
	49	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2700(3360)					-	-	-
	50	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (58.5/18/11.9/10.6)	14.46						-	-	-
	51	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3	(14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (61/18/12/11)	8.6	(14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-

(注1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。  
 (注2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

泊発電所3号炉

表 1 水蒸気爆発実験結果[1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (1/2)

実験	実験ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉圧 MPa	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	1	89%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0	6	>3373	-	5	-	-	-
	2	89%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0	5.5	>3373	-	8	-	-	-
	3	89%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0	4.9	>3373	-	50	-	-	-
	4	89%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-
	5	98%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0	2.9	3373	-	36	-	○	-
	6	100%ZrO <sub>2</sub>	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-
	9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	-	71(*)	-	-	-
	10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3800	-	75(*)	-	○	-
	11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.2	>3800	-	71(*)	-	-	-
	12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	2600	-	80(*)	○	○	-
	13	69%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.69	7.7	2600	-	81	○	○	-
	14	69%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.69	6.5	3000	-	88	○	○	-
	15	69%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0	2.3	3760	-	69	○	○	-
	17	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	-	-	-	-	-	-	-
	18	78%UO <sub>2</sub> +22%ZrO <sub>2</sub>	0.78	9.1	-	-	-	-	-	-
	21	80%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.3	3000	-	76	-	-	-
	22	80%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.9	2900	-	76	-	-	-
	23	80%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.4	3600	-	80	-	-	-
	24	100%ZrO <sub>2</sub>	0	5.4	3600	-	85	○	○	-
	25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.9	3000	-	86	○	-	-
	26	80%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.3	3300	-	90	○	-	-
	29	80%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.8	11.5	-	-	-	-	-	-
	32	87%UO <sub>2</sub> +13%ZrO <sub>2</sub>	0.87	-	-	-	-	-	-	-
	34	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.7	10.6	3670	-	82	○	○	0.63
	35	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.7	19.6	2960	-	39	○	○	0.21
	36	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.7	5.3	3510	-	68	○	○	0.50
	37	80%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.8	8.1	3380	-	60	○	○	0.01
	38	79%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.79	5.3	3650	-	85	-	-	-
	39	79%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +1%Fe	0.79	3.4	3730	-	88	○	-	-

表 1 水蒸気爆発実験結果[1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)

実験	実験ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉圧 MPa	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	~3000	-	86(*)	-	-	-
	49	69%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.69	10.2	2860	-	77	○	-	-
	44	69%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.69	10.8	3880	-	78	-	-	-
	45	100%ZrO <sub>2</sub>	0	5.5	3280	-	84	○	○	-
	46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.7	3850	-	86	○	○	-
	47	69%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.69	10.7	3080	-	79	-	-	-
	48	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	13.0	3620	-	88	○	-	-
	49	62.3%UO <sub>2</sub> +15%ZrO <sub>2</sub> +11.7%Zr+11%Fe	0.623	16.0	3360	-	-	-	-	-
	50	58.5%UO <sub>2</sub> +18%ZrO <sub>2</sub> +11.9%Zr+10.6%Fe	0.585	14.5	-	-	-	-	-	-
	51	60.5%UO <sub>2</sub> +16.7%ZrO <sub>2</sub> +12.1%Zr+10.7%Fe	0.605	6.3	3480	-	79	○	○	-
52	61.0%UO <sub>2</sub> +18.0%ZrO <sub>2</sub> +12.0%Zr+10.9%Fe	0.61	8.6	2650	-	88	○	-	-	

\* 系の圧力が約 0.1MPa であるため、STS から水の温度を差し引いた値を記載。



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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献</p> <p>[1] U.S.NRC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.</p> <p>[2] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995.</p> <p>[3] I. Huhtiniemi, D. Mgallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.</p> <p>[4] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.</p> <p>[5] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.</p> <p>[6] D. Magallon, et al, Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999.</p> <p>[7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.</p> <p>[8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.</p> <p>[9] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04.</p> <p>[10] (財) 原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月</p> <p>[11] K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.</p> <p>[12] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第7回衝撃工学フォーラム(中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成20年11月</p> <p>[13] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER'S MANUAL VOLUME I, 2007.</p> <p>[14] T.Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR' S, NUREG/CP-0127, 1994.</p> <p>[15] T.G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994.</p> <p>[16] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996.</p>	<p>3. 参考文献</p> <p>[1] V.Tyrpekl, "Material effect in the fuel coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism," 2012 (ID : 全般)</p> <p>[2] J.H.Song, et al., "Experiments on the interactions of molten ZrO<sub>2</sub> with water using TROI facility," Nuclear Engineering and Design, 213, 2002 (ID : 1, 2, 3, 4, 5)</p> <p>[3] J.H.Song, et al., "Spontaneous steam explosions observed in the fuel coolant interaction experiments using reactor materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 33, Number 4, 2002 (ID : 6)</p>	<p>※女川のTROI実験で引用している参考文献は[8], [9], [19], [20]</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[17] O.Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998.</p> <p>[18] M. Kato, et al, Fuel Coolant Interaction Tests using UO<sub>2</sub> Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.</p> <p>[19] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.</p> <p>[20] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.</p> <p>[21] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01.</p> <p>[22] NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.</p> <p>[23] Electric Power Research Institute (EPRI), MAAP4, Modular Accident Analysis Program User's Manual, EPRI Report prepared by Fauske &amp; Associates, Inc.</p> <p>[24] D. Magallon, Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water, Nucl. Eng. Des. 177 321-337, 1997.</p>	<p>[4] J.H.Song, et al., "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture," Nuclear Engineering and Design, 222, 2003 (ID : 9, 10, 11, 12)</p> <p>[5] J.H.Song, et al., "Insights from the recent steam explosion experiments in TROI," Journal of Nuclear science and technology, Volume 40, Number 10, 2003 (ID : 13, 14, 15)</p> <p>[6] J.H.Kim, et al., "The influence of Variations in the water depth and melt composition on a spontaneous steam explosion in the TROI experiments," Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004 (ID : 21, 22, 23, 24, 25, 26)</p> <p>[7] J.H.Kim, et al., "Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment," Nuclear Technology, Volume 158, 2007 (ID : 34, 35, 36, 37)</p> <p>[8] J.H.Kim, et al., "Triggered steam explosions in a narrow interaction vessel in the TROI facility," 2005 (ID : 38, 39)</p> <p>[9] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments with iron-added corium in the TROI facility," Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Korea, May 25-26, 2006 (ID : 43, 44)</p> <p>[10] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using nuclear reactor materials in the TROI facilities," Heat Transfer Engineering, 29(8), 2008 (ID : 45, 46, 47, 48)</p> <p>[11] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology, 22, 2008 (ID : 51, 52)</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている実験であり、2001 年から 2006 年にかけて実施されたフェーズ1 と、2007 年から 2012 年にかけて実施されたフェーズ2 に分かれています。フェーズ1 では既存の実験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ2 では KROTOS 及び TROI 装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2 で行われた実験の実験条件及び実験結果を表3-7 に示す。</p> <p>フェーズ1、フェーズ2 においてそれぞれ得られた知見は以下のとおりである。</p> <p>フェーズ1</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>（解析）解析コードはアルミナを用いた実験によって調整されており、<math>UO_2 \cdot ZrO_2</math> コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。</li> <li>（解析）予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。</li> <li>（解析）予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は原子炉格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。</li> </ul> <p>フェーズ2</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>（実験）<math>80\%UO_2 \cdot 20\%ZrO_2</math> コリウムは、<math>70\%UO_2 \cdot 30\%ZrO_2</math> コリウムに比べて、やや爆発のエネルギーが大きい。これはフェーズ1 の結果と逆の傾向であり、さらに考察が必要。</li> <li>（実験）<math>UO_2 \cdot ZrO_2</math> のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。</li> <li>（実験）コリウムの組成に酸化物以外（金属の単体など）が含まれる場合について、酸化と水素ガス生成による影響は定量化できなかった。</li> <li>（実験）全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、<math>UO_2</math> の密度が高いために熔融 コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。</li> </ul>	<p style="text-align: right;">添付 6</p> <p style="text-align: center;">SERENA 実験の概要</p> <p>SERENA 実験は OECD/NEA の枠組みで実施された水蒸気爆発解明のためのプロジェクトであり、①2 つの型の装置（TROI 及び KROTOS）を使用した実験、②データの分析、解析コードの評価及び解析コードのベンチマークを支援するための実験前後の計算からなる解析検討、③実機プラントを想定した解析演習、を主要な目的としている。ここでは、SERENA 実験で行われた TROI 装置及び KROTOS 装置を使用した実験に関する概要を整理する。</p> <p>表1 に TROI (TS-1～TS-6) 及び KROTOS (KS-1～KS-6) 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 機械的エネルギー変換効率は小さく、典型的には 0.1%程度、大きくとも 0.7%程度である。TROI 実験の方が KROTOS 実験よりも大きくなっているが、KROTOS は 1 次元の装置、TROI は多次元の装置であることから、KROTOS の方が機械的エネルギー変換効率が高いことが予想されるため、直感に反する結果である。しかしながら、KROTOS の方が TROI よりも高いボイド率を示していることから、この観測結果は妥当であると考えられる。</li> <li>• 以前の TROI 実験では <math>70\%UO_2 + 30\%ZrO_2</math> 燃料（いわゆる共晶物）を使用しており、この場合、<math>80\%UO_2 + 20\%ZrO_2</math> 燃料（いわゆる非共晶物）の場合よりも爆発の程度が大きくなっていることが観測された。したがって、水蒸気爆発の特徴は酸化コリウムの性質に紐づけられていると考えられていた。しかしながら、この知見は SERENA プロジェクトで否定された。実際、TROI 及び KROTOS の両装置において、<math>80\%UO_2 + 20\%ZrO_2</math> 燃料の方が <math>70\%UO_2 + 30\%ZrO_2</math> 燃料よりもいくらか爆発の程度が大きい結果が観測されている。したがって、共晶物と非共晶物の間の挙動に相違があるという知見については、もはや支持されていない。</li> <li>• <math>UO_2</math> と <math>ZrO_2</math> からなる燃料は、模擬燃料に比べて爆発の程度が小さい。一方で、計算による爆発の程度は、SERENA 実験におけるいくつかの実験よりも高くなっている。</li> <li>• TROI と KROTOS の結果の相違は、十分に酸化されていない溶融物組成が原因ということ注目されている。TROI 実験では、効果は定量化されていないが、酸化による水素生成が重要とされている。一方、KROTOS 実験では、水素の役割については確実なことは言えていない。</li> <li>• 注目されるもう一つの相違は、これら 2 つの実験の間の機械的エネルギー変換効率についてである。厳格な制限下での実験（KROTOS）は、それほど厳格ではない制限下での実験（TROI）よりも機械的エネルギー変換効率が低く現れる。このような相違は直感に反することから、更なる検討が必要である。</li> <li>• KROTOS と TROI の結果は、一般的に 2 つの異なる型のスケールでの矛盾しない挙動を示している。そして、その結果は、適切な不確かさの考慮によって、実機スケールへ外挿できる可能性があることを示している。</li> </ul>	



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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<ul style="list-style-type: none"> <li>• KROTOS 実験と TROI 実験は最新の計測装置を使用して計測されている。そして、解析コードの評価及び改良のために、局所的及び全体的なデータ、特に局所ボイド率及び熔融物分布がこれらの実験から得られた。しかし、これらの実験で得られた意義のあるデータはまだ十分に分析されていない。また、これまでに実験データの不確かさを定量化する試みや爆発エネルギーを計算する試みは行われていない。</li> </ul>	

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉

表 3-7 SERENA 実験（フェーズ2）の主要な実験条件及び実験結果 [2,2]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (wct%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
SERENA (TROJ/KROTOS)	TS-1	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/U (78.0/18.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
SERENA (TROJ/KROTOS)	TS-6	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70.0/30.0)	2.4	2969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	-(注1)	-(注1)
	KS-4	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
KS-5	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2884	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	-(注2)	
KS-6	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0	

(注1) 実験失敗  
 (注2) 計測失敗

泊発電所3号炉

表 1 水蒸気爆発実験結果[1]

実験 ID	実験タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	溶融物温度 (K)	溶融物温度 (K)	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)
TS-1	73.4%UO <sub>2</sub> +26.6%ZrO <sub>2</sub>	0.754	15.4	~3000	145	1159	○	○	0.12
TS-2	68.0%UO <sub>2</sub> +32.0%ZrO <sub>2</sub>	0.68	12.5	3063	228	617	○	○	0.28
TS-3	71.0%UO <sub>2</sub> +29.0%ZrO <sub>2</sub>	0.71	15.9	3107	272	651	○	○	0.22
TS-4	81.0%UO <sub>2</sub> +19.0%ZrO <sub>2</sub>	0.81	14.3	3011	171	640	○	○	0.35
TS-5	78.0%UO <sub>2</sub> +18.3%ZrO <sub>2</sub> +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	577	○	-	0.06
TS-6	73.3%UO <sub>2</sub> +18.5%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +3.3%FP	0.753	9.3	2910	239	569	○	○	0.66
KS-1	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	2.4	2869	109	118	○	○	0.10
KS-2	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	3.9	3049	189	60	○	○	0.08
KS-3	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	0.8	2850	-	-	-	-	-
KS-4	80.1%UO <sub>2</sub> +11.4%ZrO <sub>2</sub> +8.5%Zr	0.8	2.3	2858	88	62	○	○	0.18
KS-5	80.1%UO <sub>2</sub> +11.4%ZrO <sub>2</sub> +8.5%Zr	0.801	1.7	2884	64	67	○	-	-
KS-6	73%UO <sub>2</sub> +20.4%ZrO <sub>2</sub> +4.1%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	○	~0

[1] OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions, NEA/CSNI/R(2014)16.

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方</p> <p>炉心溶融が進展し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCI と MCCI の影響緩和において、格納容器下部への初期水張が重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。</p> <p>FCI の観点では、これまでの FCI 実験結果の知見から、BWR の実機条件では水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと、粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。</p> <p>MCCI の観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして体積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。</p> <p>以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCI の影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCI を緩和する運用とすることが得策と考えられる。</p>	<p style="text-align: right;">添付7</p> <p>FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方</p> <p>炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方策が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI 防止に期待できる一方、FCI の観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。</p> <p>FCI の観点では、これまでの実験的知見から、<math>UO_2</math> を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCI による影響は小さいと言える。</p> <p>MCCI の観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCI によるコンクリート侵食防止にとって有利に働くと言える。</p> <p>以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCI によるコンクリート侵食防止のメリットが、FCI による原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。</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 6.4.4 MAAP の各事象への適用性と新知見の反映について）

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: center;">付録1</p> <p style="text-align: center;">FARO 実験による MAAP の圧力スパイクモデル妥当性確認</p> <p>1. FARO 実験の概要</p> <p>FCI の代表的実験である FARO 実験は、<math>UO_2/ZrO_2/Zr</math> 熔融混合物を噴出させ、装置下部の冷却材との相互作用を検証する実験である。実験装置、実験条件及び実験結果の概要は 3.1 章 (3) FARO 実験に記載している。</p> <p>2. MAAP コードによる FARO 実験の検証解析</p> <p>MAAP コードでは、熔融炉心と冷却材の相互作用を計算し、圧力スパイクを取り扱うモデルに関するパラメータのうち、三つのモデルパラメータが FARO 実験のベンチマーク解析によって妥当性を評価されている。熔融炉心のエントレインメント係数、<input type="text"/>及び粒子径ファクタである。</p> <p>エントレインメント係数は、ジェット速度と密度比から熔融炉心のエントレインメント量を計算する際の係数であり、細粒化モデル (Ricou-Spalding モデル) に使用される。エントレインメント量はプール水への伝熱量に寄与する。また、エントレインメント速度 (m/s) を求める下式からは、プール底部におけるジェット直径、ジェットの粒子化割合が求められる。</p> $m_{ent} = E_o \left( \frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj}$ <p><math>E_o</math> : エントレインメント係数  <math>u_{dj}</math> : ジェット速度 [m/s]  <math>\rho_{dj}</math> : ジェット密度 [kg/m<sup>3</sup>]  <math>\rho_w</math> : 水密度 [kg/m<sup>3</sup>]</p> <p><input type="text"/></p> <p>粒子径ファクタは、ジェット表面からエントレインメントを受けた粒子の直径を計算する際の係数である。計算された粒子径は、粒子の沈降速度やデブリ温度の計算に用いられる。</p> <p>圧力スパイクモデルのベンチマーク解析における仮定を以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">添付8</p> <p style="text-align: center;">FARO 実験における MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認</p> <p>1. FARO 実験の概要</p> <p>FARO 実験装置は、150kg 程度のウラン酸化物及びジルコニウム酸化物からなる熔融物を水中に落下させる装置であり、そのときの FCI 挙動を観察するものである。</p> <p>2. MAAP コードによる FARO 実験解析</p> <p>FARO 実験解析を実施する際、MAAP コードにおいて FCI に影響する 3 つのモデルパラメータを感度係数として選定し、その感度解析結果と FARO 実験結果を比較することによって、圧力スパイクモデルの妥当性を確認する。</p> <p>感度係数として選定したモデルパラメータは以下のとおりである。モデルパラメータの最小値、推奨値、最大値も併せて示している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• <input type="text"/></li> <li>• <input type="text"/></li> <li>• <input type="text"/></li> </ul> <p>MAAP コードによる実験解析を実施するにあたって、いくつかの簡略化を行っている。具体的な仮定を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• <input type="text"/></li> <li>• <input type="text"/></li> <li>• <input type="text"/></li> </ul> <p style="text-align: center;"><input type="text"/> 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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新発見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<div data-bbox="161 209 1032 547" style="border: 1px solid black; height: 212px; width: 389px;"></div> <p data-bbox="138 579 1032 639">上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧力スパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。</p> <p data-bbox="138 679 1032 809">付図1、付図2、付図3、付図4、付図5、付図6、付図7、付図8、付図9、付図10、付図11及び付図12にL-06、L-08、L-14、L-11実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と、MAAP解析結果の比較図を示す。MAAP解析結果は、三つのパラメータに対して、最適値、最大値、最小値の組み合わせを用いて評価されている。また、付表1にL-06、L-08、L-14、L-11実験の過熱度を示す。</p> <div data-bbox="255 831 904 935" style="text-align: center;"> <p>付表1 FARO実験における過熱度<sup>[24]</sup></p> <table border="1" data-bbox="255 855 904 935"> <thead> <tr> <th>実験ケース</th> <th>L-06</th> <th>L-08</th> <th>L-14</th> <th>L-11</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過熱度[K]</td> <td>63</td> <td>163</td> <td>263</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="161 954 1032 978">いずれの実験の圧力挙動も、MAAP解析結果では再現をみた。</p> <div data-bbox="161 979 1032 1051" style="border: 1px solid black; height: 45px; width: 389px;"></div> <p data-bbox="138 1056 1032 1115">また、デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても、実験結果のデータは、エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合のMAAP解析結果の範囲内によく再現されている。</p> <div data-bbox="698 1193 1003 1257" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 20px auto;"> <p>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> </div>	実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11	過熱度[K]	63	163	263	100	<div data-bbox="1077 196 1957 437" style="border: 2px solid black; height: 151px; width: 393px;"></div> <p data-bbox="1055 579 1966 639">上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。</p> <p data-bbox="1055 679 1966 774">以下では、実験L-06、L-08、L-11、L-14と解析の比較について、圧力（図1～図4）、堆積デブリ質量（図5～図8）、及びデブリ粒子径（図9～図12）を示す。いずれの実験の圧力挙動もMAAPコードによる解析結果とよく一致した。</p> <div data-bbox="1335 815 1906 839" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 20px 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>	
実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11								
過熱度[K]	63	163	263	100								

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

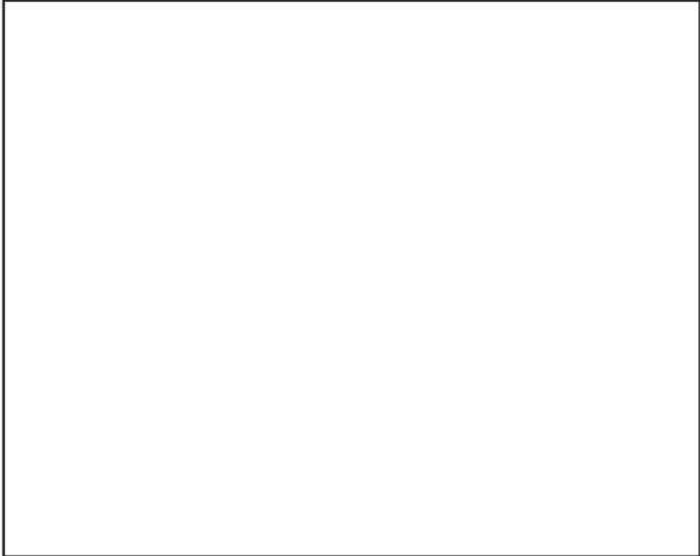
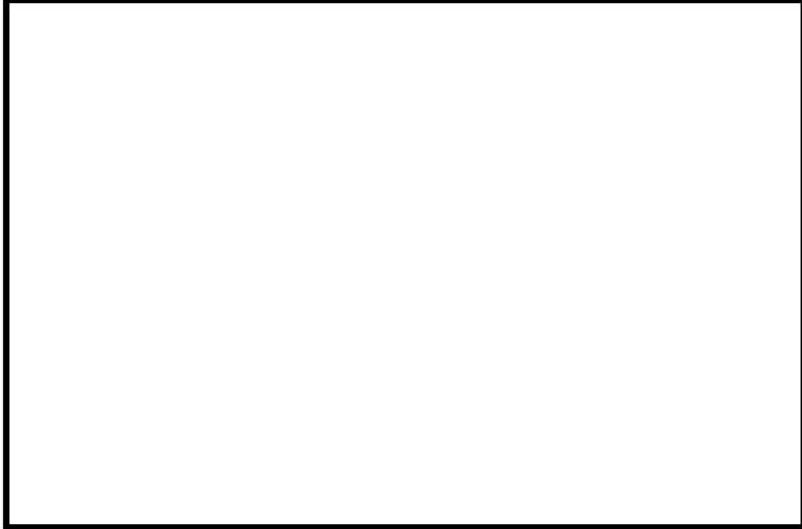
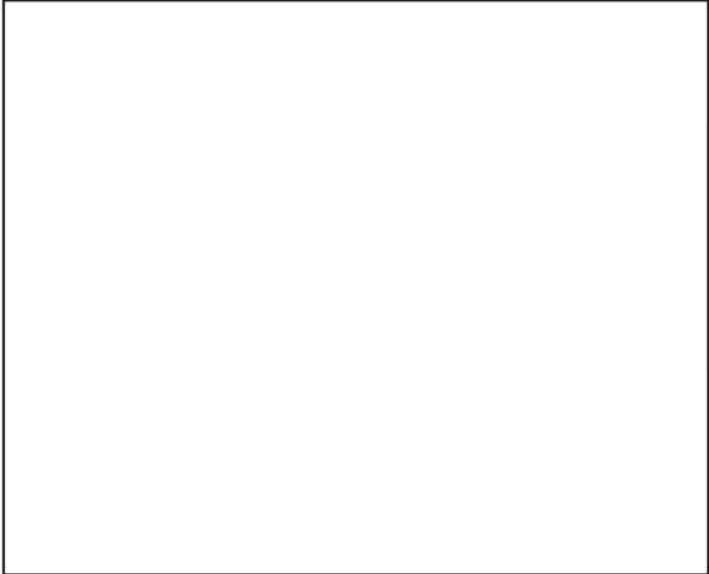


女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="250 197 943 759" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="353 767 862 798" data-label="Caption"> <p>付図1 L-06 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）<sup>[23]</sup></p> </div> <div data-bbox="259 826 943 1370" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="353 1374 862 1404" data-label="Caption"> <p>付図2 L-08 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）<sup>[23]</sup></p> </div>	<div data-bbox="1099 172 1910 711" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1288 715 1704 745" data-label="Caption"> <p>図1 L-06 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1323 748 1682 777" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1099 775 1910 1291" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1288 1289 1704 1319" data-label="Caption"> <p>図2 L-08 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1323 1323 1682 1353" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1332 1383 1924 1415" data-label="Text"> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 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

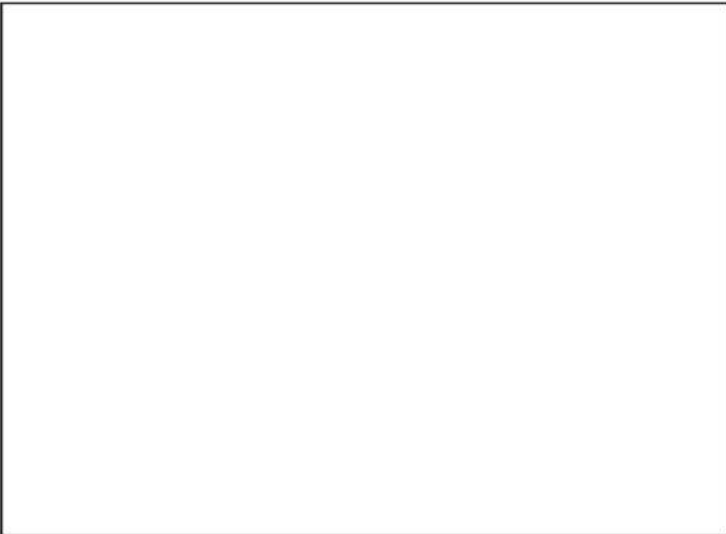
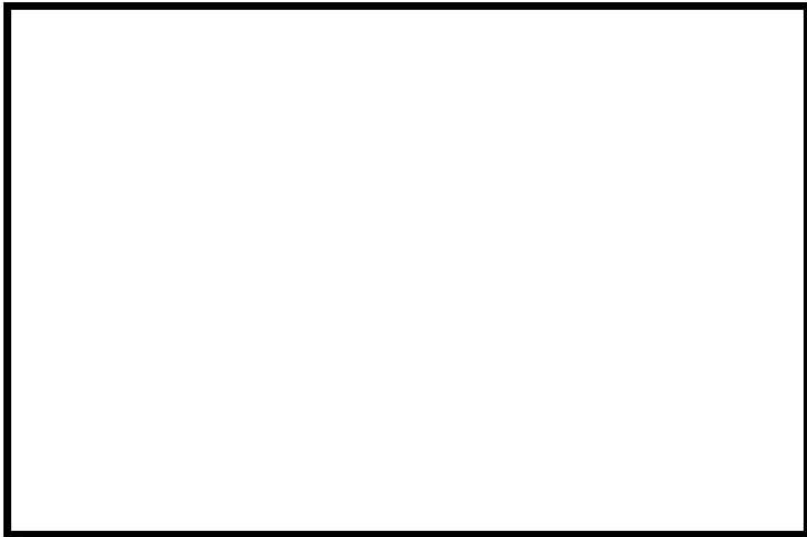

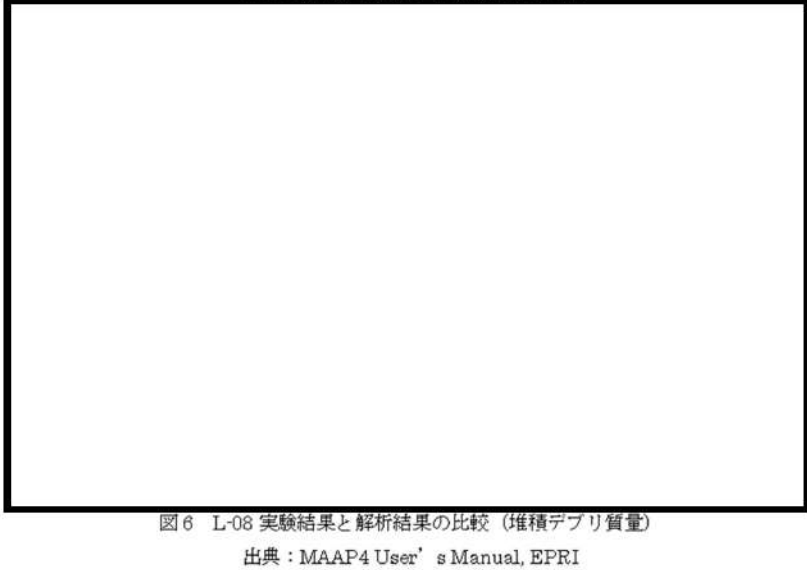

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図3 L-14 実験結果/解析結果比較（圧力スパイク）<sup>〔23〕</sup></p>	<p>図3 L-11 実験結果と解析結果の比較（圧力）        出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p>	
		
<p>付図4 L-11 実験結果/解析結果比較（圧力スパイク）<sup>〔23〕</sup></p>	<p>図4 L-14 実験結果と解析結果の比較（圧力）        出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図5 L-06 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）<sup>[23]</sup></p>	<p>図5 L-06 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
		
<p>付図6 L-08 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）<sup>[23]</sup></p>	<p>図6 L-08 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）



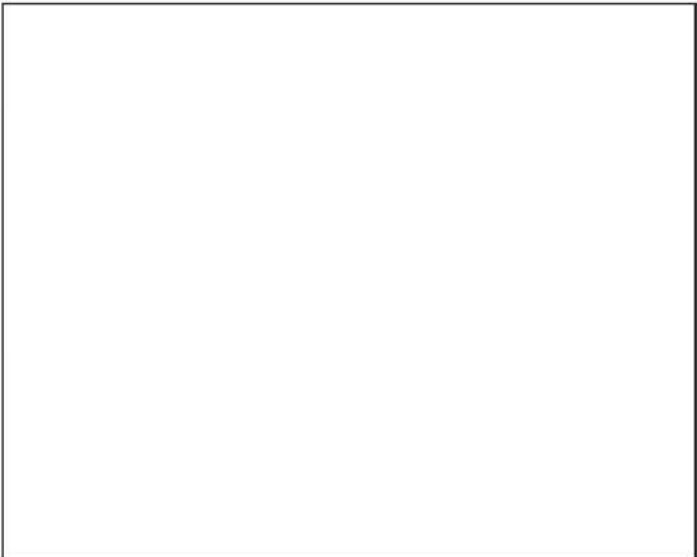


女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="255 188 936 753" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="331 762 842 790">付図7 L-14 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）<sup>[23]</sup></p> <div data-bbox="255 802 936 1367" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="331 1377 842 1404">付図8 L-11 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）<sup>[23]</sup></p>	<div data-bbox="1108 177 1906 715" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1249 722 1749 748">図7 L-11 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1332 756 1675 780">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1108 777 1906 1289" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1249 1292 1749 1318">図8 L-14 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1332 1326 1675 1350">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1393 1917 1420">  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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


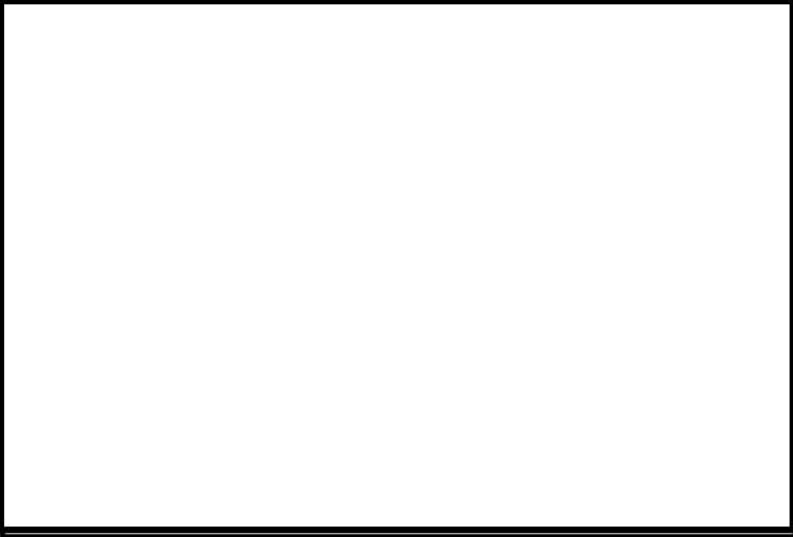
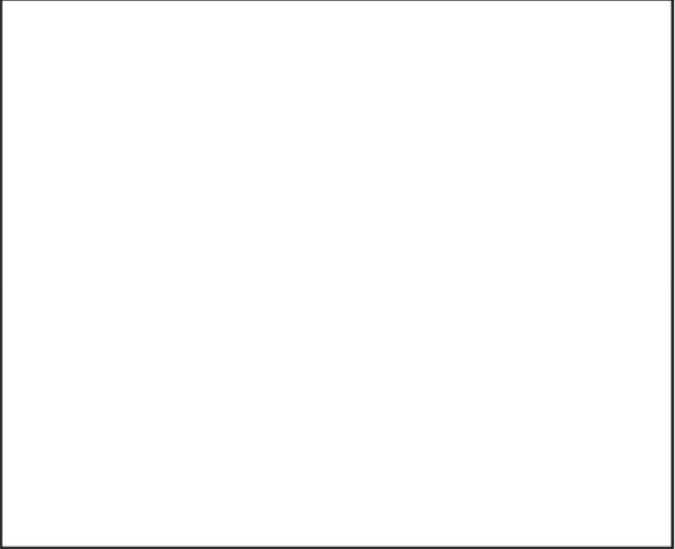


6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）<sup>[23]</sup></p>	 <p>図9 L-06 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）<sup>[23]</sup></p>	 <p>図10 L-08 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）<sup>[23]</sup></p>	<p>図 11 L-11 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
		
<p>付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）<sup>[23]</sup></p>	<p>図 12 L-14 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）        出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

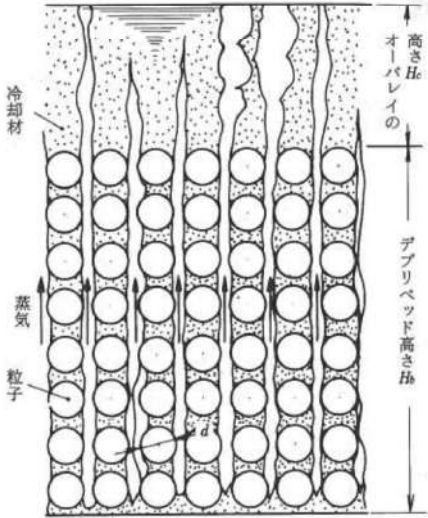
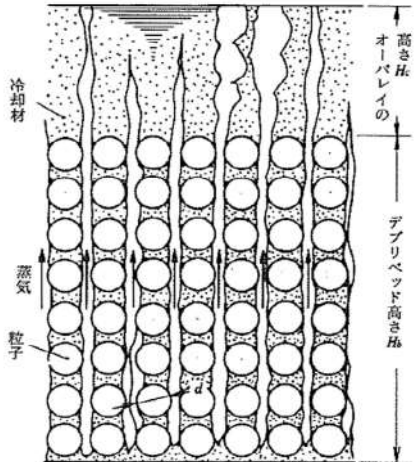
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 結論</p> <p>MAAP コードでは、FCI に関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験結果とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	<p>3. まとめ</p> <p>MAAP コードでは、FCI に関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="488 137 703 161">付録5</p> <p data-bbox="421 204 775 228">粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p data-bbox="152 272 1048 363">粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている<sup>[32]</sup>。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p data-bbox="152 376 1048 703">デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図 5-1 に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル<sup>[24]</sup>（次頁参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも压力容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p>  <p data-bbox="315 1302 875 1326">付図 5-1 粒子状デブリベッドの流動状態の模式図<sup>[32]</sup></p>	<p data-bbox="1899 169 1966 193">添付9</p> <p data-bbox="1335 204 1688 228">粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p data-bbox="1066 272 1962 363">粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p data-bbox="1066 376 1962 703">デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を図1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル（表1参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも原子炉容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p>  <p data-bbox="1335 1254 1682 1278">図1 粒子状ベッド冷却の流動モデル</p> <p data-bbox="1182 1289 1821 1313">出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>Lipinski 0-Dモデルについて（日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋）<sup>[32]</sup></p> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル<sup>(11)</sup></p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合<sup>(9)(10)</sup></p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、  <math>U</math>：見掛け流速  <math>\kappa</math>：層流での浸透率  <math>\eta</math>：乱流での浸透率  <math>\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l</math>：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 <math>s</math> の関数で、以下のように表わしている<sup>(15)</sup></p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 <math>q</math> (<math>=\dot{Q}H_b</math>) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[ \frac{de^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{ed(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が <math>s</math> (<math>0 \leq s \leq 1</math>) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>表1 Lipinski 0-Dモデルについて      出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1097 279 1489 319">モデル</th> <th data-bbox="1489 279 1904 319">実験との比較</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1097 319 1489 1276"> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> <math display="block">\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)</math> <p>運動量の式（気相）</p> <math display="block">\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)</math> <p>運動量の式（液相）</p> <math display="block">-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)</math> <p>エネルギー式</p> <math display="block">\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)</math> <p>圧力の釣合<sup>(9)(10)</sup></p> <math display="block">\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)</math> <p>ここで、  <math>U</math>：見掛け流速  <math>\kappa</math>：層流での浸透率  <math>\eta</math>：乱流での浸透率  <math>\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l</math>：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 <math>s</math> の関数で、以下のように表わしている<sup>(15)</sup></p> <math display="block">\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2</math> <math display="block">\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)</math> <math display="block">\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3</math> <math display="block">\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3</math> <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 <math>q</math> (<math>=\dot{Q}H_b</math>) は下式で与えられる。</p> <math display="block">q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)</math> <math display="block">u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}</math> <math display="block">u_2 = \left[ \frac{de^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{ed(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}</math> <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が <math>s</math> (<math>0 \leq s \leq 1</math>) に関して極大値をとる条件として求まる。</p> </td> <td data-bbox="1489 319 1904 1276"> </td> </tr> </tbody> </table>	モデル	実験との比較	<p>c. Lipinskiの0-Dモデル</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合<sup>(9)(10)</sup></p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、  <math>U</math>：見掛け流速  <math>\kappa</math>：層流での浸透率  <math>\eta</math>：乱流での浸透率  <math>\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l</math>：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 <math>s</math> の関数で、以下のように表わしている<sup>(15)</sup></p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 <math>q</math> (<math>=\dot{Q}H_b</math>) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[ \frac{de^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{ed(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が <math>s</math> (<math>0 \leq s \leq 1</math>) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>		
モデル	実験との比較					
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合<sup>(9)(10)</sup></p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、  <math>U</math>：見掛け流速  <math>\kappa</math>：層流での浸透率  <math>\eta</math>：乱流での浸透率  <math>\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l</math>：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 <math>s</math> の関数で、以下のように表わしている<sup>(15)</sup></p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 <math>q</math> (<math>=\dot{Q}H_b</math>) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[ \frac{de^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{ed(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が <math>s</math> (<math>0 \leq s \leq 1</math>) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>						



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに                      MAAP コードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている<sup>[1]</sup>。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p> <p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について                      福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項<sup>[2]</sup>のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について                      原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機のMAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。この現象によって、原子炉圧力容器破損タイミングや格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(2) 熔融炉心の下部プレナム落下挙動                      1号機のMAAP 解析において、原子炉圧力は3月11日22時頃に急峻なピークを示している。MAAP コードでは、炉心損傷の進展に伴って、固化クラストによって閉塞領域が形成されると熔融炉心は一旦保持されるものの、クラストの破損に伴って、熔融炉心が下部プレナムへの落下を開始するというモデルを採用していることに起因すると考えられる。一方、複雑な下部構造を持つBWRでは、燃料支持金具の冷却水の通過口から熔融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちる経路や、熔融プールが炉心の径方向に拡大し、外周部のバイパス領域へ流出し、下部プレナムへ流れ落ちる経路、更に炉心シュラウドと接触・破損させることによってダウンカマへ流出する経路等、流出経路には様々な形態が考</p>	<p style="text-align: right;">添付10</p> <p>新知見への対応について</p> <p>1. はじめに                      MAAP コードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている<sup>[1]</sup>。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p> <p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について                      福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項<sup>[2]</sup>のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について                      原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機のMAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。泊3号機においても、原子炉容器や1次冷却材配管からの気相漏えいの発生した場合には、原子炉容器破損タイミングや原子炉格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(2) コア・コンクリート反応                      熔融燃料が十分に冷却されない場合、熔融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1号機のMAAP 解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいと、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊3号機の評価においても留意する必要がある。</p>	<p>※PWRとBWRの相違によりMAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>えられる。溶融炉心の下部プレナムへの落下挙動は、それ以降の原子炉圧力容器破損等の事象進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について                      3号機では、RCICによる注水期間において、原子炉格納容器圧力のMAAP解析結果と実測値に差があり、圧力抑制プールにおいて温度成層化が起きた可能性が指摘されている<sup>[3]</sup>。MAAPコードによる有効性評価では、圧力抑制プールのプール水を単一ノードで模擬し、プール水温は均一に上昇する仮定としているのに対し、温度成層化を考慮した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速くなる可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて                      1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p> <p>2.2 有効性評価に対する影響について                      2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について                      炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉圧力容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンスについては、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による格納容器内事象進展への影響はない。別図 1-2.2-1 及び別図 1-2.2-2 に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力及び格納容器温度の比較を示す。これらの図から明らかなように、事象進展への影響は小さい。                      また、過渡事象(TQUV)起因のシーケンスでは、原子炉圧力容器からの気相漏えいは、原子炉減圧挙動と水位低下挙動に影響する。                      高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉圧力容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。別図 12.23 に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力の比較を示す。</p>	<p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動                      2号機では、主蒸気逃がし安全弁(SRV)の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて                      1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p> <p>2.2 有効性評価に対する影響について                      2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について                      炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンス(雰囲気圧力・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、水素燃焼)については、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による原子炉格納容器内事象進展への影響はない。また過渡事象起因のシーケンス(雰囲気圧力・温度による静的負荷(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)では、原子炉容器からの気相漏えいや漏えい量の増加は、原子炉減圧挙動と水位挙動に影響する。                      雰囲気圧力・温度による静的負荷(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の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、雰囲気圧力・温度による静的負荷(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の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。よって、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>計装用案内管温度が融点に到達した時点で損傷するとした本感度解析では、その損傷は原子炉減圧後に発生しており、原子炉減圧操作への影響はない。</p> <p>溶融炉心と冷却材の相互作用及び溶融炉心とコンクリートの相互作用においては、原子炉減圧後の現象を評価するため、原子炉圧力容器破損前のベDESTAL注水が必須となる。しかしながら、上述のように十分な時間余裕があり、かつ、評価においては、原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下する以前に原子炉減圧操作を実施しており、炉心損傷初期の段階であることから、原子炉圧力容器の気相漏えいを仮定しても破損時間に対する影響は小さく、運転操作に対する影響はない。</p> <p>(2) 溶融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>有効性評価のうち、「格納容器過圧・過温破損」の評価において、原子炉圧力容器が破損しないシーケンスを想定するシナリオでは、溶融炉心の下部プレナム落下前に冷却される状態を対象としているため、本現象の影響はない。</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下が発生するシーケンスについては、本文「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下は、炉心支持板が破損するか、クラストが破損して溶融炉心を保持できなくなった場合に開始され、落下する溶融炉心の量は、仮想的なデブリジェット径等により計算されている。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行は、別図 12.24 に示す経路が想定され、溶融炉心が下部プレナムへ移行する場合、これらの構造物との熱的な相互作用によって、その経路で一部が固化し、落下流量が低減される等の影響が想定される。したがって、これらを考慮していない現行評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いといえる。</p> <p>また、同じく「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、溶融炉心の径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞した以降に発生し、溶融領域は炉心シュラウドまで到達しない想定としている。溶融炉心が炉心シュラウドと接触した場合、炉心シュラウドを溶融貫通する可能性はあるものの、その径方向への進展は下部ノードの閉塞挙動等に依存した極めて不確かさの大きな現象と考えられる。さらに、溶融炉心が炉心シュラウドを溶融貫通した場合の下部プレナムへの移行は、ジェットポンプ等の貫通後に発生するが、ジェットポンプ内部に冷却材が存在している場合には、溶融炉心が一時的に冷却される等の効果も期待される。このようなことから、炉心下部構造物を介した移行に比べて、主要なリロケーション経路となり得るとは考えにくく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について（別添1（補足）参照）</p> <p>原子炉隔離時冷却系の運転方法として、福島第一原子力発電所3号機と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、圧力抑制プールの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、原子炉隔離時冷却系が間欠運転（L-2 と L-8 の自動制御）の場合、原子炉隔離時冷却系が停止している間に原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が作動することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、原子炉隔離時冷却系の注水流量調整の</p>	<p>また、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」で、原子炉冷却材圧力バウンダリから漏えいが発生した場合の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が小さいことを確認している。</p> <p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18 「溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。</p> <p>感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから溶融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。</p> <p>また、有効性評価のうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2 「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、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が小さいことを確認している。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</p> <p>炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.20 「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度</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）

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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>みによる制御とした場合においても、消費される駆動蒸気量の減少により逃がし安全弁の作動回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。</p> <p>一方、低圧代替注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、原子炉及び格納容器への代替注水等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、原子炉圧力容器内損傷炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気をも十分に攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、本文「3.3.4 格納容器モデル」の図3.3-6に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、熔融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気をも十分に攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.4「MAAPでの原子炉格納容器モデルについて」に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

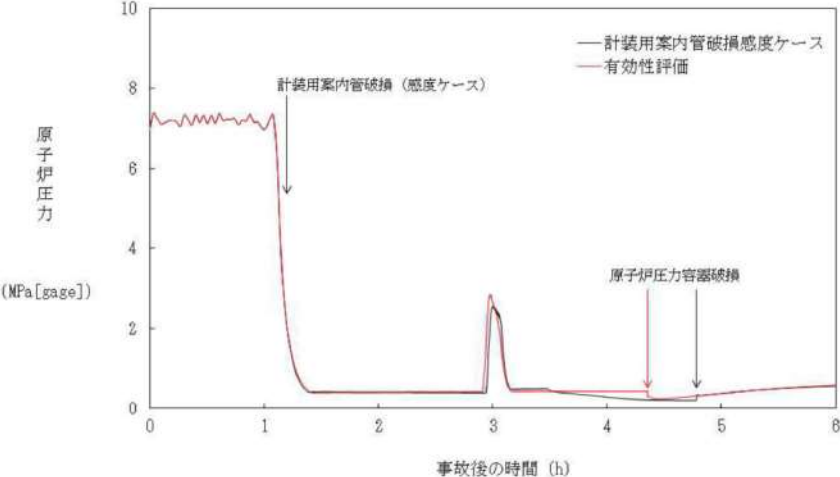
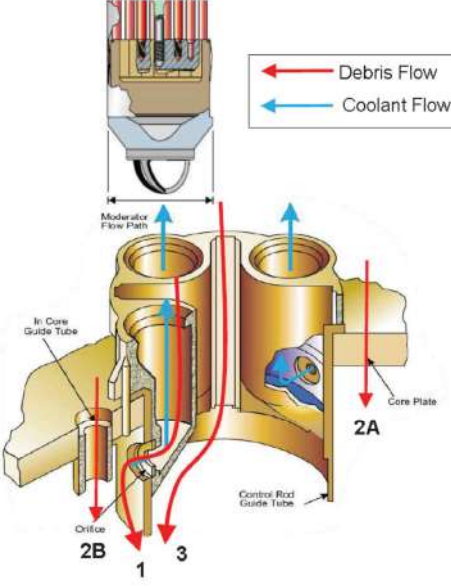
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 1-2.2-1 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）      における原子炉圧力変化の比較</p>		
<p>別図 1-2.2-2 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）      における格納容器温度変化の比較</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 1-2.2-3 高圧・低圧注水機能喪失における原子炉圧力変化の比較</p>  <p>別図 1-2.2-4 炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行経路<sup>[4]</sup></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 6.4.4 MAAP の各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAP コード改良の動向について</p> <p>3.1 MAAP コードの改良<sup>[5]</sup></p> <p>MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル<sup>[5]</sup>のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、制御材である B<sub>4</sub>C の酸化モデルが追加されている。B<sub>4</sub>C 酸化については、QUENCH 実験において、B<sub>4</sub>C 酸化による H<sub>2</sub> 発生量全体に寄与する割合は QUENCH07 で 2.4%、QUENCH09 で 2.2%と小さいことが確認されている。すなわち、炉心損傷進展に伴う不確かさに比べればその影響は小さく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 一次系モデル</p> <p>(a) 主蒸気管ノードの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、主蒸気管ノードが一次系ノードに追加され、高温ガスによるクリープ損傷がモデル化されている。本現象は、炉心損傷後に原子炉圧力容器内が長時間高温・高圧状態に維持される場合に生じ得るが、有効性評価では、運転員操作による炉心損傷の初期段階での原子炉減圧を想定しているため、主蒸気管のクリープ損傷が発生する可能性は小さいと考えられる。</p> <p>また、仮にクリープ損傷が生じた場合にも、2.2 における原子炉圧力容器からの気相漏えいと同等に事象進展への影響は小さいと推定される。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、原子炉内核計装等の計装管の損傷がモデル化されており、損傷した計装管への熔融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、2.1 及び 2.2 で述べたように原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、上述のように有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV<sup>[6]</sup> 及び MASCA<sup>[7]</sup> 計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉圧力容器を外部から冠水させて熔融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に熔融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p>	<p>3. MAAP コード改良の動向について</p> <p>3.1 MAAP コードの改良<sup>[3]</sup></p> <p>MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル<sup>[3]</sup>のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAP コードの最新バージョンでは、高温領域でのジルコニウム-水反応モデルに Urbanic-Heidrick の式(U-H の式)が追加されている。U-H 式は、有効性評価に適用している現行 MAAP で使用する Baker-Just の式に比べ、ジルコニウム-水反応を抑制する傾向にある。しかしながら、U-H 式の適用は高温領域に限定されることから、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 一次系モデル</p> <p>(a) ループモデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、1 次系の各ループをそれぞれ独立に模擬できるモデルが追加されている。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、3 つあるループを 2 グループに分けて模擬するが、有効性評価で対象とする事故シーケンスは、3 つのループをそれぞれ独立に模擬する必要がある現象を含んでいない。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAP コードの最新バージョンでは、原子炉容器下部プレナム内の計装管の損傷モデルが追加されており、損傷した計装管への熔融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、原子炉容器からの気相漏えいとして現れるが、2.2 で述べたように有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV<sup>[4]</sup> 及び MASCA<sup>[5]</sup> 計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉容器を外部から冠水させて熔融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に熔融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p>	<p>※PWR と BWR の相違により記載しているモデルが異なるが記載の程度は同等であり、有効性評価への影響は小さいもしくは影響はないと考えられる点でも同様</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 6.4.4 MAAP の各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 圧力抑制プールの多ノード化</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、圧力抑制プールの多ノードモデルが追加されており、逃がし安全弁排気管からの入熱等による温度分布を評価することが可能となっている。これにより、圧力抑制プール水の温度成層化の模擬が可能である。</p> <p>この多ノード化については、2.2 で述べたように、圧力抑制プールの温度成層化は、逃がし安全弁の作動状況に依存するものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画<sup>[8][9][10]</sup>の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 試験結果との比較による妥当性確認が行われている<sup>[11]</sup>。これらの物理現象モデルの根拠となった試験では、熔融物落下後にドライ条件である程度コンクリート侵食が進んだ後に上部から注水（TopFlooding）する条件で行われており、有効性評価で対象としている、熔融炉心が水中へ落下し、粒子化した後、床面に粒子状ベッドとして堆積する場合の伝熱挙動とは異なるため、このモデル改良が、有効性評価にそのまま適用されるわけではない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展解明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした MAAP コード高度化が推進されている<sup>[4]</sup>。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</li> <li>・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用</li> <li>・原子炉格納容器内デブリ拵りモデルの追加</li> </ul> <p>(1) 下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</p> <p>BWR の炉心下部構造を模擬した熔融炉心の下部プレナムへの落下経路が追加された。2.1 及び 2.2 にて示したように、本モデルによって、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。したがって、有効性評価に適用している現行 MAAP は保守的な扱いとなっていると考えられる。</p>	<p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 放射線分解モデルの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、放射線分解モデルが追加されており、水の放射線分解による水素発生を評価することが可能となっている。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、水の放射線分解による水素発生を考慮していないが、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮しており、水の放射線分解による水素発生影響は小さい。したがって、本モデル改良が有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画等<sup>[6][7][8]</sup>の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 実験の結果との比較による妥当性確認が行われている<sup>[9]</sup>。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、添付資料 7.2.1.1.18「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、MCCI 実験の結果（SWISS 実験、CCI 実験、SSWICS 実験）に基づき、熔融炉心の状態に合わせて熱流束を制限する感度解析を実施した。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展解明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした MAAP コード高度化が推進されている<sup>[10]</sup>。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</li> <li>・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用</li> <li>・原子炉格納容器内デブリ拵りモデルの追加</li> </ul> <p>これらモデル改良は BWR に特化したものであるため、有効性評価に適用している現行 MAAP に影響はない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用</p> <p>BWR 下部プレナムは制御棒（CR）案内管・制御棒駆動機構（CRD）ハウジング等の構造物を有している。有効性評価に適用している現行 MAAP では、これらを1個のヒートシンクとしてモデル化しているが、径方向に複数のグループに分類して、下部プレナム内熔融炉心との接触面積の相違を考慮し、CR案内管・CRDハウジング内冷却水保有量とそれらの熔融をグループごとに評価するモデルが追加された。これによって、炉心部から下部プレナムへの熔融炉心の落下が段階的に発生する。すなわち、(1)と同様に、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、原子炉圧力容器破損後に格納容器床に落下する熔融炉心は、ユーザーが指定する床面積まで直ちに拡がるモデルとなっている。この拡がり挙動を現実的に評価することを目的として、拡がり速度を指定可能とするデブリ拡がりモデルが追加されている。本モデルは、原子炉圧力容器から段階的に熔融炉心が落下する場合に拡がり制限される可能性があるが、BWRで支配的なCRDハウジング逸出による破損モードの場合、瞬時に大量の熔融物が落下するため、拡がり挙動の影響は小さいと考えられる。</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 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日</p> <p>[2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第3回進捗報告,” 平成 27 年 5 月 20 日</p> <p>[3] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討,” 平成 24 年 2 月 1 日</p> <p>[4] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPP”, Proceedings of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.</p> <p>[5] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance”, May 2015.</p> <p>[6] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[7] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “Corium Coolability under Ex-Vessel Debris Cooling Tests”, Proc. Of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[9] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[10] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[11] Q. Zhou, et al., “Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series”, Proceedings of ICAPP 2014, ICAPP-14352, Charlotte, USA, 2014.</p>	<p>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日</p> <p>[2] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告,” 2022 年 11 月 20 日</p> <p>[3] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance, Desktop Reference for Using MAAP5 Software -Phase 3 Report,” November 2017</p> <p>[4] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[5] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[6] M. T. Farmer, et al., “Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments”, Proc. of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[7] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[9] Q. Zhou, C.Y. Paik, and P.B. McMinn, “Enhancements in MAAP5.03+ MCCI and Corium Coolability Models and Benchmarks against OECD CCI Tests,” NURETH-16, Chicago, IL, August 30-September 4, 2015.</p> <p>[10] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPPs”, Proceedings of ICAPP2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.</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 1.5.1</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の一般データ（事象共通データ）について</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>	

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	
<b>(1) 一般</b>						
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 <sup>3</sup> /h	設計値	3) ループ全流量	60,600m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> (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 <sup>3</sup> (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)	
<b>(2) 炉心データ</b>						
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 <sup>2</sup>	設計値	2) 炉心流路面積	□m <sup>2</sup>	設計値	
3) 実効熱伝達面積	5.550×10 <sup>3</sup> m <sup>2</sup>	設計値	3) 実効熱伝達面積	4.515×10 <sup>3</sup> m <sup>2</sup>	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) ドブブラ係数	第7図参照	最大値【絶対値】 (炉心運用の包絡値) (※1)	7) ドブブラ係数	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)	
<b>(3) 燃料データ</b>						
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 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 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 [ ] $\text{m}^2$ (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 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 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 [ ] $\text{m}^2$ (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 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 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 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 <sup>3</sup>	設計値	1) 容量	2,000m <sup>3</sup>	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) 「 <b>原子炉停止機能喪失</b> 」では個別に設定（個別事象の説明に別途整理） (※2) 「 <b>水素燃焼</b> 」では個別に設定（個別事象の説明に別途整理） (※3) 「 <b>格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）</b> 」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
第2表 1次冷却系各部冷却材容積		第2表 1次冷却系各部冷却材容積		
名称	容 積 (m <sup>3</sup> )	名称	容 積 (m <sup>3</sup> )	
炉心		炉心		
上部プレナム		上部プレナム		
下部プレナム		下部プレナム		
ダウンカマ		ダウンカマ		
パレル・パッフル領域		パレル・パッフル領域		
原子炉容器頂部		原子炉容器頂部		
高温側配管		高温側配管		
蒸気発生器プレナム		蒸気発生器プレナム		
蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)		蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)		
蒸気発生器-ポンプ間配管		蒸気発生器-ポンプ間配管		
低温側配管		低温側配管		
加圧器液相部		加圧器液相部		
加圧器サージ管		加圧器サージ管		
合 計 (SG プラグ率 10%)		342		合 計 (SG プラグ率 10%)
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                     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: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                     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 6.5.1 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
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

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
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（各領域の水力学的等価直径、流路面積）			
名称	水力学的等価直径(m)	流路断面積(m <sup>2</sup> )	名称	水力学的等価直径(m)	流路断面積(m <sup>2</sup> )	
・原子炉容器内			・原子炉容器内			
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。

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																
<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" data-bbox="159 288 779 563"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>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="border: 2px solid black;"></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 data-bbox="624 1294 949 1382" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;">                     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>	名称	圧力損失 (MPa)	原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)		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" data-bbox="1077 320 1865 611"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>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="border: 2px solid black;"></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 data-bbox="1431 1353 1951 1382" style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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。                 </div>	名称	圧力損失 (MPa)	原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)		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)																		
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)																		
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</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 (m<sup>2</sup>)</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 <sup>2</sup> )	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</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 (m<sup>2</sup>)</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 <sup>2</sup> )	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 <sup>2</sup> )	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 <sup>2</sup> )	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																																																																																																																																																																									

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)

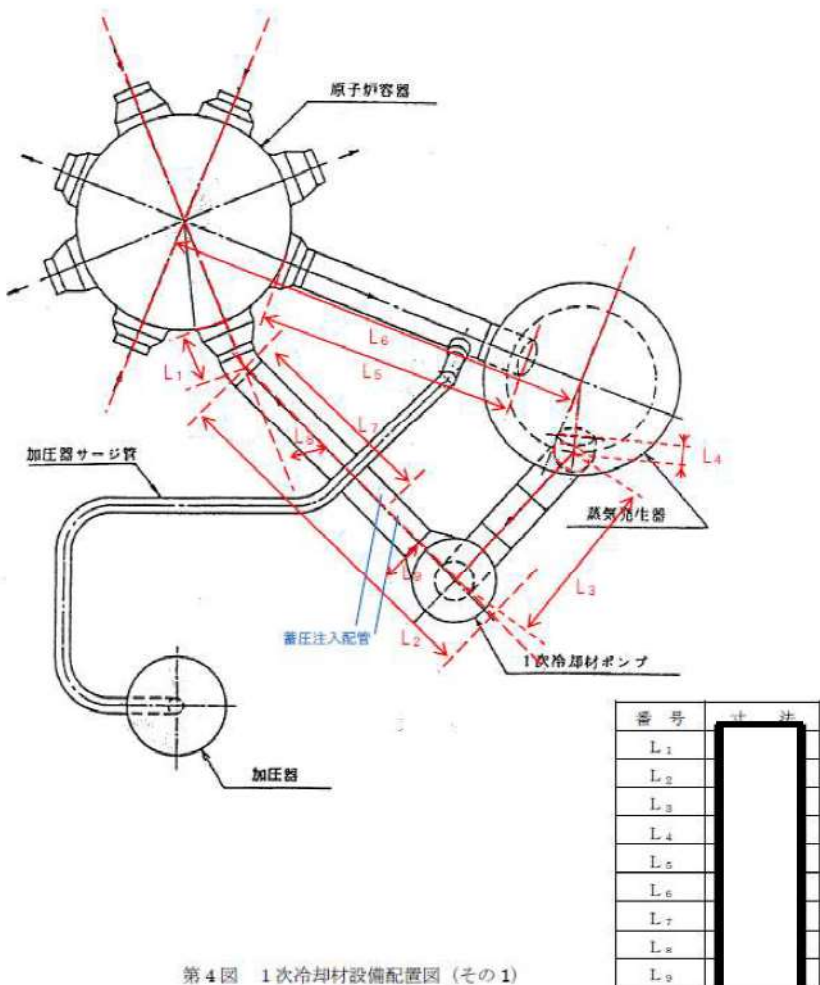
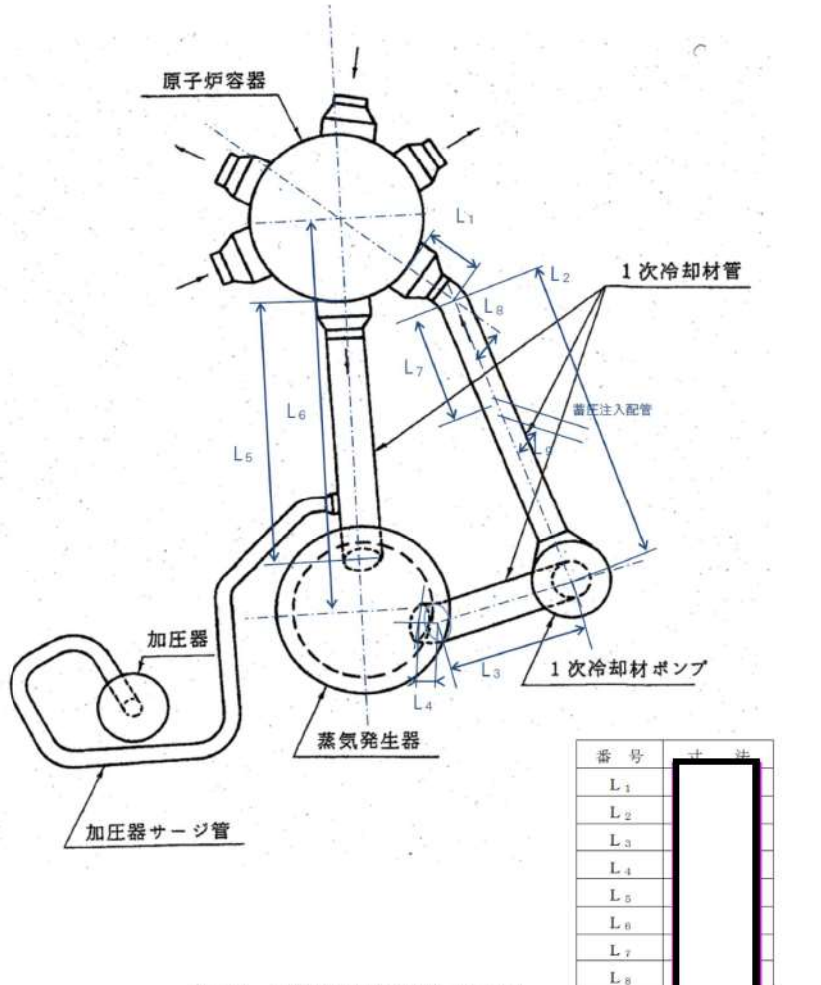
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2図 加圧器構造図</p>	<p>第2図 加圧器構造図</p>	
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	



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	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 蒸気発生器構造図</p> <div 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>	<p>第3図 蒸気発生器構造図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第4図 1次冷却材設備配置図 (その1)</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4図 1次冷却材設備配置図 (その1)</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	泊発電所3号炉	相違理由
<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: center;">第5図 1次冷却材設備配置図(その2)</p>	<p style="text-align: center;">第5図 1次冷却材設備配置図(その2)</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>	



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）

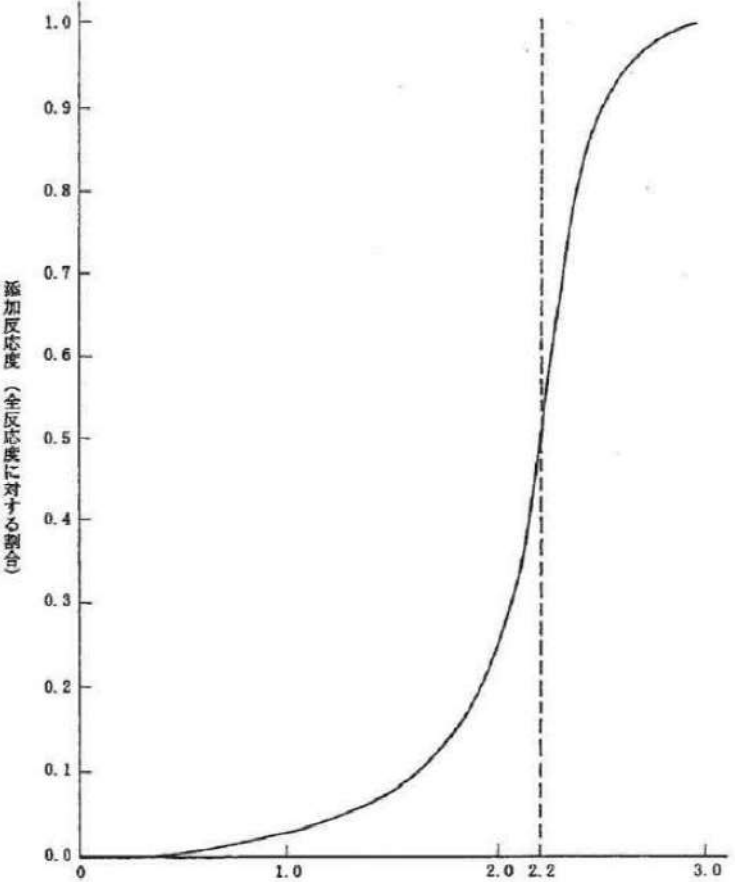
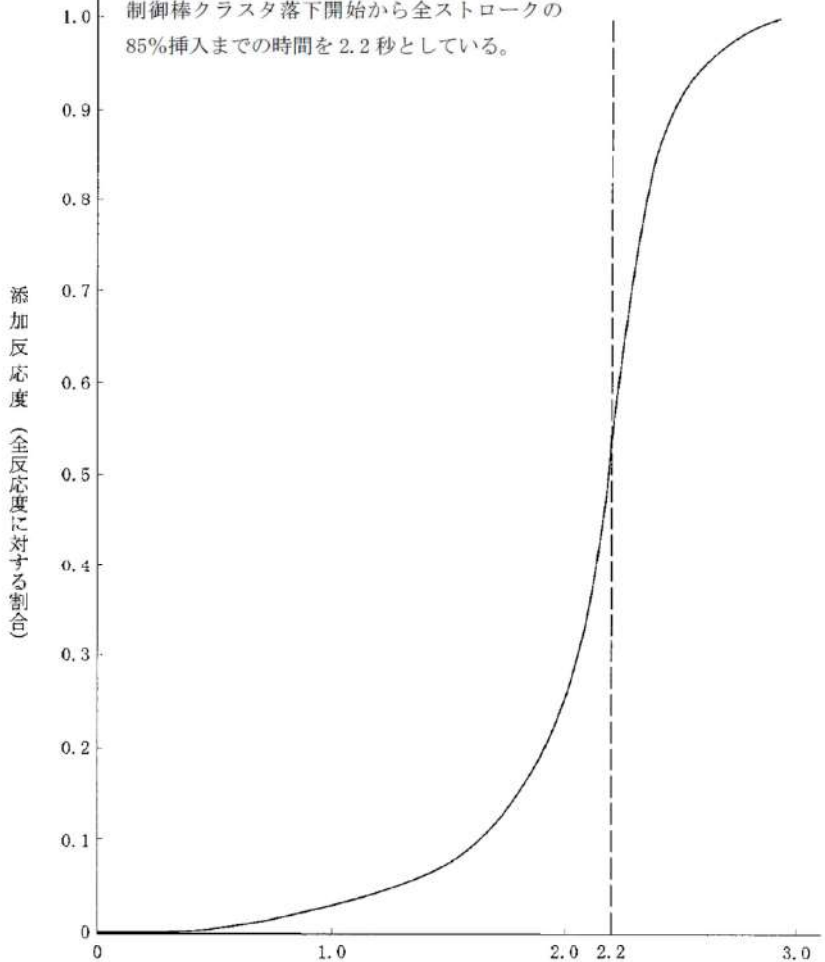
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 213 896 898" style="border: 2px solid black; height: 429px; width: 329px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="421 1003 629 1026">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="1137 228 1814 1002" style="border: 2px solid black; height: 485px; width: 302px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="1384 1021 1570 1043">第6図 減速材密度係数</p> <div data-bbox="1391 1129 1906 1155" style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> <span style="border: 1px solid black; width: 15px; height: 10px; display: inline-block; margin-right: 5px;"></span> <p data-bbox="1480 1134 1906 1155">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
<div data-bbox="159 228 846 810" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 307px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="405 1023 600 1046">第7図 ドップラ係数</p> <div data-bbox="573 1075 898 1161" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p data-bbox="584 1086 887 1142">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="1108 212 1727 1034" style="border: 2px solid black; height: 515px; width: 276px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="1339 1046 1503 1067">第7図 ドップラ係数</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））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="255 229 667 284">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="152 590 179 885">添加反応度（全反応度に対する割合）</p> <p data-bbox="443 1220 672 1244">落下開始後の時間（秒）</p> <p data-bbox="230 1276 790 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="1211 229 1624 284">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="1093 518 1120 869">添加反応度（全反応度に対する割合）</p> <p data-bbox="1444 1204 1657 1228">挿入開始後の時間（秒）</p> <p data-bbox="1182 1276 1787 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）

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="159 220 904 1155" style="border: 2px solid black; height: 586px; width: 333px;"></div> <p data-bbox="331 1187 719 1209">第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)</p> <div data-bbox="598 1283 916 1369" style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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="1077 220 1778 1209" style="border: 2px solid magenta; height: 620px; width: 313px;"></div> <p data-bbox="1218 1246 1606 1268">第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)</p> <div data-bbox="1442 1331 1957 1359" style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> <span style="border: 1px solid black; width: 20px; height: 10px; display: inline-block;"></span>                     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）

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="159 204 925 1145" style="border: 2px solid black; height: 590px; width: 342px;"></div> <p data-bbox="360 1198 752 1225">第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(2/2)</p> <div data-bbox="631 1294 956 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;">                     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="1077 204 1765 1161" style="border: 2px solid black; height: 600px; width: 307px;"></div> <p data-bbox="1216 1193 1608 1220">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 1396" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;">                     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>	

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="159 220 965 810" style="border: 2px solid black; height: 370px; width: 360px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="360 826 741 847">第10図 格納容器再循環ユニット除熱特性</p> <div data-bbox="620 1150 943 1235" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 200px;"> <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="1077 229 1944 868" style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 387px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1301 922 1704 943">第10図 格納容器再循環ユニット除熱特性</p> <div data-bbox="1440 1182 1957 1203" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 200px;"> <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>	



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 1.5.2</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、<b>1次冷却材</b>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<b>事象</b>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<b>パラメータ</b>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<b>項目となるパラメータ</b>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<b>基本的方針</b>」のとおり、原子炉停止機能喪失の有効性評価に対しては、<b>最確</b>条件を適用することを基本方針<b>としているが</b>、審査ガイドの考え方に基づ</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 6.5.2 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>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<sup>※1</sup>を対象にした重要事故シーケンス「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、大飯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<sup>1</sup>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="152 271 1034 526"> <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<sup>※2</sup></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<sup>※3</sup></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<sup>※3</sup></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<sup>※3</sup></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 <sup>※2</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]	ケース3	最確値 <sup>※3</sup>	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="1070 311 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<sup>2</sup></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<sup>*1</sup></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<sup>*1</sup></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<sup>*1</sup></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><sup>1</sup> 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><sup>2</sup> 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 <sup>2</sup>	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 <sup>*1</sup>	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 <sup>*1</sup>	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]	ケース3	最確値 <sup>*1</sup>	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 <sup>※2</sup>	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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]																																																
ケース3	最確値 <sup>※3</sup>	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 <sup>2</sup>	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 <sup>*1</sup>	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 <sup>*1</sup>	最確値+20%	仮定しない	約18.4MPa[gage]																																																
ケース3	最確値 <sup>*1</sup>	最確値	仮定する	約18.4MPa[gage]																																																



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

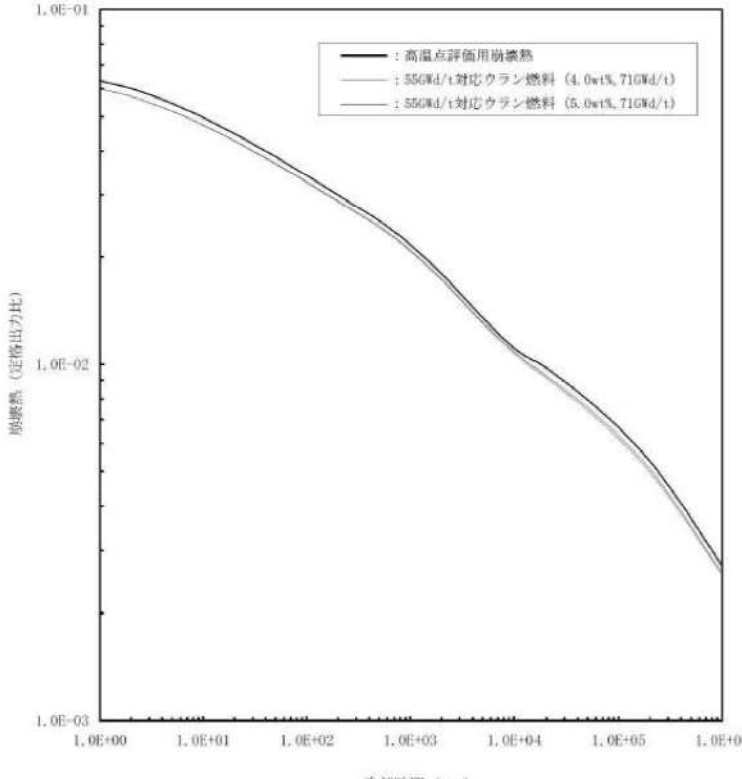
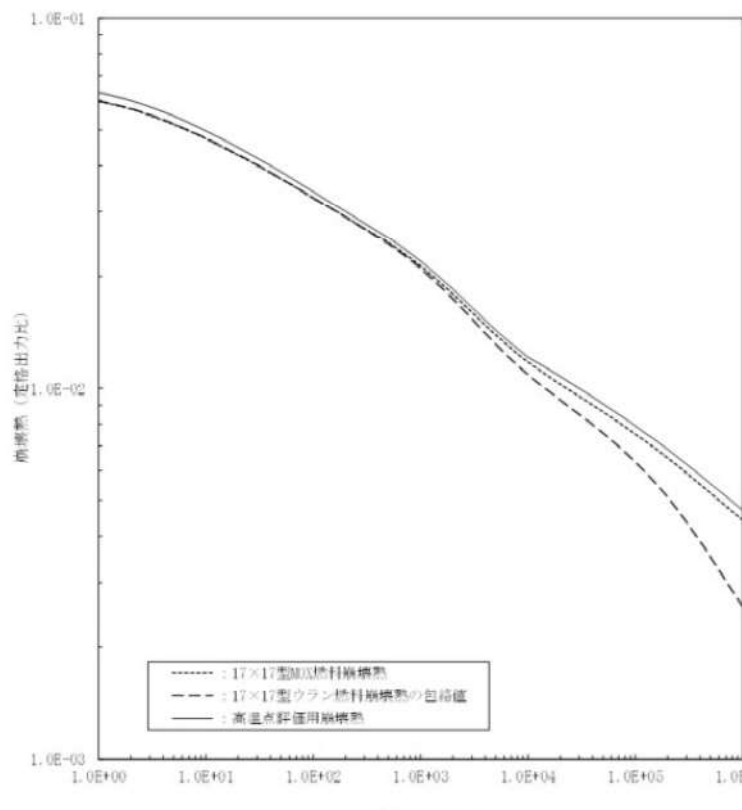
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 6.5.3 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（3σ<sub>d</sub>）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（3σ<sub>d</sub>）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 style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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 style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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 style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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>  <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 style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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 style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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 style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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>  <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>	<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> <div data-bbox="291 1396 907 1428"> <p>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>	<div data-bbox="1232 207 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 &lt;U燃料&gt; 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 &lt;MOX燃料&gt; 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 とを炉心に装置可能な 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> <div data-bbox="1176 1388 1870 1420"> <p>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> </div>	<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）

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
計算手法と不確実性	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 <sup>6</sup> 秒	～1×10 <sup>6</sup> 秒 (～1×10 <sup>4</sup> 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 <sup>6</sup> 秒以後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	—
熱出力密度	上記熱出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
燃料種類	48G燃料 燃料燃焼率：4.1wt% 48G燃料：48GW/dt 55G燃料：55GW/dt 燃料燃焼率：4.8wt%	48G燃料 燃料燃焼率：3.0wt% 48G燃料：62GW/dt 55G燃料：71GW/dt 燃料燃焼率：4.0wt%	評価対象時間の取組に伴い、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燃焼率が低い方が、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核種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。
評価燃焼度	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 <sup>6</sup> 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、燃焼率が低いことによるアクチニドの燃焼効果は大きくなり、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増分は、上乗せで考慮していた。一方、重大事故等有効性評価用崩壊熱の評価対象時間は～1×10 <sup>6</sup> 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 <sup>6</sup> 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	上記燃料の包絡値×1.05 燃料集合体構造材放射化発熱 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。

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
計算手法と不確実性	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 <sup>6</sup> 秒	～1×10 <sup>6</sup> 秒 (～1×10 <sup>4</sup> 秒はDBA崩壊熱を使用)	有効性評価では、DBAで想定した1×10 <sup>6</sup> 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	—
熱出力密度	上記熱出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
燃料種類	17×17ウラン燃料及び17×17MOX燃料 48GW/dt 対比燃料(48G燃料) 燃料燃焼率：4.1wt% 55GW/dt 対比燃料(55G燃料) 燃料燃焼率：4.8wt% MOX燃料 Pu含有率：13 wt% Pu組成：低Pu組成 <sup>#1</sup> Am-241考慮：5年保管相当	48G燃料 燃料燃焼率：3.0wt% 55G燃料 燃料燃焼率：4.0wt% MOX燃料 Pu含有率：13 wt% Pu組成：通常外Pu組成 <sup>#2</sup> Am-241考慮：5年保管相当	評価対象時間の拡張に伴い、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燃焼率が低い方が、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核種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。
評価燃焼度	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	DBA崩壊熱の評価対象時間は～1×10 <sup>6</sup> 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、燃焼率が低いことによるアクチニドの蓄積効果は大きくなり、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増分は、上乗せで考慮していた。一方、有効性評価用崩壊熱の評価対象時間は～1×10 <sup>6</sup> 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 <sup>6</sup> 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	上記燃料の包絡値×1.05 燃料集合体構造材放射化発熱 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燃焼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。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造材放射化発熱 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	燃料集合体構造材放射化発熱 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 = 4.1/45.4/25.3/7.5/18.0/4.7wt%

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	設計基準準拠 (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 A アクチニド: ORIGEN2 評価値×1.2	同左	-
評価対象時間	~4×10 <sup>6</sup> 秒	~1×10 <sup>6</sup> 秒	重大事故等有効性評価において、DBAで想定した4×10 <sup>6</sup> 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	17.0kW/m	重大事故等有効性評価用崩壊熱は、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	48GWd/t 対応燃料(48G 燃料) 燃料濃縮度: 4.1wt% 55GWd/t 対応燃料(55G 燃料) 燃料濃縮度: 4.8wt%	同左	-
燃焼周	3 回照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16.32,48GWd/t 55G 燃料 18.37,55GWd/t	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では代表的に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、上乗せのために、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放射化熱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熱 炉内構造物構造材放射化熱 プラント・燃料仕様の差	燃料集合体構造材放射化熱 炉内構造物構造材放射化熱 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、燃料仕様の差(プラント・燃料仕様の差)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

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	設定基準準拠 (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 A アクチニド: ORIGEN2 評価値×1.2	同左	-
評価対象時間	~4×10 <sup>6</sup> 秒	~1×10 <sup>6</sup> 秒	有効性評価において、DBAで想定した4×10 <sup>6</sup> 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。
線出力密度	17×17型3A-プ 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	48GWd/t 対応燃料 (48G 燃料) 燃料濃縮度: 4.1wt% 55GWd/t 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は、設計値等に基づき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、Pu含有率をベレット最大Pu含有率制限値である13wt%とする。Pu含有率をベレット最大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。
燃焼周	MOX燃料 Pu含有率: 13 wt% Pu組成: 低Pu組成 <sup>*)</sup> Am-241考慮: 5年保管相当	MOX燃料 Pu含有率: 10.9 wt% Pu組成: 低Pu組成 <sup>*)</sup> Am-241考慮: 0年保管相当	保管期間: 炉心は5年保管する全てのMOX燃料が装荷までに5年間保管することを想定することはないため、その期間を0年とする。
照射履歴	3 回照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16.32,48GWd/t 55G 燃料 18.37,55GWd/t MOX燃料 15.30,45GWd/t	3 回照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16.32,48GWd/t 55G 燃料 18.37,55GWd/t MOX燃料 15.35,45GWd/t	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(1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30GWd/tを超えることが考えられる。有効性評価の事後評価を考慮すると、冷却時間が長くなることにより、現在のアウター炉心燃焼度の効果を適切に捉えなければならないため、2回照射の集合体燃焼度を30GWd/tよりも高めの35GWd/tとすることで、より現実的な燃焼度となるようにした。なお、燃焼度を高め設定することは保守的な取り扱いはない。
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(7:3)で平均したものの。	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(11:7)で平均したものの。	DBAでは代表的に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、上乗せのために、燃料集合体及び炉内構造物の放射化熱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)。有効性評価用崩壊熱は、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、燃料仕様の差(プラント・燃料仕様の差)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熱 炉内構造物構造材放射化熱 プラント・燃料仕様の差	燃料集合体構造材放射化熱 炉内構造物構造材放射化熱 プラント・燃料仕様の差	燃料仕様の差(プラント・燃料仕様の差)を上乗せから除外した。

<sup>\*)</sup> : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 7.3 / 64 / 4.7wt%  
<sup>\*\*)</sup> : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 9.3 / 64 / 2.7wt%

設計の相違  
 ・泊ではMOX燃料も考慮(伊方と同様)

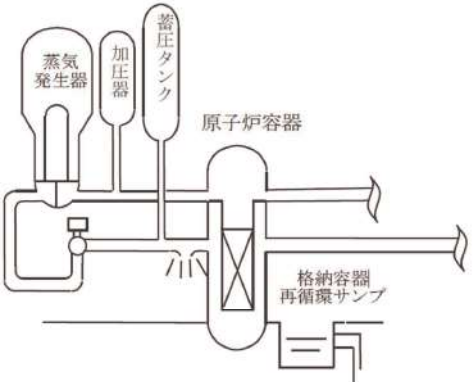
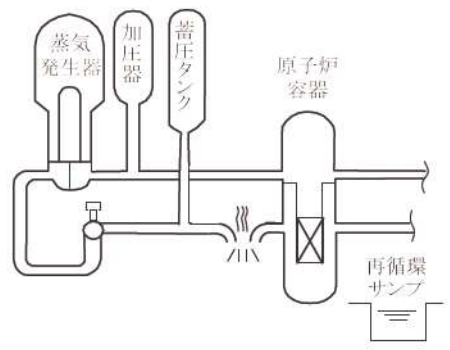
相違理由







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 6.5.4 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>  <p style="text-align: center;">(低温側配管破断の概要図)</p>	<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>  <p style="text-align: center;">図1 低温側配管破断の概要図</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

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<sup>*1</sup>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、制御棒の落下による炉心上部での添加反応度は、この評価値より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。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> <p>記載表現の相違                      （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 6.5.5 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>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>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>	

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>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

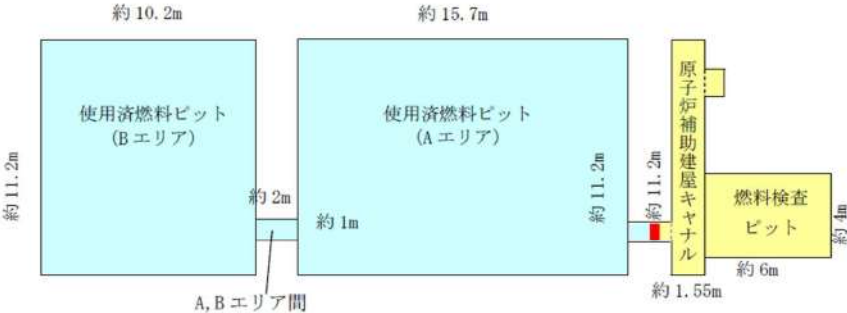
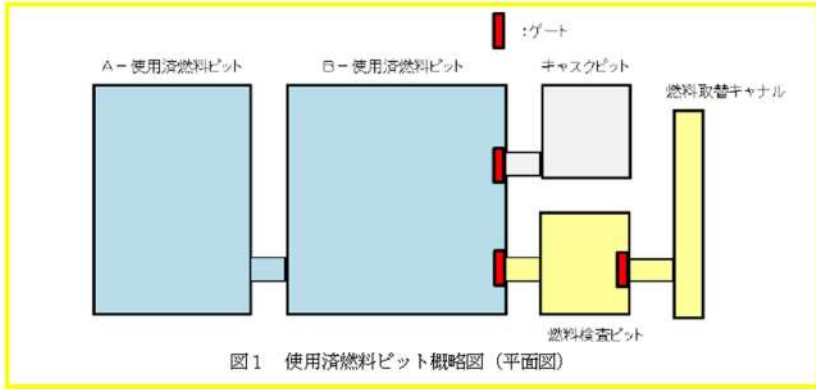
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について）

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 1.5.6</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<sup>*</sup>の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧<sup>*</sup>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<sup>*</sup>の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧<sup>*</sup>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 1161 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 <sup>*</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*</sup> 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 <sup>*</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*</sup> 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="1070 571 1948 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<sup>*1</sup>の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧<sup>*1</sup>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<sup>*1</sup>の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧<sup>*1</sup>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="1070 1161 1948 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 <sup>*1</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*1</sup> 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 <sup>*1</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*1</sup> 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 <sup>*</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*</sup> 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 <sup>*</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*</sup> 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 <sup>*1</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*1</sup> 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 <sup>*1</sup> の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 <sup>*1</sup> 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 1.5.7</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>大飯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 <span style="background-color: #e0f7fa;">    </span> 箇所）は、常時接続されている。                  定検中は、上図の <span style="background-color: #fff9c4;">    </span> 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 <span style="background-color: #e0f7fa;">    </span> 使用済燃料ピット（上図の <span style="background-color: #e0f7fa;">    </span> 箇所）と燃料検査ピット及び燃料取替キャナル（上図の <span style="background-color: #fff9c4;">    </span> 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 <span style="background-color: #fff9c4;">    </span> 箇所に水張りを行い、A、B <span style="background-color: #e0f7fa;">    </span> 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>

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																				
<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-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<sup>※1</sup></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<sup>※2</sup></td> <td>999m<sup>3</sup></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>638m<sup>3</sup></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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	999m <sup>3</sup>	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 <sup>3</sup>	<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<sup>※1</sup></td> <td>11.508MW</td> <td>A、B-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-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<sup>※2</sup></td> <td>630m<sup>3</sup></td> <td rowspan="2">A、B-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>362m<sup>3</sup></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 <sup>※1</sup>	11.508MW	A、B-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-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 <sup>※2</sup>	630m <sup>3</sup>	A、B-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 <sup>3</sup>	
	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方																				
崩壊熱 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	999m <sup>3</sup>	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 <sup>3</sup>																					
	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方																				
崩壊熱 <sup>※1</sup>	11.508MW	A、B-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-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 <sup>※2</sup>	630m <sup>3</sup>	A、B-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 <sup>3</sup>																					
<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-使用済燃料ピット</td> <td>840体</td> </tr> <tr> <td>B-使用済燃料ピット</td> <td>600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-使用済燃料ピット	840体	B-使用済燃料ピット	600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-使用済燃料ピット	840体																				
	B-使用済燃料ピット	600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）

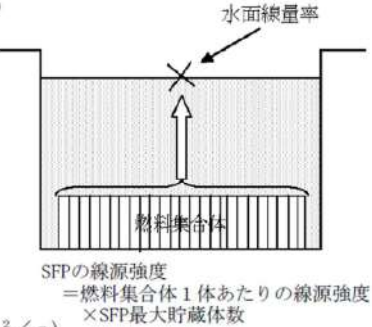
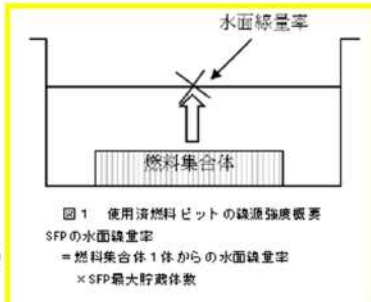
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及びび濺へいに関する評価条件について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																							
<p>② 通常運転中</p> <p>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。</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 通常運転中</p> <p>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。</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>																								
<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>想定事故1</td> <td>崩壊熱<sup>※</sup> 4.743MW</td> <td rowspan="2">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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>評価水量 875m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>想定事故2</td> <td>崩壊熱<sup>※</sup> 4.743MW</td> <td rowspan="2">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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>評価水量 559m<sup>3</sup></td> </tr> </tbody> </table>		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 <sup>※</sup> 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 <sup>3</sup>	想定事故2	崩壊熱 <sup>※</sup> 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 <sup>3</sup>	<p>表3 設定値（通常運転中）</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<sup>※1</sup></td> <td>5.122MW</td> <td>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】</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">評価水量<sup>※2</sup></td> <td>525m<sup>3</sup></td> <td rowspan="2">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</td> </tr> <tr> <td>303m<sup>3</sup></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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	525m <sup>3</sup>	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	303m <sup>3</sup>	
	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 <sup>※</sup> 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 <sup>3</sup>																								
想定事故2	崩壊熱 <sup>※</sup> 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 <sup>3</sup>																								
	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方																							
崩壊熱 <sup>※1</sup>	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 <sup>※2</sup>	525m <sup>3</sup>	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																							
	303m <sup>3</sup>																								
<p>※：崩壊熱の評価条件</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>845体</td> </tr> <tr> <td>Bエリア</td> <td>1,155体</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>2,000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	845体	Bエリア	1,155体	合計	2,000体	<p>表4 燃料条件（通常運転中）</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-使用済燃料ピット</td> <td>840体</td> </tr> <tr> <td>B-使用済燃料ピット</td> <td>600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-使用済燃料ピット	840体	B-使用済燃料ピット	600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	845体																							
	Bエリア	1,155体																							
	合計	2,000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-使用済燃料ピット	840体																							
	B-使用済燃料ピット	600体																							
	合計	1,440体																							
<p>使用済燃料ピット概略図（平面図）</p>	<p>図2 使用済燃料ピット概略図（平面図）</p>																								



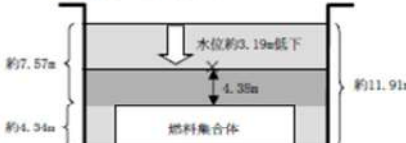

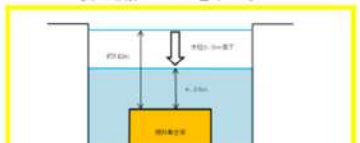
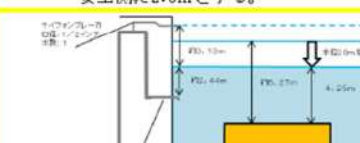
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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> $D(E) = \int vK(E) \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b \cdot d} dV$ <p>ここで、                  D(E)：線量率 (mSv/h)                  S(E)：線源強度 (MeV/(cm<sup>3</sup>・s))                  K(E)：線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm<sup>2</sup>・s)))                  B(E)：ビルドアップファクタ  <math>B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}</math></p> <p>A、α<sub>1</sub>、α<sub>2</sub>は定数                  r：線源から計算点までの距離 (cm)                  V：線源体積 (cm<sup>3</sup>)                  b：減衰距離  <math>b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i</math>                  μ<sub>i</sub>：物質iの線減衰係数 (cm<sup>-1</sup>)  <math>\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i</math>                  (μ/ρ)<sub>i</sub>：物質iの質量減衰係数 (cm<sup>2</sup>/g)                  ρ<sub>i</sub>：物質iの密度 (g/cm<sup>3</sup>)                  t<sub>i</sub>：物質iの透過距離 (cm)</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/(cm<sup>3</sup>・s))                  K(E)：線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm<sup>2</sup>・s)))                  B(E)：ビルドアップファクタ  <math>B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}</math></p> <p>A、α<sub>1</sub>、α<sub>2</sub>は定数                  r：線源から計算点までの距離 (cm)                  V：線源体積 (cm<sup>3</sup>)                  b：減衰距離  <math>b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i</math>                  μ<sub>i</sub>：物質iの線減衰係数 (cm<sup>-1</sup>)  <math>\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i</math>                  (μ/ρ)<sub>i</sub>：物質iの質量減衰係数 (cm<sup>2</sup>/g)                  ρ<sub>i</sub>：物質iの密度 (g/cm<sup>3</sup>)                  t<sub>i</sub>：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>

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)

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>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>(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 =6.30m</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1.92m</p>  <p>特開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>相違理由</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		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	ウラン燃料 取出燃料数 崩壊熱(MW)
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炉心	0.052	—	—
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.053	13×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.053	—	—
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.055	12×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.056	—	—
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.056	11×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.057	—	—
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.058	10×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.058	—	—
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.059	9×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.060	—	—
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.062	8×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.063	—	—
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.064	7×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.066	—	—
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.067	6×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.070	—	—
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.072	5×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.076	—	—
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+8.5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)+8.5日	1/3炉心	0.088	3×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.095	—	—
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.105	2×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.120	—	—
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.140	1×(13ヶ月+30日)+21ヶ月	1/3炉心	0.177	—	—
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.215	21ヶ月	1/3炉心	0.284	—	—
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+8.5日	1/3炉心	0.398				—	—
定換時取出燃料3	8.5日	1/3炉心	3.144				—	—
定換時取出燃料2	8.5日	1/3炉心	2.912				—	—
定換時取出燃料1	8.5日	1/3炉心	2.673				—	—
小計			10.304				—	—
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5,000MWt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				MOX燃料 取出燃料数 崩壊熱(MW) ウラン燃料 取出燃料数 崩壊熱(MW)				冷却期間 取出燃料数 崩壊熱(MW)
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	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+7.5日	※1	0.098	39体	0.127	2年	40体×2	0.256
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
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	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—
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	(13ヶ月+30日)×7+7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—
...	...	...	...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	1088体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数 <sup>注1</sup>	1,441体	崩壊熱	11,506MW				



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)

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					
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			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		ウラン燃料			
									取出燃料数	崩壊熱(MW)	取出燃料数	崩壊熱(MW)	
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	16×(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	0.056	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	
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	(19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
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	0.082	39体	0.081	(13ヶ月+30日)×1+2年
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	(19ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—
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	(19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
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**	1,239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)号炉の使用済み燃料ピットは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5G、0.00MW4/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

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																																																																																										
<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> <div data-bbox="1064 651 1948 1204" style="border: 2px solid yellow; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">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="1093 746 1321 861"> <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="1496 746 1859 861"> <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="1093 938 1456 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="1496 938 1926 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="1093 1106 1456 1197"> <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="1496 1106 1926 1197"> <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> </div> <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"> <li>・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)</li> <li>・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</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> <li>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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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
<p style="text-align: right;">別紙 1-1 (1/1)</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」（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）</p>		
<p style="text-align: center;">項目</p>		
<p>炉心熱出力（初期）</p>	<p>252 ± 1.00MW</p>	<p>同左</p>
<p>1次冷却材平均温度（初期）</p>	<p>302.3+2.2℃</p>	<p>306.4+2.2℃</p>
<p>1次冷却材圧力（初期）</p>	<p>15.43-0.21MPa[abs]</p>	<p>同左</p>
<p>2次側圧力（初期）</p>	<p>0.32-0.21MPa[abs]</p>	<p>3.73-0.21MPa[abs]</p>
<p>炉心燃焼熱</p>	<p>AESJ+GRS保証（05+1.40MW炉心）</p>	<p>同左</p>
<p>炉心バイパス流量</p>	<p>4.0%</p>	<p>6.0%</p>
<p>1次蒸気発生機（SG）伝熱面（%プラグ）</p>	<p>284%</p>	<p>273%</p>
<p>炉内蒸気発生機</p>	<p>55%稼働</p>	<p>55%稼働</p>
<p>1次冷却材流量（熱設計流量）</p>	<p>60000t/h</p>	<p>60000t/h</p>
<p>炉心流量</p>	<p>514</p>	<p>1000</p>
<p>炉心型式</p>	<p>2F</p>	<p>5F</p>
<p>炉心2次側保有水量</p>	<p>48t[満]</p>	<p>22t[満]</p>
<p>炉内蒸気発生機（稼働、稼働圧力）</p>	<p>2機、95t/h[飽和] 2MPa[abs]</p>	<p>同左</p>
<p>炉内蒸気発生機（稼働、注入特性）</p>	<p>2台、最小注入特性（0m<sup>3</sup>/h～約200m<sup>3</sup>/h、0MPa[abs]～約12.7MPa[abs]）</p>	<p>2台、最小注入特性（0m<sup>3</sup>/h～約220m<sup>3</sup>/h、0MPa[abs]～約13.0MPa[abs]）</p>
<p>重大事象発生時</p>	<p>フォードントフロード =条件 50℃減水時5%以下 =運転員操作時値 5%</p>	<p>同左</p>
<p>当炉個別解析とのパラメータの相違点</p>		
<p>相違があるパラメータのうち、事業運営に重要な影響を与えるパラメータ</p>		
<p>相違点の内（1）欄の相違に属し、かつ（2）欄に記載されている。</p>		

【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

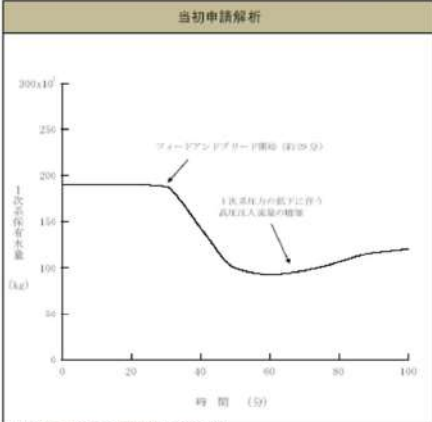
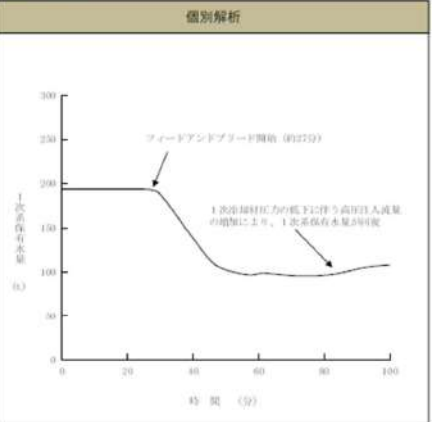
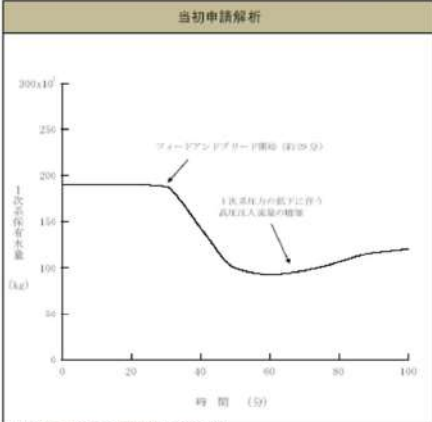
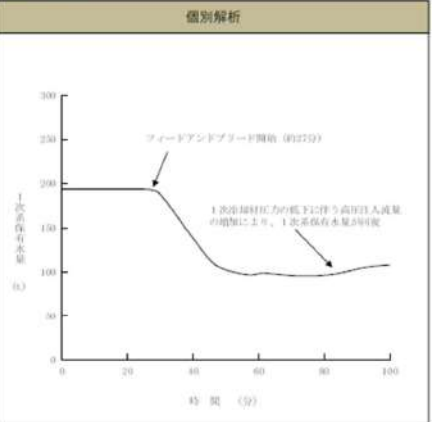
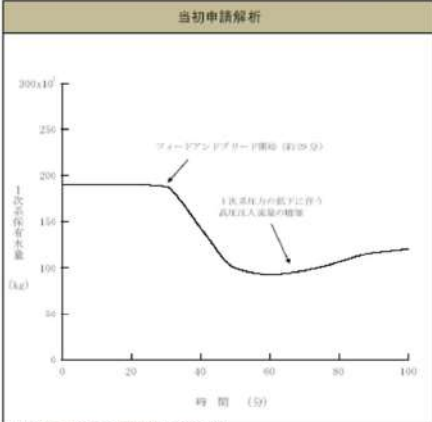
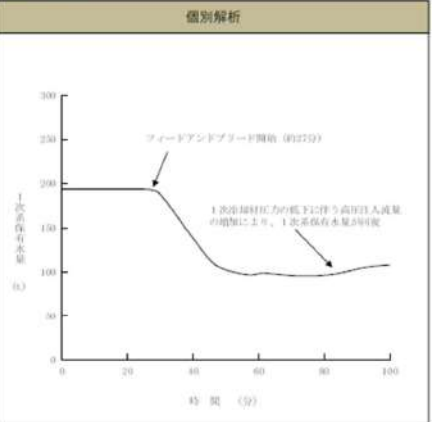
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

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 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>「前送熱除去機能喪失（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、原子炉補給冷却機能が喪失する事故）も同じ）</p> <table border="1" data-bbox="1070 255 1944 462"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>当初申請時</th> <th>個別解析</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個別解析の方が72時間長く、蓄熱量が少なくなるため、1次冷却材の減少量が少なくなるが、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>93℃</td> <td>93℃</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</td> <td>相違なし。</td> </tr> <tr> <td>炉心炉壁熱</td> <td>AESJ+OR(2段) (00+14800炉心)</td> <td>9気</td> <td>相違なし。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材水位（初期）</td> <td>原子炉管露出入口 / ギズルセンター+800mm</td> <td>原子炉管露出入口 / ギズルセンター+100mm</td> <td>1次冷却材水位は個別解析の方が200mm高いが、従来水位の差は2%程度であるため、解析結果への影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量</td> <td>加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し</td> <td>加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し</td> <td>加圧減圧弁3段階取り出しの割合は個別解析の方が若干少ないが、加圧減圧弁3段階の合計の割合は比ると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>2次系の流量</td> <td>2次系からの流量なし。</td> <td>9気</td> <td>相違なし。</td> </tr> <tr> <td>代替C/Sスレイブポンプ（台数、流量）</td> <td>1台、30m<sup>3</sup>/h</td> <td>1台、29m<sup>3</sup>/h</td> <td>代替補給冷却スレイブポンプの注水量は個別解析の方が9m<sup>3</sup>/h少ないが、注水流量は流出流量とバランスをとるため、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20分後に開始</td> <td>代替炉心注水 事象発生後の20分後に開始</td> <td>重大事象発生時は、個別解析の方が代替炉心注水の開始時刻が10分遅いが、1次冷却材水位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> <span style="background-color: #e0f0ff; border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> 当初申請時とパラメータの相違点  <span style="background-color: #e0ffe0; border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> 相違があるパラメータのうち、事業進展に有意な影響を及ぼすパラメータ         </p>	項目	当初申請時	個別解析	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個別解析の方が72時間長く、蓄熱量が少なくなるため、1次冷却材の減少量が少なくなるが、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）	93℃	93℃	相違なし。	1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気	相違なし。	炉心炉壁熱	AESJ+OR(2段) (00+14800炉心)	9気	相違なし。	1次冷却材水位（初期）	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+800mm	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が200mm高いが、従来水位の差は2%程度であるため、解析結果への影響は小さい。	1次冷却材流量	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出しの割合は個別解析の方が若干少ないが、加圧減圧弁3段階の合計の割合は比ると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	2次系の流量	2次系からの流量なし。	9気	相違なし。	代替C/Sスレイブポンプ（台数、流量）	1台、30m <sup>3</sup> /h	1台、29m <sup>3</sup> /h	代替補給冷却スレイブポンプの注水量は個別解析の方が9m <sup>3</sup> /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスをとるため、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20分後に開始	代替炉心注水 事象発生後の20分後に開始	重大事象発生時は、個別解析の方が代替炉心注水の開始時刻が10分遅いが、1次冷却材水位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	当初申請時	個別解析	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個別解析の方が72時間長く、蓄熱量が少なくなるため、1次冷却材の減少量が少なくなるが、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）	93℃	93℃	相違なし。																																											
1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気	相違なし。																																											
炉心炉壁熱	AESJ+OR(2段) (00+14800炉心)	9気	相違なし。																																											
1次冷却材水位（初期）	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+800mm	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が200mm高いが、従来水位の差は2%程度であるため、解析結果への影響は小さい。																																											
1次冷却材流量	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出しの割合は個別解析の方が若干少ないが、加圧減圧弁3段階の合計の割合は比ると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
2次系の流量	2次系からの流量なし。	9気	相違なし。																																											
代替C/Sスレイブポンプ（台数、流量）	1台、30m <sup>3</sup> /h	1台、29m <sup>3</sup> /h	代替補給冷却スレイブポンプの注水量は個別解析の方が9m <sup>3</sup> /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスをとるため、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20分後に開始	代替炉心注水 事象発生後の20分後に開始	重大事象発生時は、個別解析の方が代替炉心注水の開始時刻が10分遅いが、1次冷却材水位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" data-bbox="1070 662 1944 869"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>当初申請時</th> <th>個別解析</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個別解析の方が72時間長く、蓄熱量が少なくなるため、1次冷却材の減少量が少なくなるが、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>93℃</td> <td>93℃</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</td> <td>相違なし。</td> </tr> <tr> <td>炉心炉壁熱</td> <td>AESJ+OR(2段) (00+14800炉心)</td> <td>9気</td> <td>相違なし。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材水位（初期）</td> <td>原子炉管露出入口 / ギズルセンター+800mm</td> <td>原子炉管露出入口 / ギズルセンター+100mm</td> <td>1次冷却材水位は個別解析の方が200mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱が蓄積して喪失するまでの時間は短い。解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量</td> <td>加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し</td> <td>加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し</td> <td>加圧減圧弁3段階取り出しの割合は個別解析の方が若干少ないが、加圧減圧弁3段階の合計の割合は比ると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>2次系の流量</td> <td>2次系からの流量なし。</td> <td>9気</td> <td>相違なし。</td> </tr> <tr> <td>代替ポンプ（台数、流量）</td> <td>1台、31m<sup>3</sup>/h</td> <td>1台、29m<sup>3</sup>/h</td> <td>代替ポンプの注水量は個別解析の方が2m<sup>3</sup>/h少ないが、注水流量は流出流量とバランスをとるため、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>330m<sup>3</sup>/h</td> <td>400m<sup>3</sup>/h</td> <td>1次冷却材の流出流量は個別解析の方が70m<sup>3</sup>/h多いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、熱除去機能が喪失するまでの時間は短い。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後の20分後に開始</td> <td>9気</td> <td>相違なし。</td> </tr> </tbody> </table> <p> <span style="background-color: #e0f0ff; border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> 当初申請時とパラメータの相違点  <span style="background-color: #e0ffe0; border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> 相違があるパラメータのうち、事業進展に有意な影響を及ぼすパラメータ         </p>	項目	当初申請時	個別解析	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個別解析の方が72時間長く、蓄熱量が少なくなるため、1次冷却材の減少量が少なくなるが、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）	93℃	93℃	相違なし。	1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気	相違なし。	炉心炉壁熱	AESJ+OR(2段) (00+14800炉心)	9気	相違なし。	1次冷却材水位（初期）	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+800mm	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が200mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱が蓄積して喪失するまでの時間は短い。解析結果へ及ぼす影響は小さい。	1次冷却材流量	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出しの割合は個別解析の方が若干少ないが、加圧減圧弁3段階の合計の割合は比ると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	2次系の流量	2次系からの流量なし。	9気	相違なし。	代替ポンプ（台数、流量）	1台、31m <sup>3</sup> /h	1台、29m <sup>3</sup> /h	代替ポンプの注水量は個別解析の方が2m <sup>3</sup> /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスをとるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。	1次冷却材の流出流量	330m <sup>3</sup> /h	400m <sup>3</sup> /h	1次冷却材の流出流量は個別解析の方が70m <sup>3</sup> /h多いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、熱除去機能が喪失するまでの時間は短い。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後の20分後に開始	9気	相違なし。	
項目	当初申請時	個別解析	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個別解析の方が72時間長く、蓄熱量が少なくなるため、1次冷却材の減少量が少なくなるが、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）	93℃	93℃	相違なし。																																											
1次冷却材圧力（初期）	大気圧	9気	相違なし。																																											
炉心炉壁熱	AESJ+OR(2段) (00+14800炉心)	9気	相違なし。																																											
1次冷却材水位（初期）	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+800mm	原子炉管露出入口 / ギズルセンター+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が200mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、余熱が蓄積して喪失するまでの時間は短い。解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
1次冷却材流量	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出し、加圧減圧弁2段階取り出し	加圧減圧弁3段階取り出しの割合は個別解析の方が若干少ないが、加圧減圧弁3段階の合計の割合は比ると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
2次系の流量	2次系からの流量なし。	9気	相違なし。																																											
代替ポンプ（台数、流量）	1台、31m <sup>3</sup> /h	1台、29m <sup>3</sup> /h	代替ポンプの注水量は個別解析の方が2m <sup>3</sup> /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスをとるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。																																											
1次冷却材の流出流量	330m <sup>3</sup> /h	400m <sup>3</sup> /h	1次冷却材の流出流量は個別解析の方が70m <sup>3</sup> /h多いが、1次冷却材が1次冷却材配管下流まで流出し、熱除去機能が喪失するまでの時間は短い。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後の20分後に開始	9気	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）

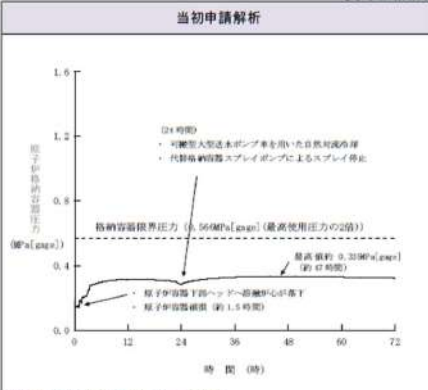
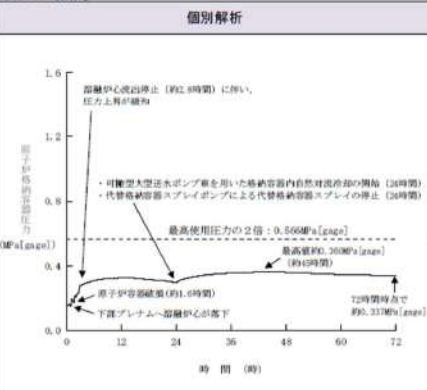
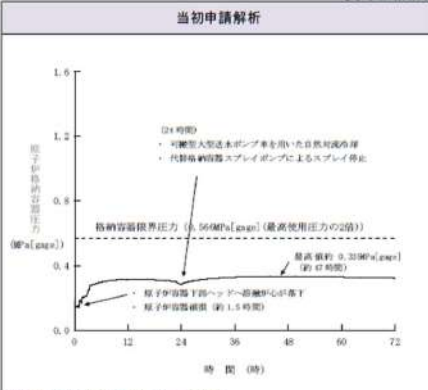
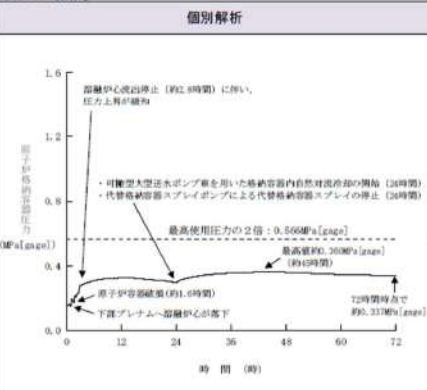
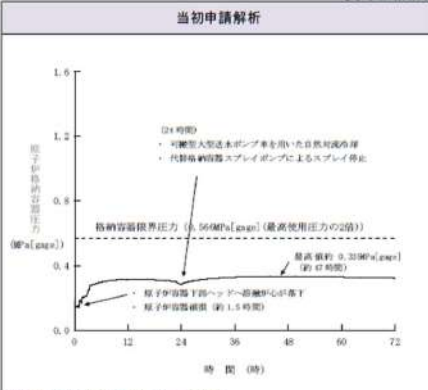
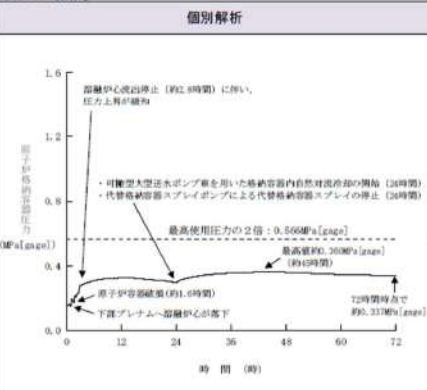
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
	<p style="text-align: right;">別紙2-1 (1/43)</p> <p style="text-align: center;">事象進展の比較            （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p style="text-align: center;">【1次系保有水量の推移】</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <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> <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

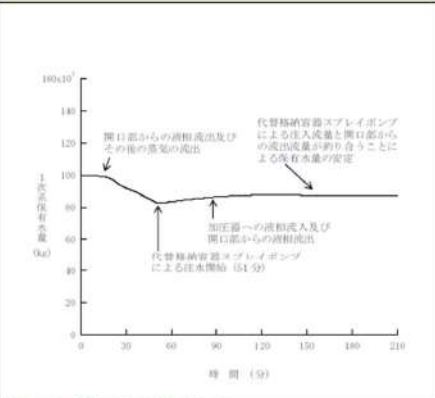
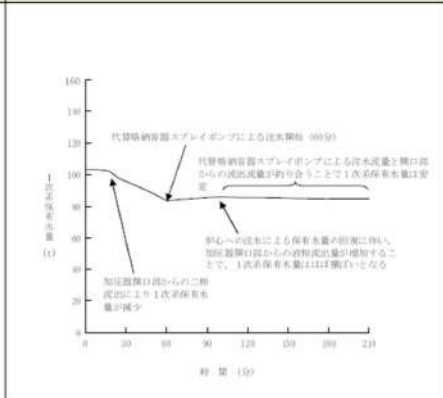
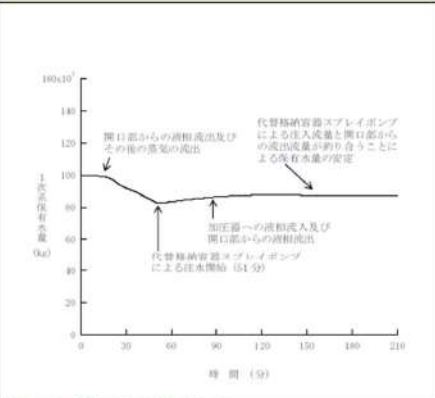
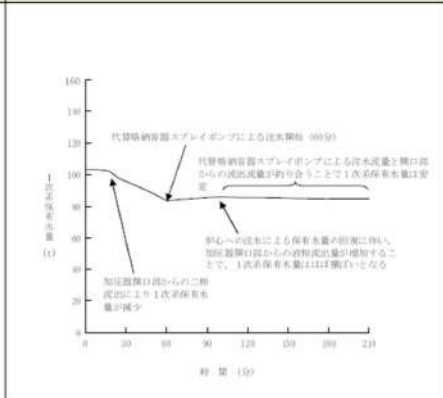
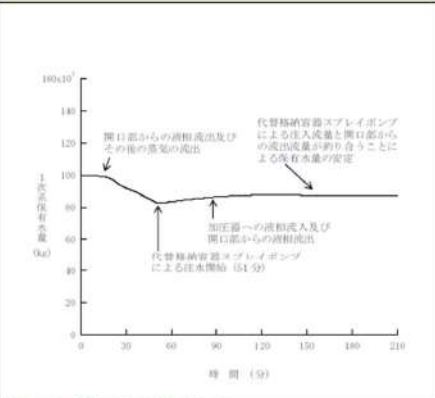
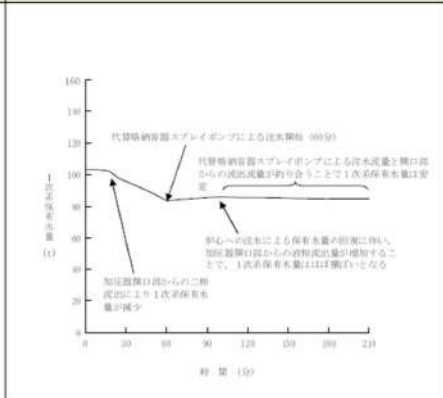
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について）

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;"> <b>事象進展の比較</b>            （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         </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%; 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】            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）            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を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） <span style="float: right;">別紙3（1/3）</span>																																																																																													
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事故シナリオスグループ</th> <th rowspan="2">重要事故シナリオス</th> <th colspan="2">解析結果</th> <th rowspan="2">評価項目</th> <th rowspan="2">当初申請解析と個別解析との結果比較</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>当初申請解析</th> <th>個別解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">2次冷却系からの除熱機能喪失</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>≤1200℃</td> <td>1次冷却水量の増減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[gage]</td> <td>約16.7MPa[gage]</td> <td>約16.7MPa[gage]</td> <td>≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)</td> <td>1次冷却材圧力の応答は両者は同等である。最大値も同等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に影響はない。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="2">炉内電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉冷却ポンプ駆動の喪失及びRCPシールLOCA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>≤1200℃</td> <td>1次冷却水量の増減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>原子炉冷却ポンプ駆動冷却機能喪失</td> <td>炉内電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉冷却ポンプ駆動が喪失する事故</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> <td>≤1200℃</td> <td>1次冷却水量の増減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 rowspan="2">原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td rowspan="2">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</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>約90.24MPa[gage]</td> <td>約90.30MPa[gage]</td> <td>≤90.56MPa[gage] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)</td> <td>原子炉格納容器圧力の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも相対差率を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。</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>約135℃</td> <td>≤200℃</td> <td>原子炉格納容器最高温度の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも相対差率を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。</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</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</td> <td>約18.4MPa[gage] (MFC=130cm<sup>2</sup>/C)</td> <td>約18.6MPa[gage] (MFC=130cm<sup>2</sup>/C)</td> <td>約18.6MPa[gage]</td> <td>≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)</td> <td>個別解析では1号炉の炉心設計に基づき、設計した減速材温度係数を用いており、出力上昇に伴う反応度増進効果が大きく、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。</td> </tr> <tr> <td>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>—</td> <td>—</td> <td>約18.6MPa[gage] (MFC=130cm<sup>2</sup>/C)</td> <td>≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)</td> <td>当初申請では解析を実施していなかったが、個別解析にて解析を実施し、最高使用圧力の1.2倍を下回ることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水機能喪失</td> <td>中破断LOCA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131℃ (4インチ破断)</td> <td>約132℃ (4インチ破断)</td> <td>約132℃</td> <td>≤1200℃</td> <td>燃料被覆管温度の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がやや低い値は小さく、両者とも相対差率を十分に満足しており燃料健全性に影響はない。</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>燃料被覆管温度</td> <td>約170℃</td> <td>約174℃ (MAPは大LOCAへの適用性が高いため、LOCAの発生を考慮した場合、約184℃)</td> <td>約174℃</td> <td>≤1200℃</td> <td>1次冷却水量は十分に確保される。燃料被覆管温度は事故初期に最大となるが、値は低く、両者は同等である。その後も低い温度に保たれる。</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LOGA</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>≤1200℃</td> <td>1次冷却水量の増減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>蒸気発生器加熱管破断時に破断側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</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>≤1200℃</td> <td>1次冷却水量の増減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> </tbody> </table>	事故シナリオスグループ	重要事故シナリオス	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	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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[gage]	約16.7MPa[gage]	約16.7MPa[gage]	≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)	1次冷却材圧力の応答は両者は同等である。最大値も同等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に影響はない。	全交流動力電源喪失	炉内電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉冷却ポンプ駆動の喪失及びRCPシールLOCA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次冷却水量の増減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。	原子炉冷却ポンプ駆動冷却機能喪失	炉内電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉冷却ポンプ駆動が喪失する事故	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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	原子炉格納容器圧力	約90.24MPa[gage]	約90.30MPa[gage]	≤90.56MPa[gage] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)	原子炉格納容器圧力の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも相対差率を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。	原子炉格納容器最高温度	約132℃	約135℃	約135℃	≤200℃	原子炉格納容器最高温度の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも相対差率を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。	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	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約18.4MPa[gage] (MFC=130cm <sup>2</sup> /C)	約18.6MPa[gage] (MFC=130cm <sup>2</sup> /C)	約18.6MPa[gage]	≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)	個別解析では1号炉の炉心設計に基づき、設計した減速材温度係数を用いており、出力上昇に伴う反応度増進効果が大きく、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。	負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	—	—	約18.6MPa[gage] (MFC=130cm <sup>2</sup> /C)	≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)	当初申請では解析を実施していなかったが、個別解析にて解析を実施し、最高使用圧力の1.2倍を下回ることを確認した。	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	燃料被覆管温度	約131℃ (4インチ破断)	約132℃ (4インチ破断)	約132℃	≤1200℃	燃料被覆管温度の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がやや低い値は小さく、両者とも相対差率を十分に満足しており燃料健全性に影響はない。	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	燃料被覆管温度	約170℃	約174℃ (MAPは大LOCAへの適用性が高いため、LOCAの発生を考慮した場合、約184℃)	約174℃	≤1200℃	1次冷却水量は十分に確保される。燃料被覆管温度は事故初期に最大となるが、値は低く、両者は同等である。その後も低い温度に保たれる。	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOGA	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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。	蒸気発生器加熱管破断時に破断側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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。	
事故シナリオスグループ	重要事故シナリオス			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	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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[gage]	約16.7MPa[gage]	約16.7MPa[gage]	≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)	1次冷却材圧力の応答は両者は同等である。最大値も同等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に影響はない。																																																																																						
全交流動力電源喪失	炉内電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉冷却ポンプ駆動の喪失及びRCPシールLOCA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次冷却水量の増減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。																																																																																							
		原子炉冷却ポンプ駆動冷却機能喪失	炉内電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉冷却ポンプ駆動が喪失する事故	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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	原子炉格納容器圧力	約90.24MPa[gage]	約90.30MPa[gage]	≤90.56MPa[gage] (原子炉格納容器の最高使用圧力の1.2倍)	原子炉格納容器圧力の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも相対差率を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。																																																																																							
		原子炉格納容器最高温度	約132℃	約135℃	約135℃	≤200℃	原子炉格納容器最高温度の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも相対差率を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。																																																																																						
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	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約18.4MPa[gage] (MFC=130cm <sup>2</sup> /C)	約18.6MPa[gage] (MFC=130cm <sup>2</sup> /C)	約18.6MPa[gage]	≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)	個別解析では1号炉の炉心設計に基づき、設計した減速材温度係数を用いており、出力上昇に伴う反応度増進効果が大きく、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。																																																																																						
		負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	—	—	約18.6MPa[gage] (MFC=130cm <sup>2</sup> /C)	≤20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)	当初申請では解析を実施していなかったが、個別解析にて解析を実施し、最高使用圧力の1.2倍を下回ることを確認した。																																																																																						
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	燃料被覆管温度	約131℃ (4インチ破断)	約132℃ (4インチ破断)	約132℃	≤1200℃	燃料被覆管温度の増減は両者は同等である。ピーク値は個別解析の方がやや低い値は小さく、両者とも相対差率を十分に満足しており燃料健全性に影響はない。																																																																																						
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	燃料被覆管温度	約170℃	約174℃ (MAPは大LOCAへの適用性が高いため、LOCAの発生を考慮した場合、約184℃)	約174℃	≤1200℃	1次冷却水量は十分に確保される。燃料被覆管温度は事故初期に最大となるが、値は低く、両者は同等である。その後も低い温度に保たれる。																																																																																						
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOGA	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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。																																																																																							
		蒸気発生器加熱管破断時に破断側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	≤1200℃	1次冷却水量の増減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。																																																																																						
<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">初期申請解析との相違箇所</span>																																																																																													
【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="1064 347 1957 730"> <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台当たり)</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>80m<sup>3</sup>/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>160m<sup>3</sup>/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="1064 853 1957 1316"> <thead> <tr> <th></th> <th>ポンプ容量設定条件</th> <th>泊3号機の容量 (1台当たり)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)</td> <td>同上</td> <td>80m<sup>3</sup>/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 M/D-AFWP1 台との組み合わせで事象対応が可能 (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>80m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/hr であるのに対し、泊3号機では 80m<sup>3</sup>/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台当たり)	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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hr		ポンプ容量設定条件	泊3号機の容量 (1台当たり)	電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	同上	80m <sup>3</sup> /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 M/D-AFWP1 台との組み合わせで事象対応が可能 (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 <sup>3</sup> /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台当たり)																			
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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hr																			
	ポンプ容量設定条件	泊3号機の容量 (1台当たり)																			
電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	同上	80m <sup>3</sup> /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 M/D-AFWP1 台との組み合わせで事象対応が可能 (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 <sup>3</sup> /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、床宝庫言う及び壁方向の侵食量は若干増加しているが、程度は小さい。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> <div data-bbox="179 1066 985 1204" data-label="Table"> <p>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"> <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> </div>	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>添付資料 6.5.9</p> <p>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こと、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にコンクリートの組成及び表3にコンクリートの物性値を示す。表3のとおり泊3号炉のコンクリート組成は <math>\text{CaCO}_3</math> と <math>\text{SiO}_2</math> 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減少する。また、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。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っている。</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 共通である玄武岩コンクリート組成を入力値としている。</p> <p>以上</p> <div data-bbox="1075 1040 1937 1220" data-label="Table"> <p>表1 コンクリート種類を変えた参考解析条件</p> <table border="1"> <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> </div>	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）

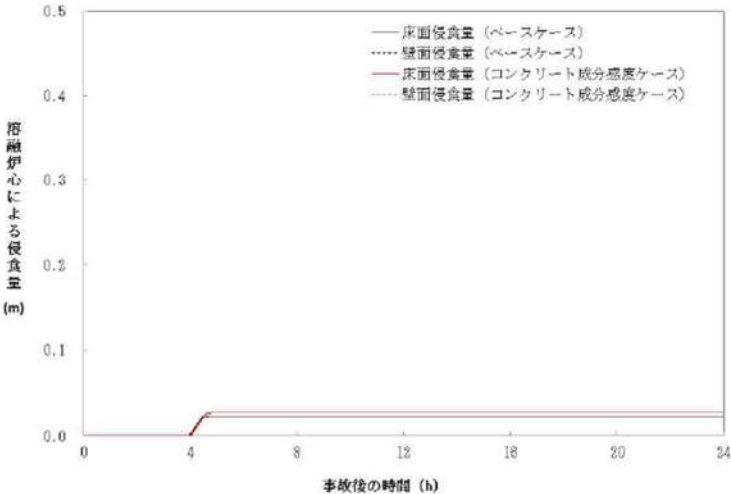
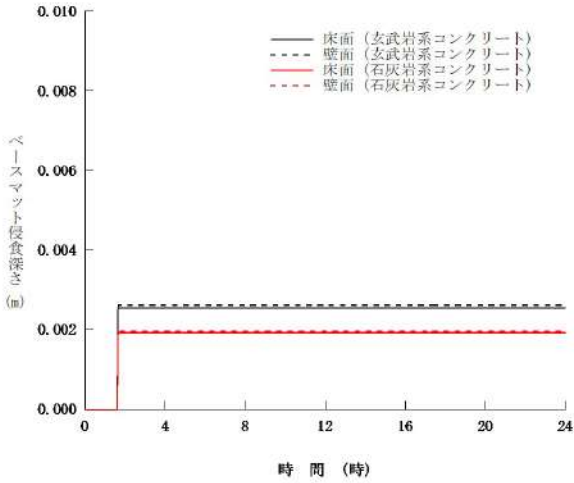
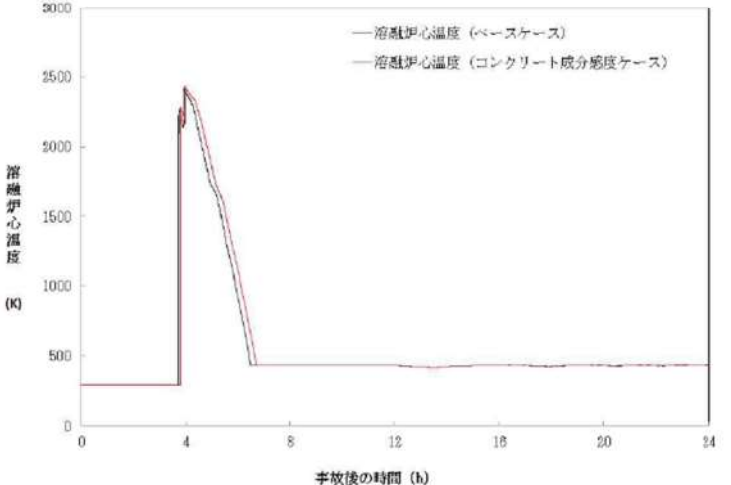
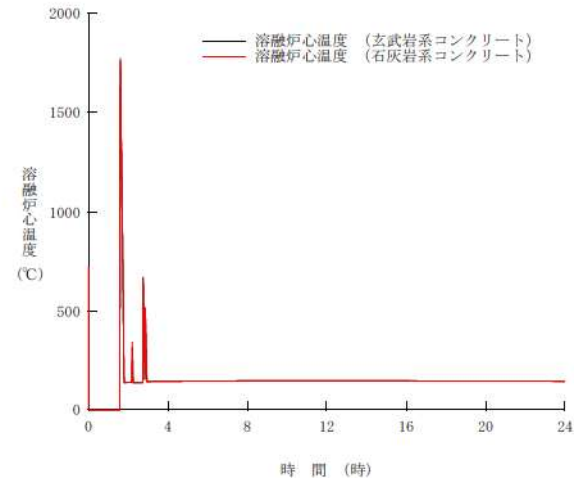
女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																						
<p style="text-align: center;">表 4-1 コンクリートの物性比較 (MAAP入力)</p> <table border="1" data-bbox="168 279 1019 454"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>玄武岩系コンクリート</th> <th>石灰岩系コンクリート</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート組成</td> <td>SiO<sub>2</sub>が主体</td> <td>CaCO<sub>3</sub>が主体</td> </tr> <tr> <td>液相線温度 (K)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>固相線温度 (K)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>比熱 (J/kg-K)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (J/kg)</td> <td></td> <td></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>SiO<sub>2</sub></td> <td>54.84</td> <td>3.60</td> </tr> <tr> <td>TiO<sub>2</sub>, 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>Na<sub>2</sub>O</td> <td>1.80</td> <td>0.0078</td> </tr> <tr> <td>K<sub>2</sub>O</td> <td>5.39</td> <td>0.68</td> </tr> <tr> <td>Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td> <td>6.26</td> <td>1.20</td> </tr> <tr> <td>Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td> <td>8.32</td> <td>1.60</td> </tr> <tr> <td>Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td> <td>0.00</td> <td>0.004</td> </tr> <tr> <td>CO<sub>2</sub></td> <td>1.50</td> <td>35.698</td> </tr> <tr> <td>H<sub>2</sub>O (自由水, 結合水)</td> <td>5.86</td> <td>5.94</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="672 957 1019 1029" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     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 <sub>2</sub> が主体	CaCO <sub>3</sub> 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 <sub>2</sub>	54.84	3.60	TiO <sub>2</sub> , MnO, MgO	7.21	5.80	CaO	8.82	45.40	Na <sub>2</sub> O	1.80	0.0078	K <sub>2</sub> O	5.39	0.68	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6.26	1.20	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	8.32	1.60	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.00	0.004	CO <sub>2</sub>	1.50	35.698	H <sub>2</sub> 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="1108 231 1892 478"> <thead> <tr> <th></th> <th>玄武岩系コンクリート (現在の組成)</th> <th>石灰岩系コンクリート (泊3号炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート組成</td> <td>SiO<sub>2</sub>が主体</td> <td>CaCO<sub>3</sub>が主体</td> </tr> <tr> <td>液相線温度 (K)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>固相線温度 (K)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>比熱 (J/kg K)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (J/kg)</td> <td></td> <td></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="1164 574 1836 1005"> <thead> <tr> <th>成分</th> <th>玄武岩系コンクリート (現在の組成)</th> <th>石灰岩系コンクリート (泊3号炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SiO<sub>2</sub></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>TiO<sub>2</sub>, MnO, MgO</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CaO</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Na<sub>2</sub>O</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>K<sub>2</sub>O</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CO<sub>2</sub></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>H<sub>2</sub>O (自由水, 結合水)</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1400 1109 1904 1181" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     部は機密情報に属しますので公開できません。                 </div>		玄武岩系コンクリート (現在の組成)	石灰岩系コンクリート (泊3号炉)	コンクリート組成	SiO <sub>2</sub> が主体	CaCO <sub>3</sub> 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 (現在の組成)	石灰岩系コンクリート (泊3号炉)	SiO <sub>2</sub>			TiO <sub>2</sub> , MnO, MgO			CaO			Na <sub>2</sub> O			K <sub>2</sub> O			Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>			Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>			Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>			CO <sub>2</sub>			H <sub>2</sub> O (自由水, 結合水)			
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 <sub>2</sub> が主体	CaCO <sub>3</sub> 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 <sub>2</sub>	54.84	3.60																																																																																																						
TiO <sub>2</sub> , MnO, MgO	7.21	5.80																																																																																																						
CaO	8.82	45.40																																																																																																						
Na <sub>2</sub> O	1.80	0.0078																																																																																																						
K <sub>2</sub> O	5.39	0.68																																																																																																						
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6.26	1.20																																																																																																						
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	8.32	1.60																																																																																																						
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.00	0.004																																																																																																						
CO <sub>2</sub>	1.50	35.698																																																																																																						
H <sub>2</sub> O (自由水, 結合水)	5.86	5.94																																																																																																						
	玄武岩系コンクリート (現在の組成)	石灰岩系コンクリート (泊3号炉)																																																																																																						
コンクリート組成	SiO <sub>2</sub> が主体	CaCO <sub>3</sub> 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 (現在の組成)	石灰岩系コンクリート (泊3号炉)																																																																																																						
SiO <sub>2</sub>																																																																																																								
TiO <sub>2</sub> , MnO, MgO																																																																																																								
CaO																																																																																																								
Na <sub>2</sub> O																																																																																																								
K <sub>2</sub> O																																																																																																								
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>																																																																																																								
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>																																																																																																								
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>																																																																																																								
CO <sub>2</sub>																																																																																																								
H <sub>2</sub> 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 style="text-align: center;">表 5-5 MCC I 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/m<sup>2</sup> @ lata                      (F<sub>chf</sub>=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/m<sup>2</sup> 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 <sup>2</sup> @ lata (F <sub>chf</sub> =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 <sup>2</sup> 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 style="text-align: center;">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>ベースマッド侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>有効性評価 (ベースケース)</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) 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 (泊3号炉)                 </td> <td>                     床面: 約 2.0mm                      壁面: 約 2.0mm                 </td> </tr> </tbody> </table> <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	ベースマッド侵食深さ	有効性評価 (ベースケース)	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) 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 (泊3号炉)	床面: 約 2.0mm 壁面: 約 2.0mm	
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 <sup>2</sup> @ lata (F <sub>chf</sub> =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 <sup>2</sup> 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	ベースマッド侵食深さ																																	
有効性評価 (ベースケース)	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) 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 (泊3号炉)	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）

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 溶融炉心温度の比較</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 6.5.9 泊3号炉のコンクリート組成について)

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	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 6.7.2 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<sup>1)</sup>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="1104 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>・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） ・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>・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） ・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>・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	・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） ・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。	・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） ・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。	・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												
・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） ・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。												
・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） ・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。												
・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 204 1924 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><sup>1</sup> 「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。												

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

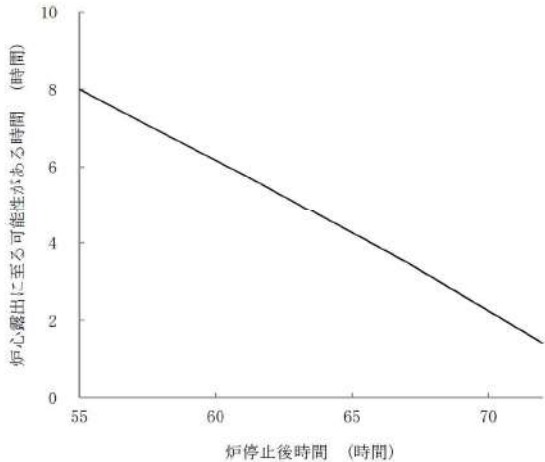
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 1.5.8 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p 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<sup>(1)</sup>。</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（大飯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>&lt;概算法&gt;        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>&lt;概算条件&gt;        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 1066 960 1203"> <thead> <tr> <th></th> <th>炉停止後55時間 (1次冷却系満水)</th> <th>炉停止後72時間 (ミッドループ水位)</th> </tr> </thead> <tbody> <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> </tbody> </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<sup>(2)</sup>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: center;">【該当する資料無し】</p>	<p>※崩壊熱条件として想定する炉停止後時間に関して、大飯では崩壊熱と水位で評価条件を整合させる観点から水抜き「終了」時点を選定しているため、本資料において「終了」時点が保守的であることの妥当性根拠を説明している。</p> <p>これに対し、泊では崩壊熱と水位のそれぞれについて保守的な条件を設定するという考え方を採用し、崩壊熱に関しては水抜き「開始」、水位に関しては水抜き「終了」としているため、大飯のような説明は不要となる（伊方と同様）</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									

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 1.5.8 「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）

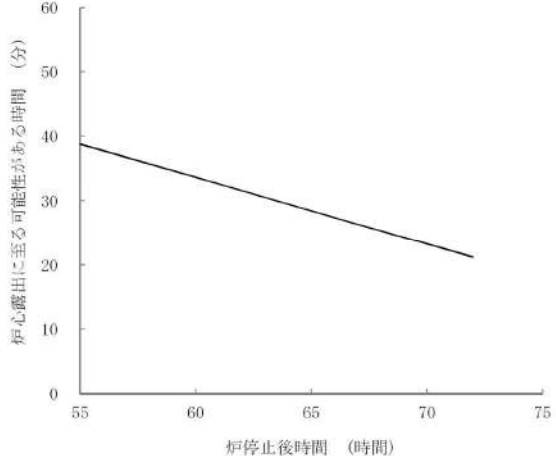
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>&lt;結果&gt;</p> <p>図1に示すとおり、1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から完了（炉停止後72時間）までのいずれの期間を想定しても、1次冷却材水抜き完了時点が最も厳しい条件設定であることを確認した。</p> <p>(1) 高浜3、4号炉では、1次冷却系水位を1次冷却材水抜き完了後のミッドループ水位としつつも、炉心崩壊熱については1次冷却材水抜き「開始」までの時間を想定するというさらに保守的な条件の組合せで評価していた。</p> <p>(2) 炉心注水操作開始の操作時間余裕確認のために実施した蓄圧タンク及び恒設代替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>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>		



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 1.5.8 「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>		

【凡例】 ○：記載あり  
 ×：記載なし  
 (○)：本文の資料の他箇所に記載  
 △：他条の資料などに記載

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

プラント		泊3号炉 作成状況		まとの資料の作成を不要とした理由	まとの資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとの資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料1.2.1 定期検査工程の概要	添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料1.3.1 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	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	(○)	×⇒○		各事象の主要解析条件に機能喪失を仮定した設備が記載されているが、添付資料として一覧表にした方が適切と判断したため新規に作成する	
添付資料1.3.2 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	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ごとの成立性確認結果について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	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	×⇒○	×⇒○		改めて女川の資料内容を確認し、泊にも同様の資料が必要と判断したため	
添付資料1.4.1 有効性評価に使用している解析コード/評価手法の関係に係る当社の関与について	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	○	×⇒○			
添付資料1.5.1 女川原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ	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)	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料1.5.2 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口径設定の考え方について	添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について	○	×⇒○			
添付資料1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事象(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について	添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮断に関する評価条件について	○	×⇒○			
添付資料1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー	添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、影響フローは女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
	添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同様の添付資料を作成している大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	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	○	×⇒○			
	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)の基本的な考え方について	○	×⇒○			過去の審査を受けてタイムチャートの基本的な考え方を整理した資料であり、泊オリジナル資料のため
	添付資料 6.4.2 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について	×⇒○	×⇒○		改めて女川の付録3(解析コード)の内容を確認し、泊にも同様の資料が必要と判断したため	
	添付資料 6.4.3 有効性評価に適用する解析コードのバージョンについて	×⇒○	×⇒○		ヒアリングコメントを踏まえて解析コードのバージョンについて整理した添付資料を作成	
	添付資料 6.4.4 MAAPの各事象への適用性と新知見の反映について	×⇒○	×⇒○		改めて女川の付録3(解析コード)の内容を確認し、泊にも同様の資料が必要と判断したため	
	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	○	×⇒○			
	添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	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	○	×⇒○			
	添付資料 6.5.6 加圧器過がし弁/安全弁及び主蒸気過がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について	○	×⇒○			
	添付資料 6.5.8 3ループレベル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	○	×⇒○			過去の審査を受けてタイムチャートの基本的な考え方を整理した資料であり、泊オリジナル資料のため
	添付資料 6.5.9 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	×⇒○	×⇒○		ヒアリングを踏まえて泊のコンクリートに係る解析コード入力値について整理した添付資料を作成	
	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	○	×⇒○			過去の審査を受けてタイムチャートの基本的な考え方を整理した資料であり、泊オリジナル資料のため