

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE714-9 r.5.0
提出年月日	令和4年12月9日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

令和4年12月
北海道電力株式会社

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
比較結果等を取りまとめた資料				
1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし				
b. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの：なし				
c. 当社が自主的に変更したもの：なし				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし				
b. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの：下記1件				
・女川の審査会合の指摘事項への対応として、FFRD現象の有効性評価への影響に関する添付資料を追加（添付資料7.1.4.12）【比較表 P11】				
c. 当社が自主的に変更したもの：なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に差異理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい：「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い）：「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い）：原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
事故シーケンスグループの特徴	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰が生じることで炉心への注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。	格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備する。	初期の対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系による高圧再循環運転による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として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を整備する。	差異なし (炉心への注水手段が高浜と泊・大飯で異なるが、事故シーケンスグループの特徴は同一)
炉心損傷防止対策	格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備する。	格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入系及び低圧注入系による再循環運転並びに格納容器内自然対流冷却を整備する。	初期の対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系による高圧再循環運転による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として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を整備する。	設計の相違 ・泊は大破断 LOCA 及び低圧再循環機能の喪失を想定しているため、対策は高圧再循環運転となる（大飯と同様）

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
重要事故シーケンス	泊と同じ	中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	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	設計の相違 ・高浜はプースティングプラントのため低圧系によるプースティング機能が喪失すると、高圧再循環運転が実施できず炉心損傷に至る。従って、CV 先行破損では再循環機能が喪失する事故シーケンスが選定されない。(大飯と同様)
有効性評価の結果 (評価項目等)	原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ最高値が約 0.41MPa[gage]及び約 140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.78MPa[gage]) 及び 200℃を下回る。	原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ最高値が約 0.350MPa[gage]及び約 134℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) 及び 200℃を下回る。	原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ最高値が約 0.360MPa[gage]及び約 135℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) 及び 200℃を下回る。	解析結果の相違 ・泊は高浜に比べると上記泊の特徴に記載のとおり、CV 関連パラメータが異なることから若干 CV 圧力及び温度が高い
2-4) 主な相違				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
起回事象	起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約 0.70m (27.5 インチ) とする。	起回事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約 0.1m (以下「4インチ破断」という。) とする。	起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする 1 次冷却材配管 (約 0.70m (27.5 インチ)) の完全両端破断とする。	事故条件の相違 ・重要事故シーケンスの違いにより起回事象が異なり、高浜が中破断 LOCA を想定するのに対して、泊と大飯は大破断 LOCA を想定する ・破断箇所の想定については差異なし
燃料被覆管温度	燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管のスプリット破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約 984℃であり、燃料被覆管の酸化量は約 0.4% である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度 1,200℃、燃料被覆管の酸化量 15% 以下である。	燃料被覆管温度は炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 340℃) 以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。	燃料被覆管の最高温度は、破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約 1,044℃であり、燃料被覆管の酸化量は約 4.6% である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は 1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は 15% 以下である。	解析結果の相違 ・泊と大飯は大破断 LOCA を想定するため破断直後に炉心露出するが、設計基準事故の添付書類十の解析結果から PCT1,200℃以下、ECR15%以下を確認している ・高浜は中破断 LOCA を想定するため炉心露出せず炉心の冠水が維持されるため燃料被覆管温度が上がらない

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）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
2-5) 相違理由の省略				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	高圧注入ポンプ	充てん/高圧注入ポンプ	高圧注入ポンプ	—
	燃料取替用水ピット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ピット	—
	A、D格納容器再循環ユニット	A、B格納容器再循環ユニット	C、D—格納容器再循環ユニット	プラントにより使用する系統が異なるが、2基の格納容器再循環ユニットを使用する点では同様
記載表現の相違	1次冷却系	1次系	1次冷却系	(大飯と同様)
	動作	作動	動作	(大飯と同様)
	最低保有水量	最低保有水量	最小保有水量	泊では蓄圧タンクの保有”水量”に対して「最低保有水量」ではなく「最小保有水量」がより適正と判断

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>2.4.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断LOCA時に低圧再循環機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p>	<p>2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>2.4.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料2.4.1)</p>	<p>7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>7.1.4.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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」、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p>	<p>※本事象はPWR特有の事故シーケンスグループのため女川を記載していないが共通の言い回しについては女川の記載を参考にして反映</p> <p>【大阪、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】設計の相違</p> <p>・高浜はブースティングプラントのため低圧系によるブースティング機能が喪失すると、高圧再循環運転が実施できず炉心損傷に至る。従って、CV先行破損では低圧再循環機能が喪失する事故シーケンスが選定されない。（大阪と同様）</p> <p>【高浜】添付資料の相違</p> <p>・高浜は中破断LOCAにおける破断口径の選定に関する添付資料を付けているが、泊は重要事故シーケンスに大阪</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系の再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなることで、原子炉格納容器が過圧破損に至る。その後、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなることで、炉心損傷に至る（原子炉格納容器先行破損）。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、</p>	<p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系及び低圧注入系の再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、</p>	<p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失することを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなることで、原子炉格納容器が過圧破損に至る。その後、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る（原子炉格納容器先行破損）。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉格納容器の除熱機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉格納容器の除熱機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、高圧注入系による高圧再循環運転によって炉心を冠水させつつ、原子炉格納容器内を除熱することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、</p>	<p>断LOCAを起因とする事象が選定されるため作成していない（大阪と同様）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・泊は大破断LOCA及び低圧再循環機能の喪失を想定しているため、対策は高圧再循環運転となる（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>十分な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.4.1図に、対応手順の概要を第2.4.2図及び第2.4.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計18名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第2.4.4図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認</p> <p>「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p>	<p>十分な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入系及び低圧注入系による再循環運転並びに格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.4.1図に、対応手順の概要を第2.4.1.2図及び第2.4.1.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計18名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は、6名である。この必要な要員と作業項目について第2.4.1.4図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</p> <p>また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認</p> <p>「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p>	<p>十分な冷却を可能とするため、初期の対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系による高圧再循環運転による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として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を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第7.1.4.1図に、手順の概要を第7.1.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.4.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時において、必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が1名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。必要な要員と作業項目について第7.1.4.3図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</p> <p>また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認</p> <p>「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女用実績の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・同上</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女用実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女用実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高压注入流量等である。</p> <p>c. 蓄圧注入系動作の確認 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>d. 1次冷却材の漏えいの判断 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 (添付資料 2.4.1)</p> <p>e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断 格納容器圧力(広域)計指示が196kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。 格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備(原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む)、格納容器スプレイ機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 (添付資料2.4.3)</p>	<p>安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高压安全注入流量等である。</p> <p>【比較のためc.とd.を入替え】</p> <p>d. 蓄圧注入系動作の確認 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>c. 1次冷却材の漏えいの判断 加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、及び格納容器内エアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 (添付資料2.4.2)</p> <p>e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断 格納容器広域圧力計指示が127kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。 格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備(原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む)、格納容器スプレイ回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 (添付資料2.4.3)</p>	<p>安全注入シーケンス作動状況を確認するために必要な計装設備は、高压注入流量等である。</p> <p>c. 蓄圧注入系動作の確認 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力(広域)である。</p> <p>d. 1次冷却材の漏えいの判断 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 (添付資料7.1.4.1)</p> <p>e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。 格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口流量積算(AM用)等である。</p> <p>f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備(原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む)、格納容器スプレイ機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p>	<p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【高浜】 記載箇所の相違 ・添付資料の主な内容は燃料取替用水ビットへの補給の</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器スプレイ機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力等であり、蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>g. 燃料取替用水ビット補給操作 高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ビットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ビットの補給操作を行う。 （添付資料2.4.2）</p> <p>h. 再循環自動切換の確認 燃料取替用水ビット水位低下により燃料取替用水ビット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。 なお、再循環自動切換後、余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は、低圧再循環機能の回復操作を行う。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ビット水位等である。</p>	<p>格納容器スプレイ系機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力等であり、蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>g. 燃料取替用水タンク補給操作 低圧注入の開始により、燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。</p> <p>h. 再循環自動切換の確認 燃料取替用水タンク水位が低下し16%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心へ注水する再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上であることを確認する。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。</p>	<p>格納容器スプレイ機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）等であり、蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>g. 燃料取替用水ビット補給操作 高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ビットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ビットの補給操作を行う。 （添付資料7.1.4.2）</p> <p>h. 再循環運転への切替 燃料取替用水ビット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し、再循環運転へ切替え、再循環運転へ移行する。</p> <p>なお、余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は、低圧再循環機能の回復操作を行う。</p> <p>再循環運転への切替を確認するために必要な計装設備は、燃料取替用水ビット水位等である。</p>	<p>話であるため、泊はg.にて引用（添付資料の内容は同等）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 記載箇所の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊は再循環運転へ自動切替しない設計となっている（伊方と同様） ・燃料取替用水ビットの切替水位設定の差異</p> <p>【高浜】 手順の相違 ・泊は低圧再循環機能の喪失を想定しているため、回復操作について記載（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊は再循環運転へ自動切替しない設計となっている（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>i. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。</p> <p>j. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却</p> <p>長期対策として、高圧注入系による再循環運転及びA、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</p>	<p>i. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器広域圧力等である。</p> <p>j. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却</p> <p>長期対策として、高圧注入系及び低圧注入系による再循環運転並びにA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</p>	<p>i. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。</p> <p>j. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却</p> <p>高圧注入系による高圧再循環運転及びC、D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</p> <p>以降、炉心冷却は、高圧再循環運転による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、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により継続的に行う。</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 設計の相違 相違理由は前述のとおり（1ページ参照）</p> <p>【大阪、高浜】 広域方針の相違（女川実証の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しい「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」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間を除いた炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、並びに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が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPについては、事象初期の炉心水位、燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の適用性が低いことから、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことで、事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間をより詳細に評価しており、事象初期においては有効性評価よりも厳しい単一故障を想定した条件で評価を実施している原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 2.7.3)</p>	<p>2.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しい「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、並びに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が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>7.1.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しい「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」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間を除いた炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、並びに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が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPについては、事象初期の炉心水位、燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の適用性が低いことから、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことで、事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間をより詳細に評価しており、事象初期においては有効性評価よりも厳しい単一故障を想定した条件で評価を実施している原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川 実績の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（1ページ参照）</p> <p>【高浜】 記載方針の相違 ・高浜が中破断LOCAに対して泊・大阪は大破断LOCAでありMAAPは事象初期の適用性が低いため事象初期の除外を明確化</p> <p>【高浜】 設計等の相違 ・MAAPによる解析では、大破断LOCAの事象初期の適用性が低いため事象初期は設計基準事故の評価結果を参照する（大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料 2.4.3)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約0.70m (27.5インチ)とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>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ものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源はあるものとする。</p> <p>外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、よ</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料2.4.4)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、中破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約0.1m (以下「4インチ破断」という。)とする。</p> <p>(添付資料2.4.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に関する仮定</p> <p>格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源はあるものとする。</p> <p>外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、よ</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料7.1.4.4)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする1次冷却材配管（約0.70m (27.5インチ)）の完全両端破断とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>低圧再循環機能として再循環切替時に低圧注入系、格納容器スプレイ注入機能として格納容器スプレイ系が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、よ</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【高浜】 事故条件の相違 ・差異理由は前述のとおり(1ページ参照)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 と治では他の大破断LOCA 事象と記載を合わせている</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり(1ページ参照)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>り炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 非常用炉心冷却設備作動信号 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力低」信号により発信するものとする。また、12.04MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。</p> <p>(b) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（(高圧注入特性：0m³/h～約360m³/h、0MPa[gage]～約15.8MPa[gage]）、(低圧注入特性：0m³/h～約2,500m³/h、0MPa[gage]～約1.5MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。 最大注入特性とすることにより、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。</p> <p>(c) 補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動することにより、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m³/hの流量で注水するものとする。</p> <p>(d) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び</p>	<p>り崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 非常用炉心冷却設備作動信号 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。</p> <p>(b) 充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（(高圧注入特性：0m³/h～約220m³/h、0MPa[gage]～約19.4MPa[gage]）、(低圧注入特性：0m³/h～約1,730m³/h、0MPa[gage]～約1.2MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。 最大注入特性とすることにより、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。</p> <p>(c) 補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動することにより、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。</p> <p>(d) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び</p>	<p>り炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉トリップ信号 原子炉トリップは、原子炉圧力低信号によるものとする。</p> <p>(b) 非常用炉心冷却設備作動信号 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。</p> <p>(c) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（(高圧注入特性：0m³/h～約350m³/h、0MPa[gage]～約15.7MPa[gage]）、(低圧注入特性：0m³/h～約1,820m³/h、0MPa[gage]～約1.3MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。 最大注入特性とすることにより、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</p> <p>(d) 補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動することにより、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計150m³/hの流量で注水するものとする。</p> <p>(e) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実証の反映)</p> <p>【大阪】 設計の相違・作動信号及び設定値の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量） 26.9m³（1基当たり）</p> <p>(e) 再循環切替 再循環切替は、燃料取替用水ビット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達後に行われるものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 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は、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力である0.39MPa[gage]到達から30分後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第2.4.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第2.4.5図から第2.4.10図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第2.4.11図から第2.4.15図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信</p>	<p>初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 29.0m³（1基当たり）</p> <p>(e) 再循環切替 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行われるものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 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は、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力である0.283MPa[gage]到達から30分後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第2.4.1.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第2.4.2.1図から第2.4.2.6図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第2.4.2.7図から第2.4.2.11図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信</p>	<p>初期保有水量については、最低保持圧力及び最小保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量） 29.0m³（1基当たり）</p> <p>(f) 再循環切替 再循環切替は、燃料取替用水ビット水位16.5%到達後に行うものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 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は、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力である0.283MPa[gage]到達から30分後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.4.2図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.4.4図から第7.1.4.9図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.4.10図から第7.1.4.14図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女子 業績の反映） ・操作条件の記載の語 尾を「する」に統一</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。</p> <p>燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約37分後に格納容器再循環サンプ側へ水源切替えを行う。その時に低圧再循環運転への移行に失敗するが、高圧再循環運転により原子炉容器内水位は維持される。しかし、格納容器スプレイ注入機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生の約8.6時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から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を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。 (添付資料2.4.4、2.4.9)</p> <p>b. 評価項目等 【泊が評価項目の記載順を女川に合わせて変更したため、比較のため記載順を並び替えている】</p>	<p>信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより炉心は冠水状態に維持される。</p> <p>燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約7.0時間後に格納容器再循環サンプ側へ水源切替えを行う。その時に再循環運転により原子炉容器内水位は維持されるが、格納容器スプレイ注入機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生の約8.8時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から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を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。 (添付資料2.4.5)</p> <p>b. 評価項目等 【泊が評価項目の記載順を女川に合わせて変更したため、比較のため記載順を並び替えている】</p>	<p>号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。</p> <p>燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約42分後に格納容器再循環サンプ側へ水源切替えを行う。その時に低圧再循環運転への移行に失敗するが、高圧再循環運転により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかし、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から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を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。 (添付資料7.1.4.5、7.1.4.12)</p> <p>b. 評価項目等</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA を想定するため炉心が一時的に露出するが、ECCS により再び炉心は冠水状態となる(大阪と同様)</p> <p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA を想定しており、炉心への注水量が多く、燃料取替用水ピット水が急激に低下するため、再循環切替が早まる(大阪と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 添付資料の相違 ・泊では女川の審査状況を受けて FFD に関する考察を追加</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、第2.4.10図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管のスプリット破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約984℃であり、燃料被覆管の酸化量は約0.4%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。</p> <p>1次冷却材圧力は第2.4.5図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は、第2.4.14図及び第2.4.15図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.41MPa[gage]及び約140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.78MPa[gage]）及び200℃を下回る。事象初期の1次冷却材の流出により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇しており、特に原子炉格納容器雰囲気温度については、第2.4.15図に示すとおり事象初期に大きく上昇し、最高温度約140℃を上回る挙動を示している。この理由については、「2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示すとおり、MAAPが事象初期の原子炉格納容器圧力及び温度への適用性が低いことが理由である。事象初期の推移については、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で</p>	<p>燃料被覆管温度は第2.4.2.6図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約340℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は図2.4.2.1に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は、第2.4.2.10図及び第2.4.2.11図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.350MPa[gage]及び約134℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃を下回る。</p>	<p>燃料被覆管の最高温度は第7.1.4.9図に示すとおり、破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,044℃であり、燃料被覆管の酸化量は約4.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.1.4.4図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.6MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は、第7.1.4.13図及び第7.1.4.14図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.360MPa[gage]及び約135℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃を下回る。事象初期の1次冷却材の流出により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇しており、特に原子炉格納容器雰囲気温度については、第7.1.4.14図に示すとおり事象初期に大きく上昇し、最高温度約135℃を上回る挙動を示している。この理由については、「7.1.4.2(1) 有効性評価の方法」に示すとおり、MAAPが事象初期の原子炉格納容器圧力及び温度への適用性が低いことが理由である。事象初期の推移については、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・MAAPによる解析では、大破断LOCAの事象初期の適用性が低いため事象初期は設計基準事故の評価結果を参照する（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（変換誤差の反映）</p> <p>【大阪】 解析結果の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は既許可の設置変更許可申請書の記載値の桁数が多い</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 【大阪】 設計の相違 【高浜】 記載方針の相違 ・泊及び大阪は大破断LOCAを想定しており、MAAPが事象初期の適用性が低いことから記載を追加</p> <p>【大阪】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>評価しており、事象初期の最高圧力0.308MPa[gage]、最高温度は132℃である。したがって、有効性評価において確認された最高圧力0.41MPa[gage]及び最高温度140℃を下回る。</p> <p>(添付資料2.7.3)</p> <p>事象発生の約37分後に再循環運転に切り替え、その後も炉心の冷却を継続することにより、原子炉は低温停止状態に移行し、安定停止状態に至る。また、第2.4.14図及び第2.4.15図に示すとおり、事象発生の約24時間後においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.4.5)</p> <p>なお、格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場合には、格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。</p>	<p>事象発生の約7.0時間後に原子炉は高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。また、第2.4.2.10図及び第2.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約32時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.4.6)</p> <p>なお、格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場合には、格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。</p>	<p>評価しており、事象初期の最高圧力約0.241MPa[gage]、最高温度は約124℃である。したがって、有効性評価において確認された最高圧力約0.360MPa[gage]及び最高温度約135℃を下回る。</p> <p>(添付資料7.1.4.3)</p> <p>事象発生の約42分後に再循環運転に切り替え、その後も炉心の冷却を継続することにより、原子炉は低温停止状態に移行し、安定停止状態に至る。また、第7.1.4.13図及び第7.1.4.14図に示すとおり、事象発生の約45時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.4.6)</p> <p>なお、原子炉格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>【高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（1ページ参照）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（記載方針の相違） 記載の反映</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等</p>	<p>2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等</p>	<p>7.1.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実証の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実証の反映）</p> <p>・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実証の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p>	<p>の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.4.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（標準値）及び破断口径、並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p>	<p>の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、破断口径及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違 ・泊ではCV自由体積は事象進展に優位な影響を与えると考えられるため影響評価を実施（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p>	<p>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与える。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始時間が変動する。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p> <p>燃料取替用水タンク水量を最確値とした場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再</p>	<p>流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器自由体積を最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違 ・泊ではCV自由体積は事象進展に優位な影響を与えると考えられるため影響評価を実施（伊方と同様）</p> <p>【高浜】 解析条件の相違 ・泊・大阪は大破断LOCAを選定しており、破断口径の変動は破断口径が小さくなる側のみとなる（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかし、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却に影響はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内にわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかし、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却に影響はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与えることから、破断口径を約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とした場合と、破断口径を約0.15m（以下「6インチ破断」という。）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.4.3.1図及び第2.4.3.2図に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>事象発生直後の短期応答については、破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳</p>	<p>機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかし、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却に影響はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器自由体積を最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(大阪と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違 ・差異理由は前述のとおり(15 ページ参照)</p> <p>【高浜】 解析条件の相違 ・差異理由は前述のとおり(14 ページ参照)</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>しくなる。その後、1次冷却材圧力が低下することから高圧注入流量が増加し、また、低圧注入も作動することから炉心冷却が進む。その結果、4インチ破断の場合よりも原子炉格納容器圧力及び温度が低く推移する。</p> <p>長期応答については、破断口径が比較的大きいことから再循環運転への切替えが早くなり、再循環流量も多いことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進され、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチの場合を下回る。</p> <p>ii. 4インチ破断</p> <p>事象初期の破断流量は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇も中間的な応答を示すが、破断流量の減少及びヒートシンクによる吸熱により圧力及び温度の上昇が抑制される。その後、ECCS再循環切替により比較的高温の格納容器再循環サンプル水が炉心注水されることにより原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇するが、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により原子炉格納容器圧力及び温度は低下に転じる。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>事象発生直後の短期応答については、破断口径が比較的小さいことから事象初期の破断流量が少なく、また、蒸気発生器2次側による除熱が相対的に長く継続する。ヒートシンクによる吸熱も緩やかに継続することから、原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。</p> <p>長期応答については、破断口径が比較的小さいことから、再循環運転への切替えが遅くなり、再循環流量も少ないことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されず、原子炉格納容器圧力及び温度は高く推移する。一方、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、結果として原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチ破断の</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値（1基当たりの除</p>	<p>場合を下回る。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向 破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なく原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。その後、長期的には再循環流量が比較的少なく格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されにくくなるが、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は緩和される傾向となる。</p> <p>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向 破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、長期的には再循環流量が比較的多く格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されることから、原子炉格納容器圧力及び温度が緩和される傾向となる。</p> <p>(添付資料2.4.1)</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>燃料取替用水タンク水量を最確値とした場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内におわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性として、粗</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(大阪と同様)</p> <p>【大阪、高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約13.0MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.4.16図及び第2.4.17図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に開始する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により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料2.4.6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、第2.4.4図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確</p>	<p>(1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃、約6.6MW～約11.7MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.4.3.3図及び第2.4.3.4図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に開始する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により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料2.4.7)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、第2.4.1.4図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確</p>	<p>フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃、約4.4MW～約7.6MW)した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.4.15図及び第7.1.4.16図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に開始する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により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料7.1.4.7)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間として、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、格納容器内自然対流冷却の準備操作は原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する前にあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も少ない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却は、実態の操</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は粗フィルタを取り外した状態で感度解析を実施しているため、感度解析における評価条件を明確化する(伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違(女川実態の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違(女川実態の反映)</p> <p>【大阪、高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>かさによって事象進展が緩やかになることで、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>また、破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>さらに、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって格納容器内自然対流冷却の操作開始が早くなる場合は、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第2.4.18図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、約13時間の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>かさによって事象進展が緩やかになることで、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度が変動するため、操作開始時間が変動するが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>さらに、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって格納容器内自然対流冷却の操作開始が早くなる場合は、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第2.4.3.5図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、約6時間の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>また、破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>さらに、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって格納容器内自然対流冷却の操作開始が早くなる場合は、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却について、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第7.1.4.17図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に到達するのが最高使用圧力到達から約8.5時間後であり、最高使用圧力の2倍に到達する前までに格納容器内自然対流冷却を実施できれば、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍を下回り評価項目を満足することから、時間余裕がある。</p>	<p>評価方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(添付資料2.4.7)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料2.4.8)</p>	<p>(添付資料2.4.8)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料2.4.9)</p>	<p>(添付資料7.1.4.8)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.1.4.9)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実況の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実況の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ビット（1,860m³：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ビット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ビットへの補給は不要である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源</p>	<p>2.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員118名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水タンク（1,600m³：有効水量）を水源とする充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に到達後、再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源</p>	<p>7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、重大事故等対策時ににおける必要な要員は、「7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ビット（1,700m³：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ビット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ビットへの補給は不要である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川） 誤植の反映</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川） 誤植の反映</p> <p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・泊発電所3号炉評価のためインプラトでの評価である大阪、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・燃料取替用水ビット（タンク）の有効水量の相違 ・燃料取替用水ビット（タンク）の切替水位設定の差異</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川） 誤植の反映</p> <p>【大阪、高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7kℓの重油が必要となる。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約450.9kℓの重油が必要となる。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約2.8kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約453.7kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵量の合計油量(460kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料2.1.12)</p>	<p>想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kℓの軽油が必要となる。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7.4kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約534.5kℓ）。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料7.1.4.10)</p>	<p>記載表現の相違(女川実録の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・油の種類として泊は軽油を使用するが、大阪、高浜は重油を使用する</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実録の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実録の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯油槽容量の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実録の反映)</p> <p>・緊急所及び蓄電池の評価結果についても記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、長期対策として高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、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を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的に安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策委員は、本事故シーケンスグループにお</p>	<p>2.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、長期対策として高圧注入系及び低圧注入系による再循環運転並びに格納容器内自然対流冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、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を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的に安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策委員は、本事故シーケンスにおける重大</p>	<p>7.1.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、安定状態に向けた対策として高圧注入系による高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、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を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じず、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実証の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（1ページ参照）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（1ページ参照）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実証の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実証の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実証の反映）</p> <p>【大阪、高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。 また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、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、高圧注入系による高圧再循環運転等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>記載表現の相違（女川実装の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実装の反映） ・具体的に炉心損傷防止対策を記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文章内で重複する表現のため記載していない（伊方と同様）</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

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

大飯発電所3/4号炉

第2.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	事故設備	対策設備	計装設備
a. フラントトリップの確認	・ 警報の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母管及び常用母管の電圧を確認し、所内電圧及び外部電圧喪失の有無を確認する。	-	-	出力側配管中性束 中間配管中性束 中性子源配管中性束
b. 安全注入システム動作状況の確認	・ 安全注入システム警報により非常用中心冷却動作開始信号が復し、安全注入システムが作動していることを確認する。	燃料取扱用水ポンプ 冷却水ポンプ 蓄圧注入ポンプ	-	冷却水ポンプ流量 燃料取扱用水ポンプ水位 1次冷却材圧力
c. 蓄圧注入系動作の確認	・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力
d. 1次冷却材の漏えいの判断	・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器内循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力(広域) 格納容器内温度 格納容器内高圧レンジエアモニタ(高圧レンジ) 格納容器内高圧レンジエアモニタ(低圧レンジ) 格納容器内循環サンプ水位(広域) 格納容器内循環サンプ水位(狭域)
e. 格納容器スプレッド機能喪失の判断	・ 格納容器圧力(広域)計器が160kPa以上かつ格納容器スプレッド機能喪失の判断を行う。 ・ 安全注入システム警報により非常用中心冷却動作開始信号が復し、安全注入システムが作動していることを確認する。	-	-	格納容器圧力(広域) AM用格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取扱用水ポンプ水位 格納容器内循環サンプ水位(広域) 格納容器内循環サンプ水位(狭域)

【1】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

高浜発電所3/4号炉

第2.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	事故設備	対策設備	計装設備
a. フラントトリップの確認	・ 警報の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母管及び常用母管の電圧を確認し、所内電圧及び外部電圧喪失の有無を確認する。	-	-	出力側配管中性束 中間配管中性束 中性子源配管中性束
b. 安全注入システム動作状況の確認	・ 安全注入システム警報により非常用中心冷却動作開始信号が復し、安全注入システムが作動していることを確認する。	燃料取扱用水ポンプ 冷却水ポンプ 蓄圧注入ポンプ	-	冷却水ポンプ流量 燃料取扱用水ポンプ水位 1次冷却材圧力
c. 1次冷却材の漏えいの判断	・ 加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ、格納容器内循環サンプ水位の上昇、及び格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力(広域) 格納容器内温度 格納容器内高圧レンジエアモニタ(高圧レンジ) 格納容器内高圧レンジエアモニタ(低圧レンジ) 格納容器内循環サンプ水位(広域) 格納容器内循環サンプ水位(狭域)
d. 蓄圧注入系動作の確認	・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力
e. 格納容器スプレッド機能喪失の判断	・ 格納容器圧力(広域)計器が160kPa以上かつ格納容器スプレッド機能喪失の判断を行う。	-	-	格納容器圧力(広域) 格納容器内温度 格納容器内高圧レンジエアモニタ(高圧レンジ) 格納容器内高圧レンジエアモニタ(低圧レンジ) 格納容器内循環サンプ水位(広域) 格納容器内循環サンプ水位(狭域)

【1】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

泊発電所3号炉

第2.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	事故設備	対策設備	計装設備
a. フラントトリップの確認	・ 警報の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母管及び常用母管の電圧を確認し、所内電圧及び外部電圧喪失の有無を確認する。	-	-	出力側配管中性束 中間配管中性束 中性子源配管中性束
b. 安全注入システム動作状況の確認	・ 安全注入システム警報により非常用中心冷却動作開始信号が復し、安全注入システムが作動していることを確認する。	燃料取扱用水ポンプ 冷却水ポンプ 蓄圧注入ポンプ	-	冷却水ポンプ流量 燃料取扱用水ポンプ水位 1次冷却材圧力
c. 1次冷却材の漏えいの判断	・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器内循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力(広域) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高圧レンジエアモニタ(高圧レンジ) 格納容器内高圧レンジエアモニタ(低圧レンジ) 格納容器内循環サンプ水位(広域) 格納容器内循環サンプ水位(狭域)
d. 蓄圧注入系動作の確認	・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力(広域)
e. 格納容器スプレッド機能喪失の判断	・ 原子炉格納容器圧力指示が160kPa以上かつ格納容器スプレッド機能喪失の判断を行う。	-	-	B-1格納容器スプレッド冷却器 出力側配管(AM用) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取扱用水ポンプ水位 格納容器内循環サンプ水位(広域) 格納容器内循環サンプ水位(狭域)

【1】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備(緑字は期待しない)

相違理由

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

【大飯、高浜】
 記載方針の相違(女川表紙の反映)
 ・ 泊でも女川同様、重大事故等対策設備(設計基種の)の分類を導入する予定であり、整理出来次第、有効性評価へ反映する

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）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

第 2.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

判断及び操作	手順	装置設備	可動設備	計装設備
1. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	・長期対策として、高圧注入系による再循環運転及びA、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	格納容器再循環ポンプ 格納容器再循環ポンプスクリーン 高圧注入ポンプ A、D格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ	蒸発タンク（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット） スロロリー/出口流量（S/A）用 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 高圧注入流量 1 冷却材再循環温度（広域） 1 冷却材再循環温度（広域）	格納容器内温度 格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット） スロロリー/出口流量（S/A）用 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 高圧注入流量 1 冷却材再循環温度（広域） 1 冷却材再循環温度（広域）

【 1 】は有効性評価上維持しない重大事故等対策設備

第 2.4.1.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

判断及び操作	手順	装置設備	可動設備	計装設備
1. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	・長期対策として、高圧注入系及び低圧注入系による再循環運転及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	格納容器再循環ポンプ 格納容器再循環ポンプスクリーン 高圧注入ポンプ 低圧注入ポンプ A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ	蒸発タンク（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット） スロロリー/出口流量（S/A）用 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 高圧注入流量 1 冷却材再循環温度（広域） 1 冷却材再循環温度（広域）	格納容器内温度 格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット） スロロリー/出口流量（S/A）用 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 高圧注入流量 1 冷却材再循環温度（広域） 1 冷却材再循環温度（広域）

【 1 】は有効性評価上維持しない重大事故等対策設備

第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（3/3）

判断及び操作	手順	装置設備	可動設備	計装設備
1. 格納容器内自然対流冷却	・C、D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の確保が完了すれば、連水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。	C、D-格納容器再循環ユニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク C、D-原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可動型蒸発ガスポンプ	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力（可動型） 可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット）入口温度/出口流量
1. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	・高圧注入系による高圧再循環運転及びC、D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	格納容器再循環ポンプ 高圧注入ポンプ C、D-格納容器再循環ユニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク C、D-原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可動型蒸発ガスポンプ	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力（AM用） 可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット）入口温度/出口流量 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 1 冷却材再循環温度（広域） 高圧注入流量 1 冷却材再循環温度（広域） 1 冷却材再循環温度（広域）

※：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの
 【 1 】：重大事故等対策設備（設計基準喪失）

相違理由

【大飯、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対策設備」の記載、名称が異なる
 【大飯、高浜】
 記載箇所の相違
 ・油の「格納容器内自然対流冷却」は、大飯、高浜は前表に記載
 【大飯、高浜】
 記載方針の相違（女川表紙の反映）
 ・油でも女川同様、重大事故等対策設備（設計基準喪失）の分類を専入する予定であり、形態は油対策、有効性評価へ反映する

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）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% \times 3.411 MW \times 1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃
炉心相違熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
緊急発生率	5%
2次側保有水量 (初期)	1.1(基本タリ)
原子炉格納容器 自由体積	72.600m ³
起停事象	大飯炉LOCA 破断位置：低圧配管 破断口径：完全両端破断
安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環装置及び 格納容器スプレイ注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
事故条件	

高浜発電所3 / 4号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% \times 4.652 MW \times 1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃
炉心相違熱	FP、日本原子力学会推奨 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
緊急発生率	4%
2次側保有水量 (初期)	1.1(基本タリ)
原子炉格納容器 自由体積	67.400m ³
起停事象	中飯炉LOCA 破断位置：低圧配管 破断口径：約0.1m (ゲインチ)
安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
事故条件	

泊発電所3号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	MAP
炉心熱出力 (初期)	100% \times 4.652 MW \times 1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)
1次冷却材平均温度 (初期)	304.6+2.2℃
炉心相違熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
緊急発生率	5%
2次側保有水量 (初期)	1.1(基本タリ)
原子炉格納容器 自由体積	65.300m ³
起停事象	大飯炉LOCA 破断位置：低圧配管 破断口径：完全両端破断
安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環装置及び 格納容器スプレイ注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
事故条件	

相違理由

【大飯、高浜】
 設計の相違
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

【大飯、高浜】
 名称等の相違

【大飯、高浜】
 記載方針の相違

・泊は「ヒートシフト」も主要解析条件と判断して記載し、不確かさの影響評価も実施(伊方と同様)

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉		高浜発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
<p>第 2.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 (大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗) (2/3)</p>							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa(gage)) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限値を設定、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。		原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa(gage)) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限値を設定、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa(gage)) (応答時間 0 秒)	標準的に設計基準事故の評価においている非常用炉心冷却設備作動限値を考慮し、非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。		非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.38MPa(gage)) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動限値を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。	
補助給水ポンプ	最大注入特性 (2 台) 高圧注入特性: 0m ³ /h~約 3600m ³ /h 0MPa(gage)~約 15.53MPa(gage) (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 2,500m ³ /h, 0MPa(gage)~約 1.53MPa(gage))	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の摩擦抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。		補助給水ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 4290m ³ /h, 0MPa(gage)~約 19.4MPa(gage) (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 1,730m ³ /h, 0MPa(gage)~約 1.2MPa(gage))	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の摩擦抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。	
	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定常運転時間に余裕を考慮して設定。			非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定常運転時間に余裕を考慮して設定。	
	370m ³ /h (蒸気発生器 4 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン駆動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全容量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー-流量除く) を仮定) に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。			280m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン駆動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全容量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー-流量除く) を仮定) に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。	
<p>第 2.4.2.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 (中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗) (2/3)</p>							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa(gage)) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限値を設定、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。		原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa(gage)) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限値を設定、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.38MPa(gage)) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動限値を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。		非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.38MPa(gage)) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動限値を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。	
補助給水ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 4290m ³ /h, 0MPa(gage)~約 19.4MPa(gage) (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 1,730m ³ /h, 0MPa(gage)~約 1.2MPa(gage))	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の摩擦抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。		補助給水ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 3600m ³ /h, 0MPa(gage)~約 15.53MPa(gage)) (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 2,500m ³ /h, 0MPa(gage)~約 1.53MPa(gage))	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の摩擦抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。	
	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定常運転時間に余裕を考慮して設定。			非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定常運転時間に余裕を考慮して設定。	
	280m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン駆動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全容量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー-流量除く) を仮定) における場合の注水流量から設定。			150m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン駆動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全容量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー-流量除く) を仮定) における場合の注水流量から設定。	
<p>第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 (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喪失) (2/3)</p>							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa(gage)) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限値を設定、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。		原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa(gage)) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限値を設定、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.38MPa(gage)) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動限値を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。		非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.38MPa(gage)) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動限値を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。	
補助給水ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 3600m ³ /h, 0MPa(gage)~約 15.53MPa(gage)) (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 2,500m ³ /h, 0MPa(gage)~約 1.53MPa(gage))	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の摩擦抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。		補助給水ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 4290m ³ /h, 0MPa(gage)~約 19.4MPa(gage) (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 1,730m ³ /h, 0MPa(gage)~約 1.2MPa(gage))	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の摩擦抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。	
	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定常運転時間に余裕を考慮して設定。			非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定常運転時間に余裕を考慮して設定。	
	150m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン駆動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全容量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー-流量除く) を仮定) における場合の注水流量から設定。			280m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン駆動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全容量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー-流量除く) を仮定) における場合の注水流量から設定。	
<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる。 【大飯、高浜】 名称等の相違</p>							

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

第 2.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
 (大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイムラグが増え、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事象シナリオと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少なすぎると、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーの減少方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事象シナリオと同様に最低の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用ピット水位低到達時(3号炉:13.5%、4号炉:16%であり前循環切替までに炉心に注水される水量は同一)2基	再循環切替を行う燃料取替用ピット水位として設定。
格納容器再循環ユニット	格納特性 100℃:約165℃ 約4.1MW/約1.5MW (1基当たり)	設計値より小さい値を設定。
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開始	原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉格納冷却水サージタンクの冷却開始後、中央制御室での格納容器内自然対流冷却の開始操作開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。

第 2.4.2.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
 (中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイムラグが増え、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事象シナリオと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少なすぎると、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事象シナリオと同様に最低の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用ピット水位低(10%)到達	再循環切替を行う燃料取替用ピット水位として設定。 燃料取替用ピット水位については標準値として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃:約165℃ 約4.1MW/約1.5MW (1基当たり)	標準値として設計値より小さい値を設定。
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開始	原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉格納冷却水サージタンクの冷却開始後、中央制御室での格納容器内自然対流冷却の開始操作開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。

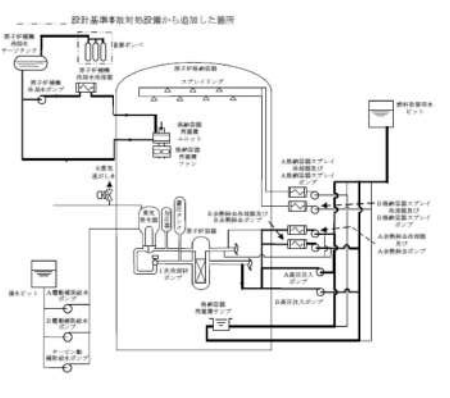
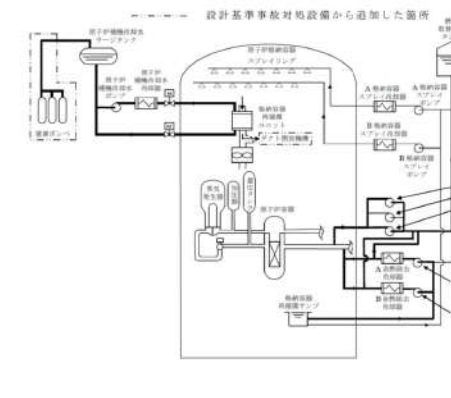
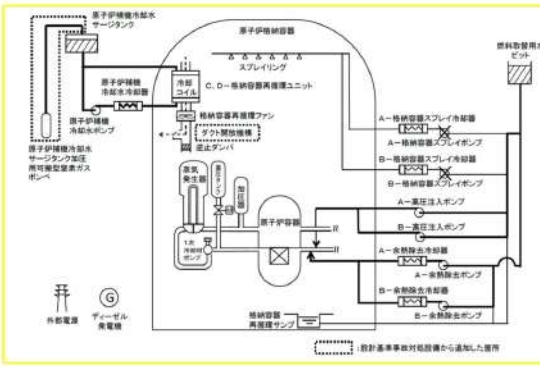
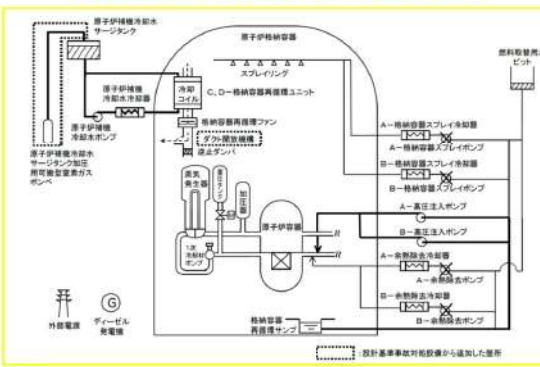
第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
 (大破断LOCA時+低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失する事故) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイムラグが増くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事象シナリオと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少なすぎると、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事象シナリオと同様に最低の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用ピット水位低(16.5%)到達 2基	再循環切替を行う燃料取替用ピット水位として設定。
格納容器再循環ユニット	格納特性 100℃:約165℃ 約3.6MW/約1.5MW (1基当たり)	相対的な値を設定。
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開始	原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉格納冷却水サージタンクの冷却開始後、中央制御室での格納容器内自然対流冷却の開始操作開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。

相違理由
<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は剛解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」記載が一部異なる 【大飯、高浜】 名称等の相違</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第 2.4.1.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (低圧注入、高圧注入及び格納容器内自然対流冷却)</p>  <p>第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却)</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川 図説の反映）</p> <p>・対応手段に対応した機 略系統図とし、図のタ イトルで識別</p> <p>・外部電源、ディーゼ ル発電機を追記</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設計判定業務対応 運転員が検知する手続については、当該炉の運転状況が影響を及ぼすため、原子炉格納容器の除熱機能喪失の発生、運転員は事故発生後約10分程度で予備対応により、必要に応じて必要な対応を実施することとする。</p> <p>設計判定業務対応 運転員が検知する手続については、当該炉の運転状況が影響を及ぼすため、原子炉格納容器の除熱機能喪失の発生、運転員は事故発生後約10分程度で予備対応により、必要に応じて必要な対応を実施することとする。</p>	<p>設計判定業務対応 運転員が検知する手続については、当該炉の運転状況が影響を及ぼすため、原子炉格納容器の除熱機能喪失の発生、運転員は事故発生後約10分程度で予備対応により、必要に応じて必要な対応を実施することとする。</p> <p>設計判定業務対応 運転員が検知する手続については、当該炉の運転状況が影響を及ぼすため、原子炉格納容器の除熱機能喪失の発生、運転員は事故発生後約10分程度で予備対応により、必要に応じて必要な対応を実施することとする。</p>	<p>(大阪・高浜同様に判定プロセスを新たな図として作成する方向で検討中)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違： ・事象判定プロセスを第7.1.4.2図に含めている（川内と同様）</p>
<p>第 2.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（1/2）</p>	<p>第 2.4.1.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（1/2）</p>		

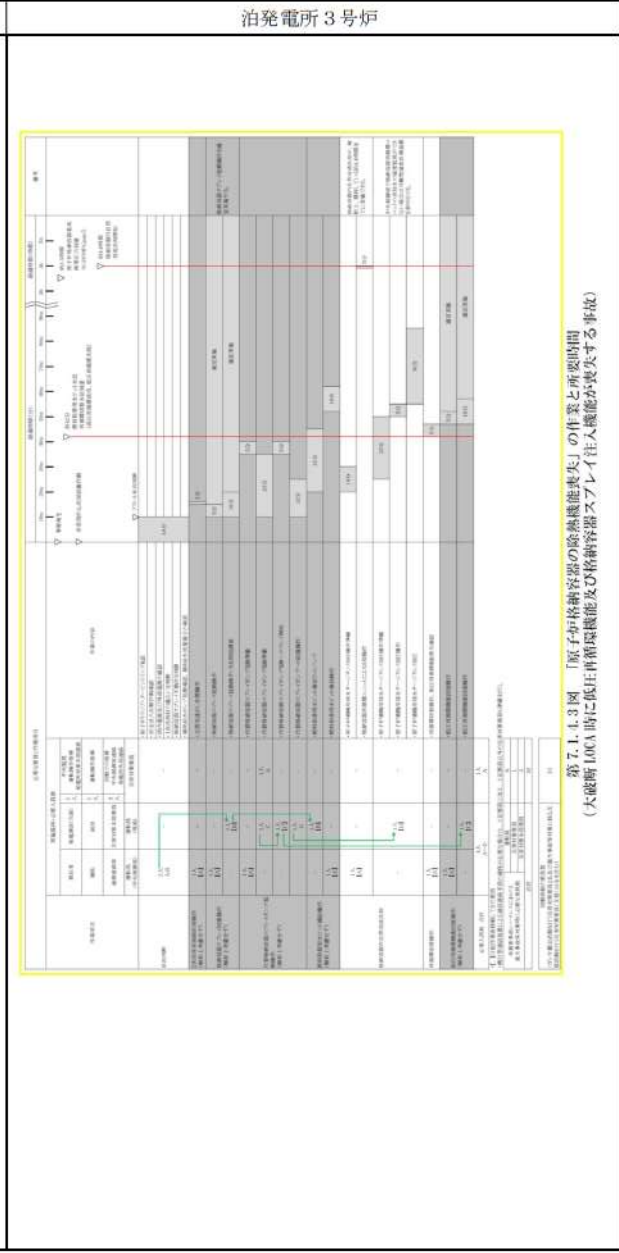
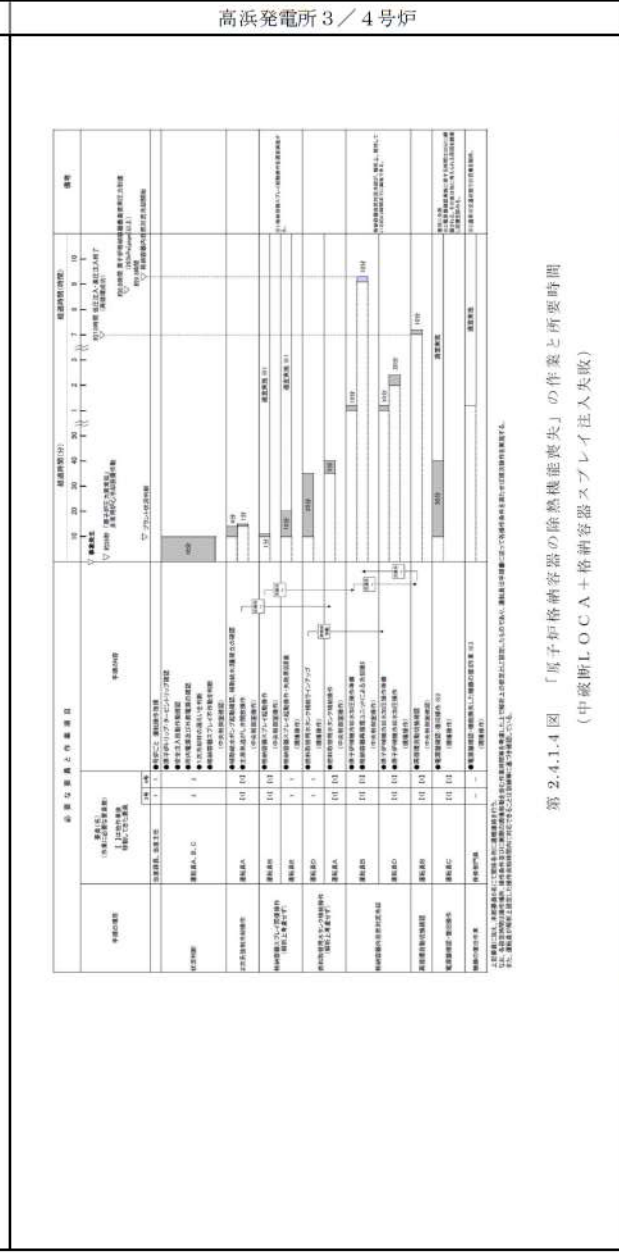
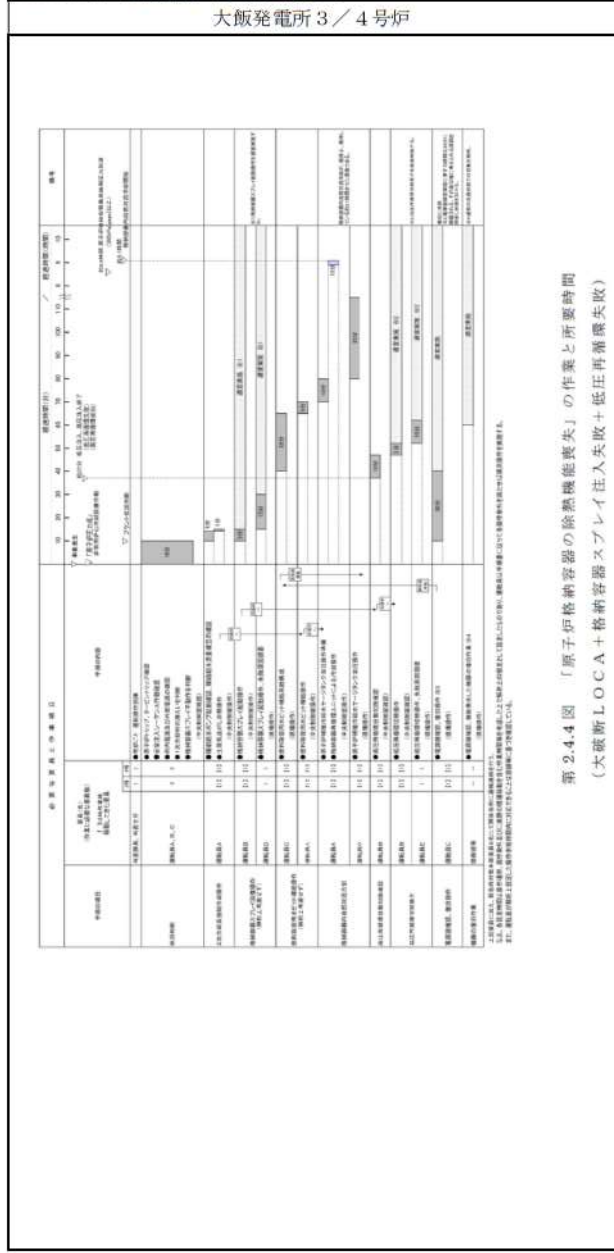
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設計作業要約記 運転員が使用する手順については、最終策の判断項目が記載されており、原子力発電所において適用が難しい場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>① 主蒸気圧力低下 主蒸気圧力が低下した場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>② 炉心温度 炉心温度が337℃以上及びDVG内シグナリフモニタ1×10⁴μS/h以上の場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>③ ECC注入動作 ECC注入動作が完了した場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>④ 炉心温度 炉心温度が337℃以上及びDVG内シグナリフモニタ1×10⁴μS/h以上の場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p>	<p>設計作業要約記 運転員が使用する手順については、最終策の判断項目が記載されており、原子力発電所において適用が難しい場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>① 主蒸気圧力低下 主蒸気圧力が低下した場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>② 炉心温度 炉心温度が337℃以上及びDVG内シグナリフモニタ1×10⁴μS/h以上の場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>③ ECC注入動作 ECC注入動作が完了した場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p> <p>④ 炉心温度 炉心温度が337℃以上及びDVG内シグナリフモニタ1×10⁴μS/h以上の場合、運転員は事故後対応策の1つとして以下の対応プロセスを2つ以上の事故発生判別し、必要な対応を実施することがある。</p>	<p>(大阪・高浜同様に判定プロセスを新たな図として作成する方向で検討中)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違： ・事象判定プロセスを第7.1.4.2図に含めている（川内と同様）</p>
<p>第2.4.2図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（2/2）</p>	<p>第2.4.1.2図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）（2/2）</p>		

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

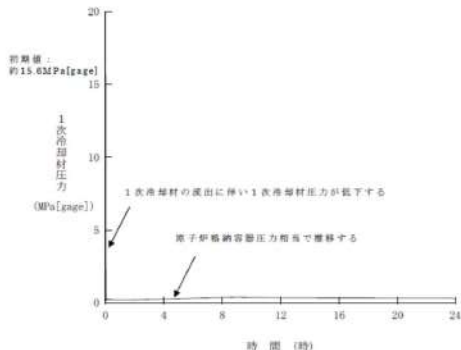
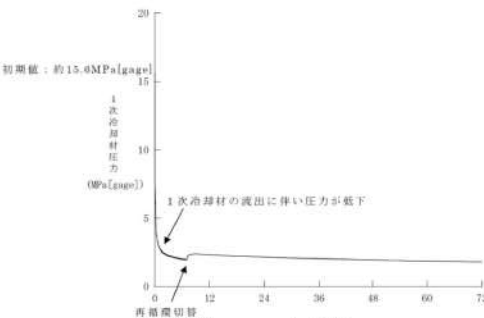
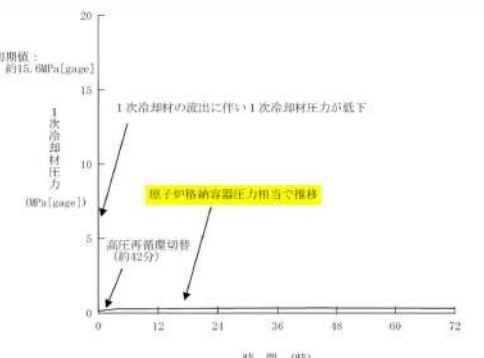
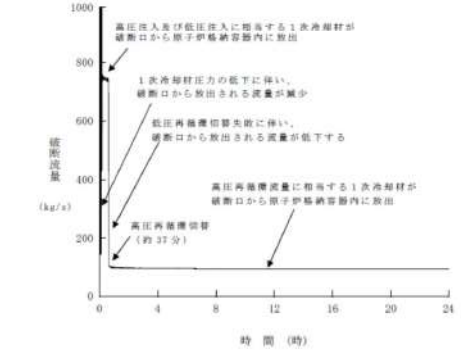
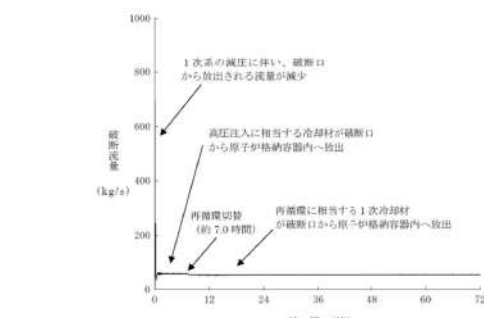
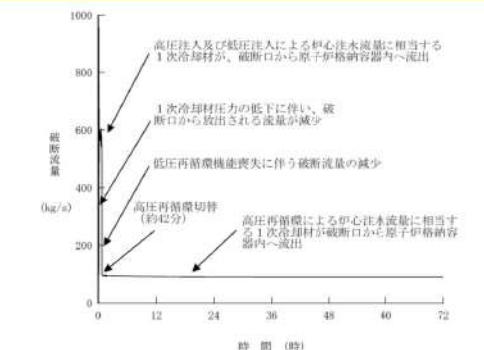


相違理由

- 【大飯、高浜】
 記載方針の相違（女川
 事故の反映）
 ・運転員を中央制御室
 と現場に分けて記載
 ・艇航士考慮しない作
 業を色分けして記載
- 【大飯、高浜】
 設計の相違
 解析結果の相違
- 【大飯、高浜】
 名称等の相違

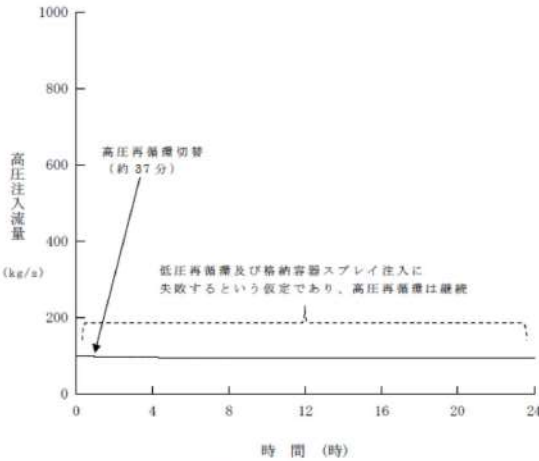
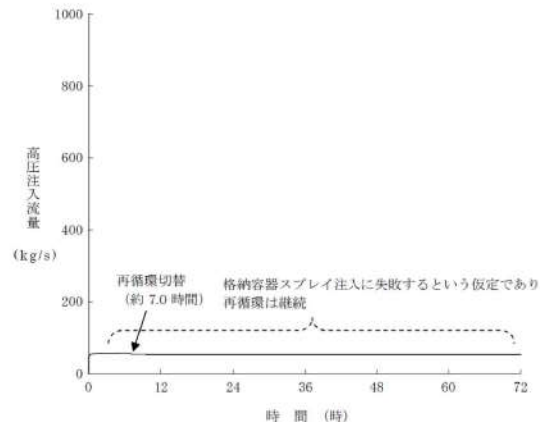
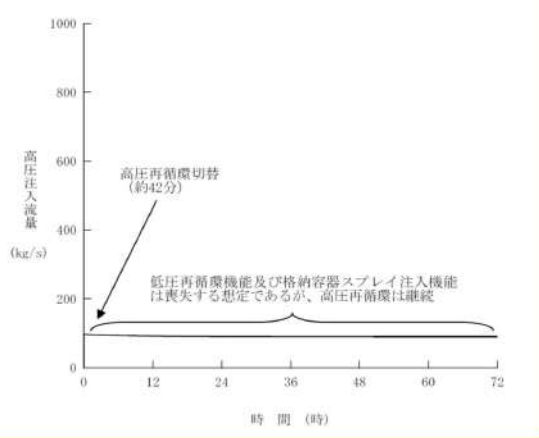
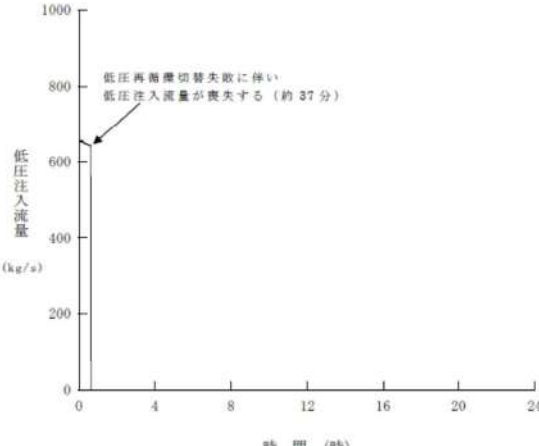
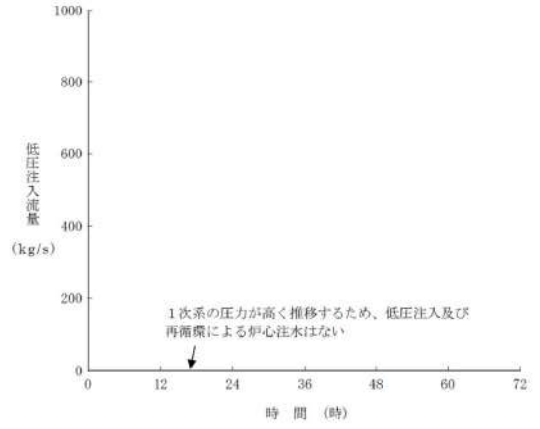
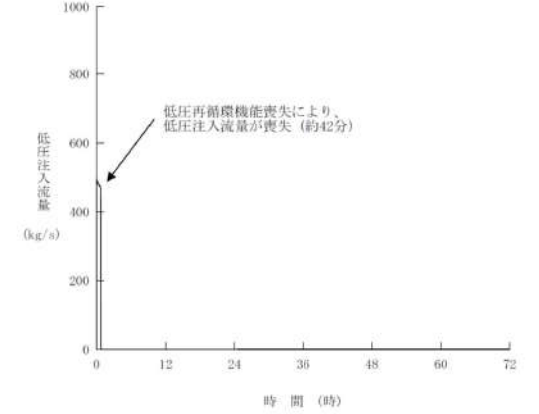
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>初期値：約15.0MPa[gage] 1次冷却材の流出に伴い1次冷却材圧力が低下する 原子炉格納容器圧力相当で推移する</p> <p>第 2.4.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	 <p>初期値：約15.0MPa[gage] 1次冷却材の流出に伴い圧力が低下</p> <p>第 2.4.2.1 図 1次冷却材圧力の推移*</p>	 <p>初期値：約15.0MPa[gage] 1次冷却材の流出に伴い1次冷却材圧力が低下 原子炉格納容器圧力相当で推移 高圧再循環切替 (約42分)</p> <p>第 7.1.4.4 図 1次冷却材圧力の推移*</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA のため、1次冷却材圧力が急激に低下する（大阪と同様）</p>
 <p>高圧注入及び低圧注入に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出 1次冷却材圧力の低下に伴い、破断口から放出される流量が減少 低圧再循環切替失敗に伴い、破断口から放出される流量が低下する 高圧再循環流量に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出 高圧再循環切替 (約37分)</p> <p>第 2.4.6 図 破断流量の推移*</p> <p>※：事象初期の応答については、添付資料 2.4.9 参照</p>	 <p>1次高の減圧に伴い、破断口から放出される流量が減少 高圧注入に相当する冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出 再循環切替 (約7.0時間) 再循環に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</p> <p>第 2.4.2.2 図 破断流量の推移*</p> <p>※：事象初期の応答については、添付資料 2.4.10 参照</p>	 <p>高圧注入及び低圧注入による炉心注水流量に相当する1次冷却材が、破断口から原子炉格納容器内へ放出 1次冷却材圧力の低下に伴い、破断口から放出される流量が減少 低圧再循環機能喪失に伴う破断流量の減少 高圧再循環切替 (約42分) 高圧再循環による炉心注水流量に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</p> <p>第 7.1.4.5 図 破断流量の推移*</p> <p>※：事象初期の応答については、添付資料 7.1.4.11 参照</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA で破断口径が大きい^①ため、破断流量が高めに推移する（大阪と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.4.7 図 高压注入流量の推移</p>	 <p>第 2.4.2.3 図 高压注入流量の推移</p>	 <p>第 7.1.4.6 図 高压注入流量の推移</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は1次冷却材圧力等の差異により高压注入流量が高めに推移する（大阪と同様）</p>
 <p>第 2.4.8 図 低压注入流量の推移</p>	 <p>第 2.4.2.4 図 低压注入流量の推移</p>	 <p>第 7.1.4.7 図 低压注入流量の推移</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は低压再循環機能喪失を想定しているため、再循環切替時に低压注入流量が喪失する（大阪と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>再冠水開始（約38秒） 再冠水後は炉心は冠水状態を維持している。なお、コード特性上、原子炉容器内水位は、原子炉容器入口ノズル下端部が上昇値となる。</p> <p>炉心上端 炉心下端</p> <p>MAASPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。</p> <p>*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示 時間（時）</p> <p>第 2.4.9 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>コード上、原子炉容器入口ノズル下端部までの水位を模擬しており、事象初期から炉心は冠水状態を維持している</p> <p>炉心上端 炉心下端</p> <p>*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示 時間（時）</p> <p>第 2.4.2.5 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>再冠水開始（約39秒） 事象初期から炉心は冠水状態を維持している。なお、コード特性上、原子炉容器内水位は、原子炉容器入口ノズル下端部が上昇値となる。</p> <p>炉心上端 炉心下端</p> <p>MAASPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。（詳細は添付資料7.1.4.3参照）</p> <p>*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示 時間（時）</p> <p>第 7.1.4.8 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 解析結果の相違 ・MAAPによる解析では、大破断LOCAの事象初期の適用性が低いため設計基準事故の結果を引用している（大飯と同様）</p>
<p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>燃料被覆管最高温度：約984℃（約6秒） 燃料被覆管温度：約560℃（約240秒） 燃料被覆管の酸化量：約0.4% 非常用炉心冷却設備からの冷却水注水により燃料被覆管温度は低下</p> <p>MAASPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。その詳細結果から、燃料被覆管温度は、1,200℃を超えることはない。</p> <p>*：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度の最高点を示す 時間（時）</p> <p>第 2.4.10 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値：約340℃</p> <p>燃料被覆管最高温度：約1,044℃（約101秒） 燃料被覆管温度：約860℃（約240秒） 燃料被覆管の酸化量：約0.6% 非常用炉心冷却設備からの冷却水注水により燃料被覆管温度は低下</p> <p>MAASPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。（詳細は添付資料7.1.4.3参照）</p> <p>*：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度の最高点を示す 時間（時）</p> <p>第 2.4.2.6 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値：約340℃</p> <p>燃料被覆管最高温度：約1,044℃（約101秒） 燃料被覆管温度：約860℃（約240秒） 燃料被覆管の酸化量：約0.6% 非常用炉心冷却設備からの冷却水注水により燃料被覆管温度は低下</p> <p>MAASPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。（詳細は添付資料7.1.4.3参照）</p> <p>*：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度の最高点を示す 時間（時）</p> <p>第 7.1.4.9 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・MAAPによる解析では、大破断LOCAの事象初期の適用性が低いため設計基準事故の結果を引用している（大飯と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.4.11 図 原子炉格納容器外周部水量の推移</p>	<p>第 2.4.2.7 図 格納容器最下階領域水量の推移</p>	<p>第 7.1.4.10 図 格納容器最下階領域水量の推移</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA であり破断流量も 大きいため、早期に 格納容器最下階領 域の水量が多くな る（大阪と同様）</p>
<p>第 2.4.12 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移</p>	<p>第 2.4.2.8 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移</p>	<p>第 7.1.4.11 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA で注入流量も大き いため再循環切替 時間が異なるため、 高浜とはサンプル水 温度の挙動が異な る（大阪と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.4.13 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移</p>	<p>第 2.4.2.9 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移</p>	<p>第 7.1.4.12 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・主に格納容器再循環ユニットの除熱特性（泊：3.6MW～6.5MW、高浜 1.9MW～8.1MW、大飯：4.1MW～11.2MW）及び格納容器内自然対流冷却の開始時間の相違により除熱量の推移が異なる</p>

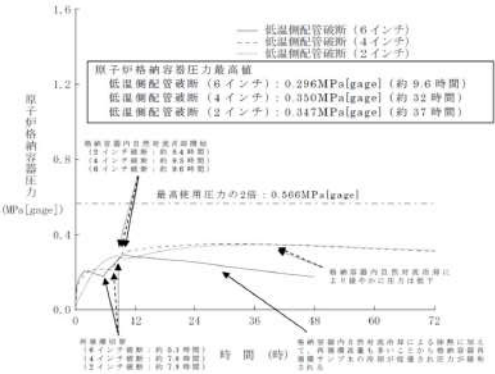
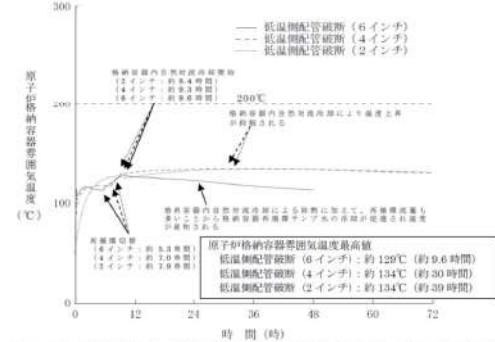
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 2.4.2.10 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.1.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・再循環ユニットの除熱特性の相違により、泊・高浜は格納容器内自然対流冷却開始後も圧力が上昇しある時間から低下傾向となるが、大阪は開始後速やかに圧力が低下する</p>
<p>第 2.4.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 2.4.2.11 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・再循環ユニットの除熱特性の相違により、泊・高浜は格納容器内自然対流冷却開始後も温度が上昇しある時間から低下傾向となるが、大阪は開始後速やかに温度が低下する</p>

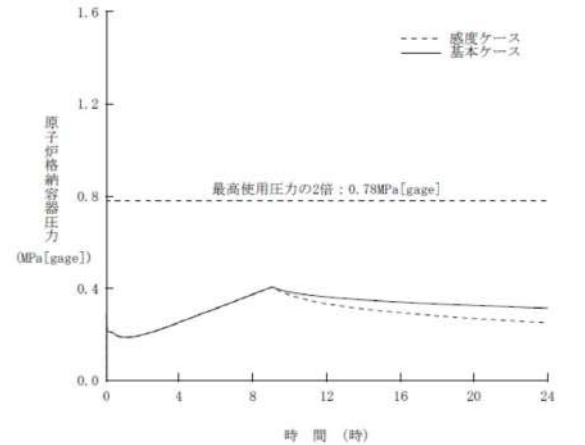
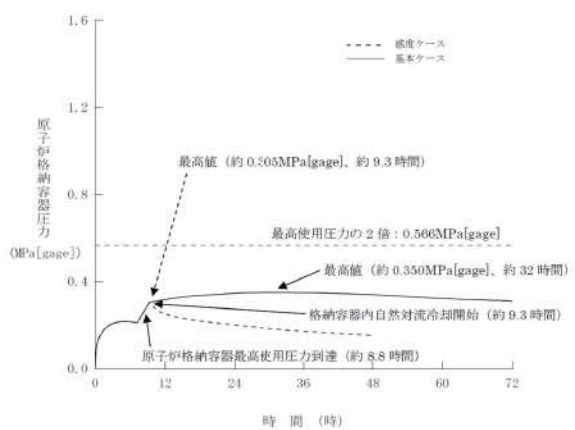
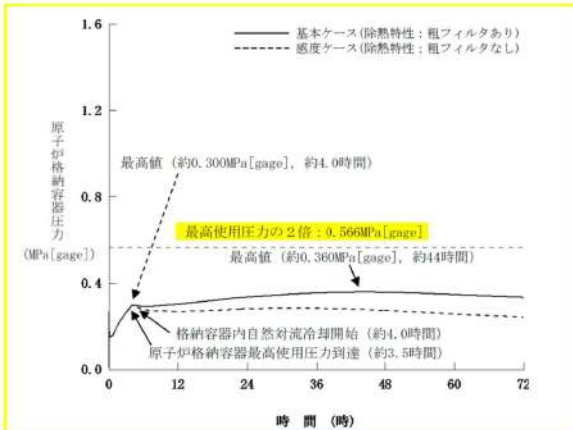
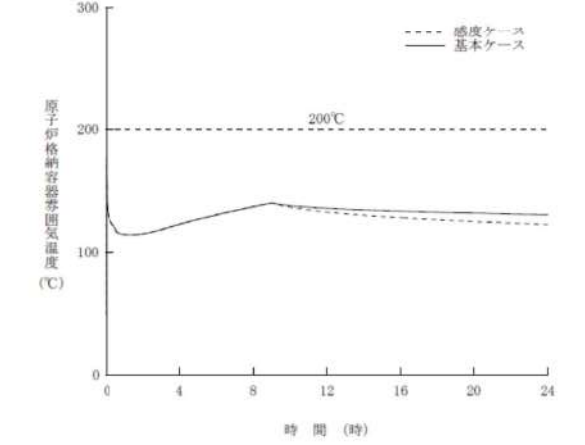
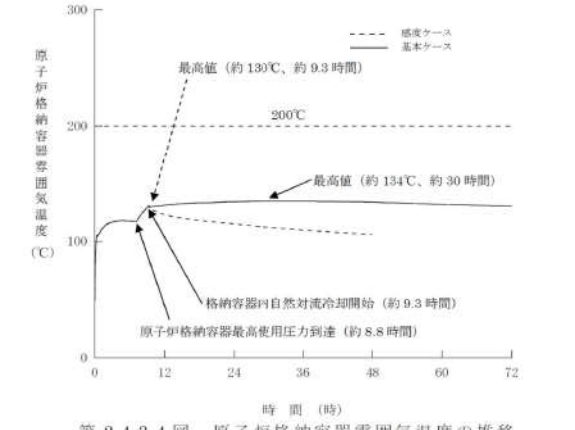
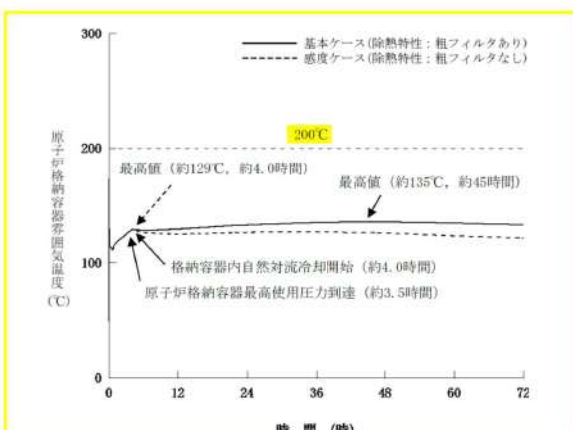
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第 2.4.3.1 図 原子炉格納容器圧力の推移（破断口径の影響確認）</p>	 <p>第 2.4.3.2 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（破断口径の影響確認）</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA のため、破断口径の感度解析を実施していない（大飯と同様）</p>

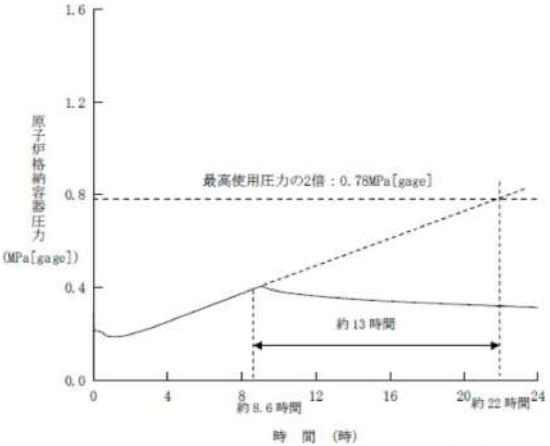
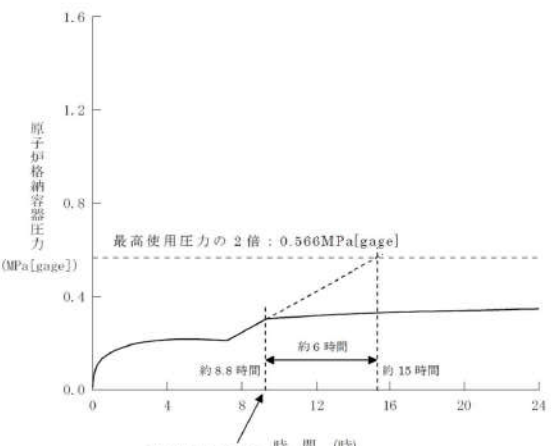
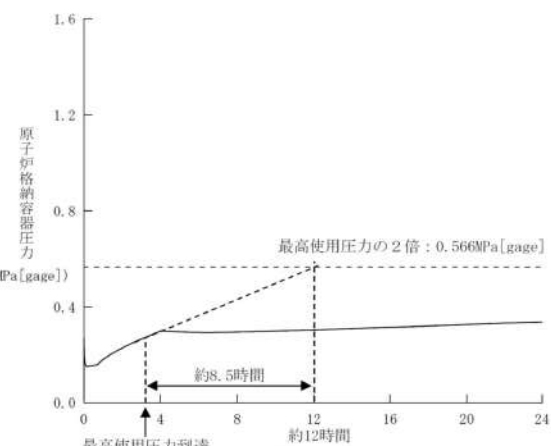
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.4.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	 <p>第 2.4.3.3 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	 <p>第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊と大阪、高浜では再循環切替時間、自然対流冷却の開始時間及び格納容器再循環ユニットの除熱特性が異なるため、その後の原子炉格納容器圧力の推移が異なる</p>
 <p>第 2.4.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	 <p>第 2.4.3.4 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	 <p>第 7.1.4.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊と大阪、高浜では再循環切替時間、自然対流冷却の開始時間及び格納容器再循環ユニットの除熱特性が異なるため、その後の原子炉格納容器雰囲気温度の推移が異なる</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.4.18 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)</p>	 <p>第 2.4.3.5 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)</p>	 <p>第 7.1.4.17 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について）

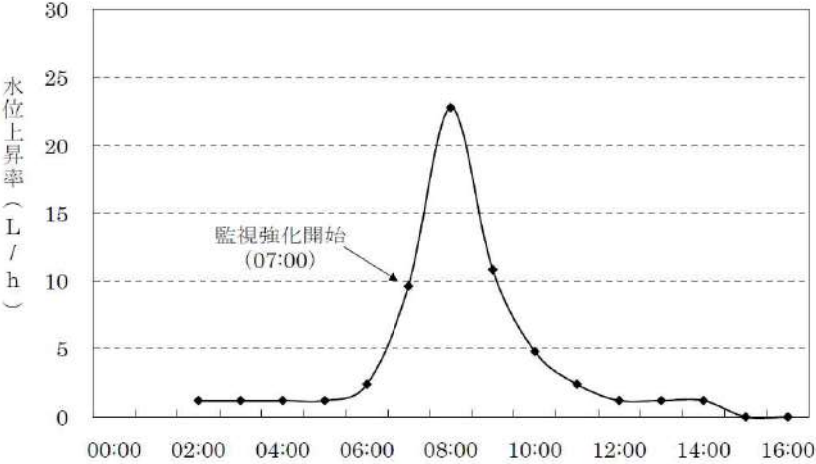
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.4.1</p> <p style="text-align: center;">CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について</p> <p>(1) CV内小漏えい発生時における時間遅れ</p> <p>CV内で小漏えいが生じた場合、約4割が蒸気、残りの約6割が水として流出し、凝縮液量測定装置及びCVサンプ水位上昇率測定装置によりそれぞれ検知される。この際、CV内小漏えい発生から各装置において漏えいが検知されるまでの時間について、設計情報に基づきまとめた結果を図1に示す。</p> <p>図1から、凝縮液量測定装置が約0.23m³/h相当の指示値を示すまでに約44分の時間がかかること、及び、CVサンプ水位上昇率測定装置が約0.23m³/h（凝縮液量測定装置の凝縮水も含む）の指示値を示すまでに約54分の時間がかかることが示されている。</p> <p>なお、CVサンプの水位上昇率（L/h）は、CVサンプへの流入量が極微小な数リットル単位で監視しており、基準値を超えた場合は監視強化を行っている。その一例を参考に記す。</p> <p>以上から、CV内小漏えいが生じてから、CVサンプ水位上昇を検知するまでに約60分の時間遅れが生じるが、漏えい量が極めて少なく、充てんポンプ（約45m³/h）により1次系保有水を十分に補給できることから、炉心損傷等の重大な事故にはならない。</p> <p>(2) LOCA事象における時間遅れ</p> <p>格納容器内でLOCA事象が発生した場合、図1と同様の挙動を示すことになるが、漏えい検知装置で検出される前に、原子炉圧力低などのパラメータにより検知されるため、CVサンプ水位上昇率の時間遅れによる影響は生じない。</p> <p>(3) 各種パラメータによるCV内漏えい検知と時間遅れ</p> <p>CV内での漏えい及びLOCA時の漏えい検知を判断するための主要なパラメータと時間遅れを表1にまとめる。運転員はこれらのパラメータの変化を監視し、これらの複数のパラメータを総合的に評価することにより冷却材漏えいを判断することとしている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.4.1</p> <p style="text-align: center;">CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について</p> <p>1. CV内小漏えい発生時における時間遅れ</p> <p>CV内で小漏えいが生じた場合、約4割が蒸気、残りの約6割が水として流出し、凝縮液量測定装置及びCVサンプ水位上昇率測定装置によりそれぞれ検知される。この際、CV内小漏えい発生から各装置において漏えいが検知されるまでの時間について、設計情報に基づきまとめた結果を図1に示す。</p> <p>図1から、凝縮液量測定装置が約0.23m³/h相当の指示値を示すまでに約47分の時間がかかること、及び、CVサンプ水位上昇率測定装置が約0.23m³/h（凝縮液量測定装置の凝縮水も含む）の指示値を示すまでに約57分の時間がかかることが示されている。</p> <p>なお、CVサンプの水位上昇率（L/h）は、CVサンプへの流入量が極微小な数リットル単位で監視しており、基準値を超えた場合は監視強化を行う。</p> <p>以上から、CV内小漏えいが生じてから、CVサンプ水位上昇を検知するまでに約60分の時間遅れが生じるが、漏えい量が極めて少なく、充てんポンプ（約45m³/h）により1次冷却系保有水を十分に補給できることから、炉心損傷等の重大な事故にはならない。</p> <p>2. LOCA事象における時間遅れ</p> <p>CV内でLOCA事象が発生した場合、図1と同様の挙動を示すことになるが、漏えい検知装置で検出される前に、原子炉圧力低などのパラメータにより検知されるため、CVサンプ水位上昇率の時間遅れによる影響は生じない。</p> <p>3. 各種パラメータによるCV内漏えい検知と時間遅れ</p> <p>CV内での漏えい及びLOCA時の漏えい検知を判断するための主要なパラメータと時間遅れを表1にまとめる。運転員はこれらのパラメータの変化を監視し、これらの複数のパラメータを総合的に評価することにより冷却材漏えいを判断することとしている。</p>	<p>記載方針の相違 ・泊3号炉ではCVサンプ水位上昇の実績がないため記載していない</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>表1 CV内漏えい検知に用いる各種パラメータと時間遅れ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>漏えい区分</th> <th>検知の方法</th> <th>時間遅れ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>原子炉圧力低 格納容器圧力高</td> <td>～数秒</td> </tr> <tr> <td>中小破断 LOCA</td> <td>加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下</td> <td>数秒～数分</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">小漏えい</td> <td>格納容器サンプ水位 上昇率測定装置</td> <td>約1時間</td> </tr> <tr> <td>凝縮液量測定装置</td> <td>1時間以内</td> </tr> <tr> <td>格納容器塵埃モニタ</td> <td>1時間以内</td> </tr> <tr> <td>格納容器ガスモニタ</td> <td>1時間以内</td> </tr> </tbody> </table>	漏えい区分	検知の方法	時間遅れ	大破断 LOCA	原子炉圧力低 格納容器圧力高	～数秒	中小破断 LOCA	加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下	数秒～数分	小漏えい	格納容器サンプ水位 上昇率測定装置	約1時間	凝縮液量測定装置	1時間以内	格納容器塵埃モニタ	1時間以内	格納容器ガスモニタ	1時間以内	<p>表1 CV内漏えい検知に用いる各種パラメータと時間遅れ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>漏えい区分</th> <th>検知の方法</th> <th>時間遅れ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>原子炉圧力低 格納容器圧力高</td> <td>～数秒</td> </tr> <tr> <td>中小破断 LOCA</td> <td>加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下</td> <td>数秒～数分</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">小漏えい</td> <td>格納容器サンプ水位 上昇率測定装置</td> <td>約1時間</td> </tr> <tr> <td>凝縮液量測定装置</td> <td>1時間以内</td> </tr> <tr> <td>格納容器じんあいモニタ</td> <td>1時間以内</td> </tr> <tr> <td>格納容器ガスモニタ</td> <td>1時間以内</td> </tr> </tbody> </table>	漏えい区分	検知の方法	時間遅れ	大破断 LOCA	原子炉圧力低 格納容器圧力高	～数秒	中小破断 LOCA	加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下	数秒～数分	小漏えい	格納容器サンプ水位 上昇率測定装置	約1時間	凝縮液量測定装置	1時間以内	格納容器じんあいモニタ	1時間以内	格納容器ガスモニタ	1時間以内	
漏えい区分	検知の方法	時間遅れ																																				
大破断 LOCA	原子炉圧力低 格納容器圧力高	～数秒																																				
中小破断 LOCA	加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下	数秒～数分																																				
小漏えい	格納容器サンプ水位 上昇率測定装置	約1時間																																				
	凝縮液量測定装置	1時間以内																																				
	格納容器塵埃モニタ	1時間以内																																				
	格納容器ガスモニタ	1時間以内																																				
漏えい区分	検知の方法	時間遅れ																																				
大破断 LOCA	原子炉圧力低 格納容器圧力高	～数秒																																				
中小破断 LOCA	加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下	数秒～数分																																				
小漏えい	格納容器サンプ水位 上昇率測定装置	約1時間																																				
	凝縮液量測定装置	1時間以内																																				
	格納容器じんあいモニタ	1時間以内																																				
	格納容器ガスモニタ	1時間以内																																				
<p>図1 CV内漏えい時における検知時間 (漏えい率 0.23m³/h の場合)</p>	<p>図1 CV内漏えい時における検知時間 (漏えい率 0.23m³/h の場合)</p>																																					

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考】実機におけるCV内漏えい監視について</p> <p>実機においては、CVサンプの水位上昇率（L/h）を数リットル単位で監視しており、CVサンプへの流入量が極微小な段階から検出が可能である。この変化量が基準値を超過した場合には、その水位上昇の原因を究明するとともに、CVサンプの水位上昇率、放射線監視装置計数率等のパラメータの監視強化に移行する。また、この運用については、社内標準に規定している。</p> <p>その一例として、運転中の原子力発電所においては、冷却水として使用している海水の急激な温度低下に伴う原子炉補機冷却水温度低下により格納容器内で結露水が発生することがある。このような状況では、CVサンプの水位上昇が基準値を超過して監視強化を実施している。</p>  <p>水位上昇率（L/h）</p> <p>00:00 02:00 04:00 06:00 08:00 10:00 12:00 14:00 16:00</p> <p>大阪発電所4号機（2012年12月12日）</p> <p>原子炉補機冷却水温度低下を原因とする結露水発生による CV サンプ水位上昇率グラフ</p>	<p>【参考】実機におけるCV内漏えい監視について</p> <p>実機においては、CVサンプの水位上昇率（L/h）を数リットル単位で監視しており、CVサンプへの流入量が極微小な段階から検出が可能である。この変化量が基準値を超過した場合には、その水位上昇の原因を究明するとともに、CVサンプの水位上昇率、放射線監視装置計数率等のパラメータの監視強化に移行する。また、この運用については、社内規程に規定している。</p> <p>その一例として、運転中の原子力発電所においては、冷却水として使用している海水の急激な温度低下に伴う原子炉補機冷却水温度低下により格納容器内で結露水が発生することがある。このような状況では、CVサンプの水位上昇が基準値を超過した場合に監視強化を実施することとしている。</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉ではCV サンプ水位上昇の実績がないため記載していない

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について）

大飯発電所3 / 4号炉

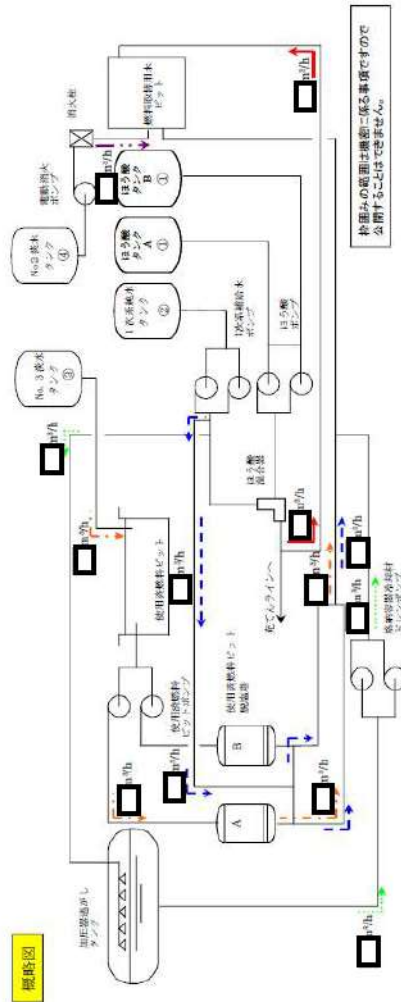
添付資料 2.4.2

燃料取替用水ピットの補給方法について

大飯3、4号炉の燃料取替用水ピットの補給方法について次頁に示す。

燃料取替用水ピットの補給方法について

水源	補給可能水量	手段	補給可能時間
① ほう懸タンク 2基	約 300 t/h （タンク2基で保有する最低有効水量）	ほう懸混合器経由	約9.8時間
② 1次系純水タンク 2基	約 100 t/h （運転水位ポンプ停止水位間の保有水量）	加圧給送がしタンク経由 使用済燃料ピット取替系統 使用済燃料ピット取替系統	約9.1時間 約23.4時間
③ No.3取水タンク 1基	約 100 t/h （運転水位間の保有水量）	使用済燃料ピット経由	約10.8時間
④ No.2取水タンク 1基	約 100 t/h （運転水位間の保有水量）	消火栓経由	約15.8時間



泊発電所3号炉

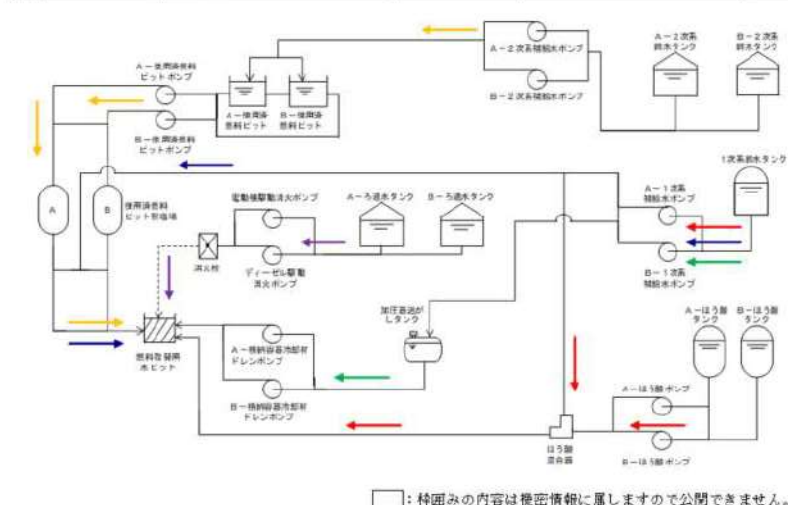
添付資料 7.1.4.2

燃料取替用水ピットの補給方法について

泊3号炉の燃料取替用水ピットの補給方法について次頁に示す。

燃料取替用水ピットの補給方法について

水源	補給可能水量	手段	補給流量	補給可能時間
① ほう懸タンク 2基	約 300 t/h （タンク2基で保有する最低有効水量）	ほう懸混合器経由	約 100 t/h （ほう懸タンク及び1次系純水タンク流量を調整して得られる最大流量）	約4.0時間
② 1次系純水タンク 2基	約 100 t/h （運転水位ポンプ停止水位間の保有水量）	加圧器送がしタンク経由	約 100 t/h （格納容器冷却材ドレンポンプ容量（1台））	約4.7時間
		使用済燃料ピット取替塔下流経由	約 100 t/h （設定流量）	約22.0時間
③ 2次系純水タンク 2基	約 100 t/h （運転水位ポンプ停止水位間の保有水量）	使用済燃料ピット経由	約 100 t/h （使用済燃料ピット取替塔容量）	約41.0時間
		消火栓経由	約 100 t/h （消火栓の容量）	約123.0時間



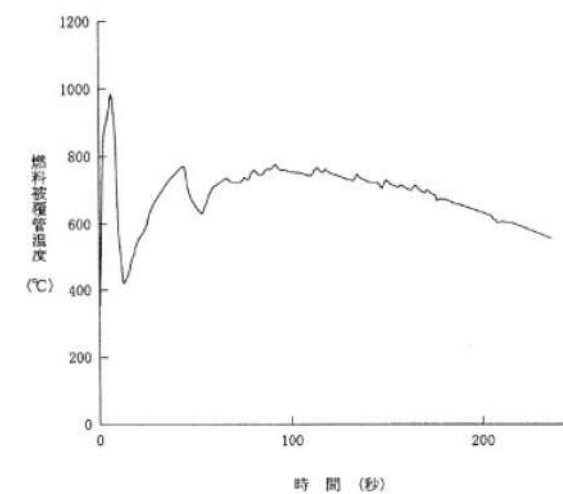
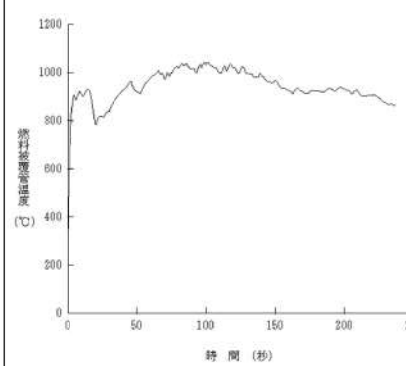
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAA Pの大破断 LOCA への適用性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.7.3</p> <p style="text-align: center;">MAA Pの大破断 LOCA への適用性について</p> <p>MAA P*を大破断 LOCA に起因する事象に適用するに際して、事象初期の流動変化の激しい状況下での適用性が低く、具体的には事故発生直後の燃料被覆管温度挙動、原子炉水位、原子炉格納容器雰囲気温度の予測には適していない。</p> <p>したがって、大破断 LOCA 直後のこれらパラメータの評価においては、設計基準事故（以下「DBA」という。）で実施された大破断 LOCA 解析の結果を参照すべきものと考えられる。（別紙1、別紙2参照）</p> <p>大破断 LOCA 発生直後であっても、MAA Pコードは1次冷却系からの破断流を臨界流モデルで適切に模擬し、また、1次冷却系及び2次冷却系、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを考慮できることから、原子炉格納容器圧力の変化を適切に扱うことができる。（別紙3参照）</p> <p>また、事象が進展して原子炉及び格納容器の流動変化が相対的に緩やかになると、例えば、崩壊熱による炉心水位の低下、炉心露出に伴う燃料被覆管温度及び燃料熔融挙動、原子炉格納容器の圧力及び温度の評価は、支配則が質量及びエネルギーバランスとなることから、適切に模擬することができる。</p> <p>したがって、MAA Pが適用される事象のうち、炉心損傷防止対策に含まれる「ECCS再循環機能喪失」への適用に当たっては、事象初期の燃料被覆管温度、原子炉水位及び原子炉格納容器雰囲気温度の評価においてはDBAを引用する必要があるものの、事象初期を含む原子炉格納容器圧力の時間変化、原子炉の流動が緩やかになって以降の原子炉及び原子炉格納容器の物理パラメータの評価は適切に行える。</p> <p>なお、「ECCS再循環機能喪失」時における再循環切替え以前の事象初期の原子炉格納容器圧力については、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギーの各保存則を解くことで事象初期のプロダウン期間及びリフィル/再冠水期間における熱水学的応答をより詳細に評価しているDBAの解析結果を参照している。</p> <p>*：EPRIによって開発されたコード</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.4.3</p> <p style="text-align: center;">MAA Pの大破断 LOCA への適用性について</p> <p>MAA P*を大破断 LOCA に起因する事象に適用するに際して、事象初期の流動変化の激しい状況下での適用性が低く、具体的には事故発生直後の燃料被覆管温度挙動、原子炉水位、原子炉格納容器雰囲気温度の予測には適していない。</p> <p>したがって、大破断 LOCA 直後のこれらパラメータの評価においては、設計基準事故（以下「DBA」という。）で実施された大破断 LOCA 解析の結果を参照すべきものと考えられる。（別紙1、別紙2参照）</p> <p>大破断 LOCA 発生直後であっても、MAA Pは1次冷却系からの破断流を臨界流モデルで適切に模擬し、また、1次冷却系及び2次冷却系、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを考慮できることから、原子炉格納容器圧力の変化を適切に扱うことができる。（別紙3参照）</p> <p>また、事象が進展して原子炉及び原子炉格納容器の流動変化が相対的に緩やかになると、例えば、崩壊熱による炉心水位の低下、炉心露出に伴う燃料被覆管温度及び燃料熔融挙動、原子炉格納容器圧力及び温度の評価は、支配則が質量及びエネルギーバランスとなることから、適切に模擬することができる。</p> <p>したがって、MAA Pが適用される事象のうち、炉心損傷防止対策に含まれる「原子炉格納容器の除熱機能喪失」への適用に当たっては、事象初期の燃料被覆管温度、原子炉水位及び原子炉格納容器雰囲気温度の評価においてはDBAを引用する必要があるものの、事象初期を含む原子炉格納容器圧力の時間変化、原子炉の流動が緩やかになって以降の原子炉及び原子炉格納容器の物理パラメータの評価は適切に行える。</p> <p>なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」時における再循環切替え以前の事象初期の原子炉格納容器圧力については、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギーの各保存則を解くことで事象初期のプロダウン期間及びリフィル/再冠水期間における熱水学的応答をより詳細に評価しているDBAの解析結果を参照している。</p> <p>*：EPRIによって開発されたコード</p>	<p>※大飯は本添付資料は「ECCS再循環機能喪失」の添付資料だが、泊は事象順で初めに大破断 LOCA 事象である「原子炉格納容器除熱機能喪失」の添付資料としている</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

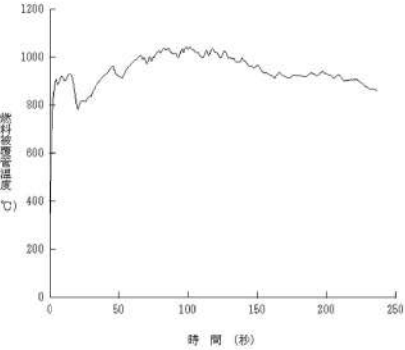
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAAP の大破断 LOCA への適用性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p style="text-align: center;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">大破断LOCA事象初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位について</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>一方、大破断LOCAの事象が進展するにつれて原子炉内の流動は相対的に緩やかになり、ECCS作動がなければ、崩壊熱による冷却材の蒸散に伴い炉心全体が露出してヒートアップする。この挙動は質量及びエネルギー保存を解くことで適切に模擬され、また、コードの気泡水位モデル及び炉心熱伝達モデルによりヒートアップ挙動も適切に評価される。</p> <p>したがって、大破断LOCA初期の高温燃料棒のヒートアップの挙動及び炉心水位に限り、DBAの大破断LOCAの評価結果を参照すべきものと考えられる。DBAの評価結果を下図（最高温度位置）に示す。</p>  <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 </div>	<p style="text-align: center;">（別紙1）</p> <p style="text-align: center;">大破断LOCA事象初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位について</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>一方、大破断LOCAの事象が進展するにつれて原子炉内の流動は相対的に緩やかになり、ECCS作動がなければ、崩壊熱による冷却材の蒸発に伴い炉心全体が露出してヒートアップする。この挙動は質量及びエネルギー保存を解くことで適切に模擬され、また、コードの気泡水位モデル及び炉心熱伝達モデルによりヒートアップ挙動も適切に評価される。</p> <p>したがって、大破断LOCA初期の高温燃料棒のヒートアップの挙動及び炉心水位に限り、DBAの大破断LOCAの評価結果を参照すべきものと考えられる。DBAの評価結果を下図（最高温度位置）に示す。</p>  <table border="1" data-bbox="1478 845 1948 1181"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>(2台)*1</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時：2系列 再循環時：2系列</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時：2系列 再循環時：不作動</td> <td>1系列*2</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>2基</td> <td>2基</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：不作動 再循環時：不作動</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>ブローダウンPCT</td> <td>—</td> <td>約946°C</td> </tr> <tr> <td>再冠水PCT</td> <td>—</td> <td>約1,044°C</td> </tr> <tr> <td>炉心再冠水遅延時間</td> <td>—</td> <td>約39秒</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量</td> <td>—</td> <td>約4.6%</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1：ECS作動信号で自動起動するが、解除は外部電源喪失を仮定しない。 *2：単一故障として低圧注入系1系列のみが機能は仮定している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>		SA	DBA	ディーゼル発電機	(2台)*1	2台	高圧注入	注入時：2系列 再循環時：2系列	2系列	低圧注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	1系列*2	蓄圧注入	2基	2基	格納容器スプレイ	注入時：不作動 再循環時：不作動	2系列	ブローダウンPCT	—	約946°C	再冠水PCT	—	約1,044°C	炉心再冠水遅延時間	—	約39秒	燃料被覆管の酸化量	—	約4.6%	
	SA	DBA																														
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台																														
高圧注入	注入時：2系列 再循環時：2系列	2系列																														
低圧注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	1系列*2																														
蓄圧注入	2基	2基																														
格納容器スプレイ	注入時：不作動 再循環時：不作動	2系列																														
ブローダウンPCT	—	約946°C																														
再冠水PCT	—	約1,044°C																														
炉心再冠水遅延時間	—	約39秒																														
燃料被覆管の酸化量	—	約4.6%																														



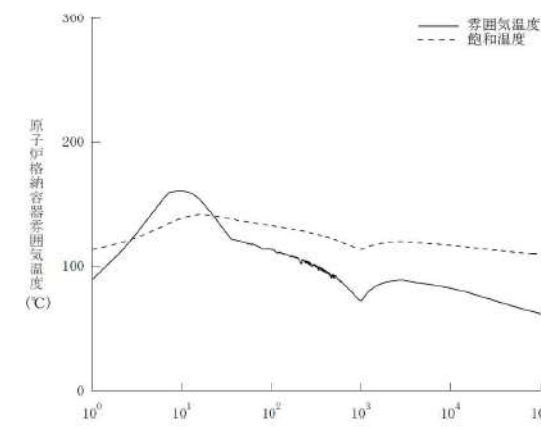
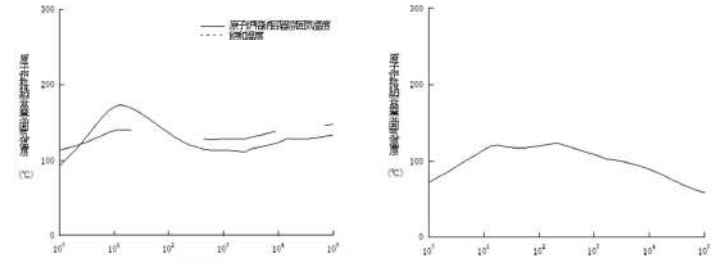
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<table border="1" data-bbox="353 245 842 628"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>(2台)*1</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>高压注入</td> <td>注入時：2系列 再循環時：不作動</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低压注入</td> <td>注入時：2系列 再循環時：不作動</td> <td>1系列*2</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>3基</td> <td>3基</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：2系列 再循環時：2系列*3</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>ブローダウンPCT</td> <td>—</td> <td>約984℃</td> </tr> <tr> <td>再冠水PCT</td> <td>—</td> <td>約775℃</td> </tr> <tr> <td>炉心再冠水開始時間</td> <td>—</td> <td>約38秒</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量</td> <td>—</td> <td>約0.4%</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="147 647 1048 911"> *1：S I信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない *2：単一故障として低圧注入系1系列の不作動を仮定している。 *3：再循環切替失敗後に格納容器スプレイ系（1系列）による代替再循環を仮定している。 なお、原子炉格納容器応答の観点からは、MAAPは、大破断LOCA初期に過熱蒸気が原子炉格納容器内に伝播する精度上の問題はあるものの、原子炉から原子炉格納容器に放出される質量及びエネルギー流量、並びに原子炉格納容器内での構造物（ヒートシンク）及び冷却設備（格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット）による除熱を適切にモデル化している。したがって、DBA/大破断LOCAと同様に事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇を適切に模擬できる。 </p>		SA	DBA	ディーゼル発電機	(2台)*1	2台	高压注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	2系列	低压注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	1系列*2	蓄圧注入	3基	3基	格納容器スプレイ	注入時：2系列 再循環時：2系列*3	2系列	ブローダウンPCT	—	約984℃	再冠水PCT	—	約775℃	炉心再冠水開始時間	—	約38秒	燃料被覆管の酸化量	—	約0.4%	<p data-bbox="1070 204 1133 228">【再掲】</p>  <table border="1" data-bbox="1496 240 1957 560"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>(2台)*1</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>高压注入</td> <td>注入時：2系列 再循環時：2系列</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低压注入</td> <td>注入時：2系列 再循環時：不作動</td> <td>1系列*2</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>2基</td> <td>2基</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：不作動 再循環時：不作動</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>ブローダウンPCT</td> <td>—</td> <td>約946℃</td> </tr> <tr> <td>再冠水PCT</td> <td>—</td> <td>約1,044℃</td> </tr> <tr> <td>炉心再冠水開始時間</td> <td>—</td> <td>約39秒</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量</td> <td>—</td> <td>約4.6%</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1518 568 1912 608"> *1：BCS作動信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない *2：単一故障として低圧注入系1系列の不作動を仮定している。 </p> <p data-bbox="1070 751 1957 911"> なお、原子炉格納容器応答の観点からは、MAAPは、大破断LOCA初期に過熱蒸気が原子炉格納容器内に伝播する精度上の問題はあるものの、原子炉から原子炉格納容器に放出される質量及びエネルギー流量、並びに原子炉格納容器内での構造物（ヒートシンク）及び冷却設備（格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット）による除熱を適切にモデル化している。したがって、DBA/大破断LOCAと同様に事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇を適切に模擬できる。 </p>		SA	DBA	ディーゼル発電機	(2台)*1	2台	高压注入	注入時：2系列 再循環時：2系列	2系列	低压注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	1系列*2	蓄圧注入	2基	2基	格納容器スプレイ	注入時：不作動 再循環時：不作動	2系列	ブローダウンPCT	—	約946℃	再冠水PCT	—	約1,044℃	炉心再冠水開始時間	—	約39秒	燃料被覆管の酸化量	—	約4.6%	<p data-bbox="1980 719 2114 911"> 記載方針の相違 ・大飯は再循環機能喪失の添付資料であることから代替再循環に関して記載 </p>
	SA	DBA																																																												
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台																																																												
高压注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	2系列																																																												
低压注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	1系列*2																																																												
蓄圧注入	3基	3基																																																												
格納容器スプレイ	注入時：2系列 再循環時：2系列*3	2系列																																																												
ブローダウンPCT	—	約984℃																																																												
再冠水PCT	—	約775℃																																																												
炉心再冠水開始時間	—	約38秒																																																												
燃料被覆管の酸化量	—	約0.4%																																																												
	SA	DBA																																																												
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台																																																												
高压注入	注入時：2系列 再循環時：2系列	2系列																																																												
低压注入	注入時：2系列 再循環時：不作動	1系列*2																																																												
蓄圧注入	2基	2基																																																												
格納容器スプレイ	注入時：不作動 再循環時：不作動	2系列																																																												
ブローダウンPCT	—	約946℃																																																												
再冠水PCT	—	約1,044℃																																																												
炉心再冠水開始時間	—	約39秒																																																												
燃料被覆管の酸化量	—	約4.6%																																																												

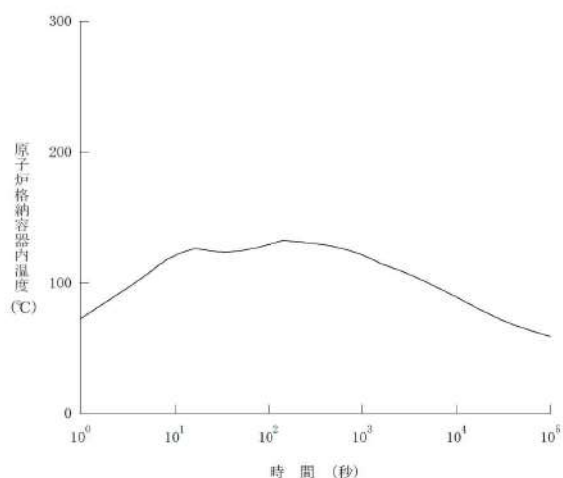
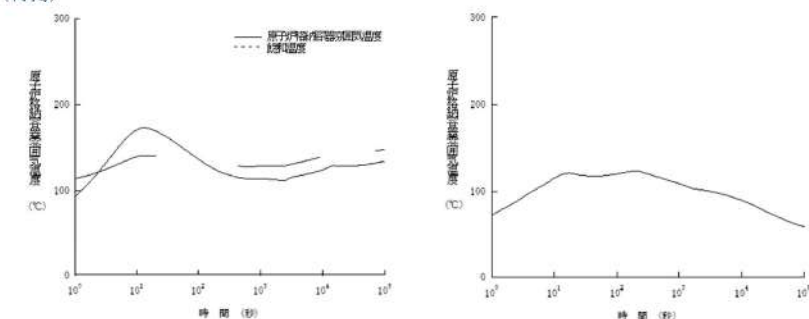
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAAP の大破断 LOCA への適用性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
別紙2	(別紙2)																												
大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度について	大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度について																												
																													
<p>このように、流体輸送の近似のため、1次冷却系から流出する蒸気が、一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に伝播することから原子炉格納容器雰囲気温度が非現実的に上昇するため、MAAPによる原子炉格納容器雰囲気温度の評価では、この初期の温度上昇はSA対策有効性評価の判断では考慮しないこととしている。なお、前述のとおり、事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇は、臨界流モデルにより1次冷却系からの放出量が適切に模擬され、また、質量及びエネルギー保存式が考慮されていることから、MAAPにより適切に模擬されている。</p>	<p>このように、流体輸送の近似のため、1次冷却系から流出する蒸気が、一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に伝播することから原子炉格納容器雰囲気温度が非現実的に上昇するため、MAAPによる原子炉格納容器雰囲気温度の評価では、この初期の温度上昇はSA対策有効性評価の判断では考慮しないこととしている。なお、前述のとおり、事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇は、臨界流モデルにより1次冷却系からの放出量が適切に模擬され、また、質量及びエネルギー保存式が考慮されていることから、MAAPにより適切に模擬されている。</p>																												
<p>したがって、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度はDBAにおける評価結果を参照すべきと判断している。DBAの評価結果を図2に示す。</p>	<p>したがって、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度はDBAにおける評価結果を参照すべきと判断している。DBAの評価結果を図2に示す。</p>																												
 <p>図1 ECCS再循環機能喪失 (SA) の結果 (「ECCS再循環機能喪失 (原子炉格納容器雰囲気温度の推移)」をlogスケールで表示したもの)</p>	 <p>図2 原子炉格納容器機能喪失 (DBA) の結果 (設置定数等可変パラメータを同じ)</p>																												
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディゼルの発電機</td> <td>(2台)*1</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時：2系列 / 再循環時：2系列</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時：2系列 / 再循環時：不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>2基*2</td> <td>3基*3</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：不動作 / 再循環時：不動作</td> <td>1系列*4</td> </tr> <tr> <td>CV 最高温度 (時間)</td> <td>—</td> <td>約124°C (約218秒)</td> </tr> <tr> <td>再循環切替時間</td> <td>(約42分)</td> <td>約28分</td> </tr> <tr> <td>CV スプレイ作動時間</td> <td>—</td> <td>約151秒</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：ECS作動前まで自動継ぎするが、継ぎ上における電機損失を仮定しない。 *2：低圧側自動継ぎを仮定していることから、破断がレベル3を超える温圧タンク1基を見込み、2基を見込んでいる。 *3：低圧側自動継ぎを仮定していることから、蓄圧タンク3基とも見込んでいる。 *4：単一効果として格納容器スプレイ1系列の不動作を仮定している。</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>		SA	DBA	ディゼルの発電機	(2台)*1	2台	高圧注入	注入時：2系列 / 再循環時：2系列	2系列	低圧注入	注入時：2系列 / 再循環時：不動作	2系列	蓄圧注入	2基*2	3基*3	格納容器スプレイ	注入時：不動作 / 再循環時：不動作	1系列*4	CV 最高温度 (時間)	—	約124°C (約218秒)	再循環切替時間	(約42分)	約28分	CV スプレイ作動時間	—	約151秒	
	SA	DBA																											
ディゼルの発電機	(2台)*1	2台																											
高圧注入	注入時：2系列 / 再循環時：2系列	2系列																											
低圧注入	注入時：2系列 / 再循環時：不動作	2系列																											
蓄圧注入	2基*2	3基*3																											
格納容器スプレイ	注入時：不動作 / 再循環時：不動作	1系列*4																											
CV 最高温度 (時間)	—	約124°C (約218秒)																											
再循環切替時間	(約42分)	約28分																											
CV スプレイ作動時間	—	約151秒																											



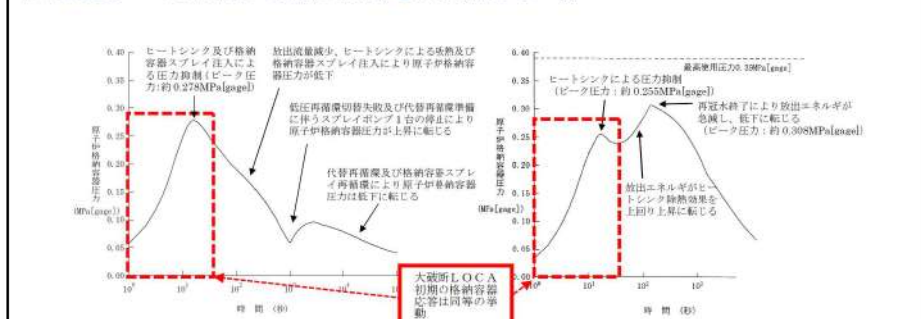
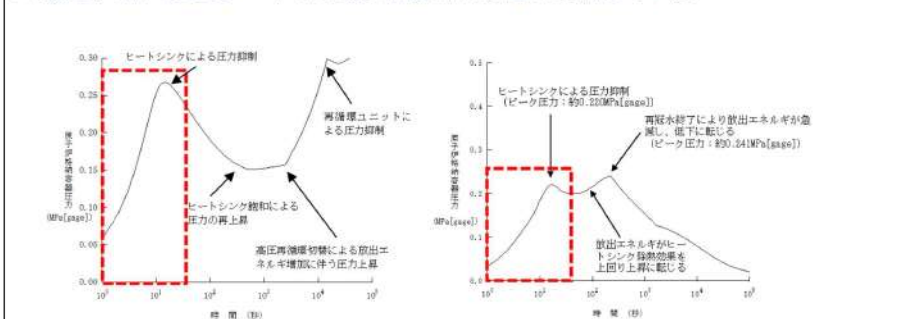
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
 <p>図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果</p>	<p>(再掲)</p>  <p>図1 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果 (原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器温度の経緯) を log スケールで表示したもの)</p> <p>図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果 (設置変更許可申請書と同一)</p> <table border="1" data-bbox="1120 574 1881 798"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>(2台)*1</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>2基*2</td> <td>3基*3</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時: 不動作 / 再循環時: 不動作</td> <td>1系列*4</td> </tr> <tr> <td>CV 最高温度 (時間)</td> <td>—</td> <td>約 124°C (約 218 秒)</td> </tr> <tr> <td>再循環切替時間</td> <td>(約 42 分)</td> <td>約 28 分</td> </tr> <tr> <td>CV スプレイ作動時間</td> <td>—</td> <td>約 151 秒</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: ECCS 作動信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない。 *2: 低圧側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク 1 基を見込まず、2 基を見込んでいる。 *3: 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 3 基とも見込んでいる。 *4: 単一故障として格納容器スプレイ系 1 系列の不動作を仮定している。</p>		SA	DBA	ディーゼル発電機	(2台)*1	2台	高圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列	2系列	低圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作	2系列	蓄圧注入	2基*2	3基*3	格納容器スプレイ	注入時: 不動作 / 再循環時: 不動作	1系列*4	CV 最高温度 (時間)	—	約 124°C (約 218 秒)	再循環切替時間	(約 42 分)	約 28 分	CV スプレイ作動時間	—	約 151 秒	<p>記載方針の相違 ・大飯は再循環機能喪失の添付資料であることから代替再循環に関して記載</p>
	SA	DBA																											
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台																											
高圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列	2系列																											
低圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作	2系列																											
蓄圧注入	2基*2	3基*3																											
格納容器スプレイ	注入時: 不動作 / 再循環時: 不動作	1系列*4																											
CV 最高温度 (時間)	—	約 124°C (約 218 秒)																											
再循環切替時間	(約 42 分)	約 28 分																											
CV スプレイ作動時間	—	約 151 秒																											
<table border="1" data-bbox="168 750 1019 1005"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>(2台)*1</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>3基*2</td> <td>4基*3</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列*4</td> <td>1系列*5</td> </tr> <tr> <td>CV 最高温度 (時間)</td> <td>—</td> <td>約 132°C (約 142 秒)</td> </tr> <tr> <td>再循環切替時間</td> <td>(約 17 分)</td> <td>約 27 分</td> </tr> <tr> <td>CV スプレイ作動時間</td> <td>約 7 秒</td> <td>約 154 秒</td> </tr> </tbody> </table> <p>図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果</p> <p>*1: S I 信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない。 *2: 低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク 1 基を見込まず、3 基を見込んでいる。 *3: 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 4 基とも見込んでいる。 *4: 再循環切替失敗後に格納容器スプレイ系 (1 系列) による代替再循環を仮定している。 *5: 単一故障として格納容器スプレイ系 1 系列の不動作を仮定している</p>		SA	DBA	ディーゼル発電機	(2台)*1	2台	高圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作	2系列	低圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作	2系列	蓄圧注入	3基*2	4基*3	格納容器スプレイ	注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列*4	1系列*5	CV 最高温度 (時間)	—	約 132°C (約 142 秒)	再循環切替時間	(約 17 分)	約 27 分	CV スプレイ作動時間	約 7 秒	約 154 秒		
	SA	DBA																											
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台																											
高圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作	2系列																											
低圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不動作	2系列																											
蓄圧注入	3基*2	4基*3																											
格納容器スプレイ	注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列*4	1系列*5																											
CV 最高温度 (時間)	—	約 132°C (約 142 秒)																											
再循環切替時間	(約 17 分)	約 27 分																											
CV スプレイ作動時間	約 7 秒	約 154 秒																											

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
別紙3	(別紙3)																
大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力について	大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力について																
																	
<p>MAAPでは、炉心、減圧後の蒸気発生器2次側及び構造材からの熱供給を模擬する。これが原子炉の1次冷却材に伝達され、破断流を含む1次冷却材の熱流動が前述の保存式に従い計算される。これらモデルにより、PWRのLOCAを特徴づける初期のプロードダウンから再冠水期間の原子炉から原子炉格納容器への熱輸送は評価される。</p>	<p>MAAPでは、炉心、減圧後の蒸気発生器2次側及び構造材からの熱供給を模擬する。これが原子炉の1次冷却材に伝達され、破断流を含む1次冷却材の熱流動が前述の保存式に従い計算される。これらモデルにより、PWRのLOCAを特徴づける初期のプロードダウンから再冠水期間の原子炉から原子炉格納容器への熱輸送は評価される。</p>																
<p>MAAPによる「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」事象の解析結果とDBAコードによる格納容器健全性（大破断LOCA）解析結果を図1、図2に示す。両事象では、ECCS再循環の成功有無の差異のため、原子炉格納容器圧力の挙動に違いが見られるものの、大破断LOCA発生直後の挙動は同等である。これは、MAAPコードの熱流動モデルの一部に近似的な扱いはあるものの、流動の速い状況下においても原子炉及び原子炉格納容器のエネルギー挙動を適切に模擬し、現行のDBAコードと同程度の評価を行えることを意味している。</p>	<p>MAAPによる「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象の解析結果とDBAコードによる格納容器健全性（大破断LOCA）解析結果を図1、図2に示す。両事象では、主に低圧再循環の成功有無、格納容器スプレイによる冷却の成功有無の差異のため、原子炉格納容器圧力の挙動に違いが見られるものの、大破断LOCA発生直後の挙動は同等である。これは、MAAPの熱流動モデルの一部に近似的な扱いはあるものの、流動の速い状況下においても原子炉及び原子炉格納容器のエネルギー挙動を適切に模擬し、現行のDBAコードと同程度の評価を行えることを意味している。</p>	記載方針の相違															
 <p>(a) 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗 (MAAP) 図1 ECCS再循環機能喪失 (SA) の結果 (ECCS再循環機能喪失 (原子炉格納容器圧力の推移) をlogスケールで表示したもの)</p> <p>(b) 原子炉冷却材喪失 原子炉格納容器健全性評価用内圧解析 (SATAN-WREFLOOD/COCO) 図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果 (設置変更許可添付書類十と同じ)</p>	 <p>図1 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果 (原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器圧力の推移) をlogスケールで表示したもの)</p> <p>図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果 (設置変更許可添付書類十と同じ)</p>																
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時：2系列/再循環時：2系列</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時：2系列/再循環時：不作用</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>密圧注入</td> <td>2基^{*1}</td> <td>3基^{*2}</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：不作用/再循環時：不作用</td> <td>1系列^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：低圧側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する密圧タンク1基を見込まず、2基を見込んでいる。 *2：蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、密圧タンク2基とも見込んでいる。 *3：単一故障として格納容器スプレイ系1系列の不作用を仮定している。</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>		SA	DBA	高圧注入	注入時：2系列/再循環時：2系列	2系列	低圧注入	注入時：2系列/再循環時：不作用	2系列	密圧注入	2基 ^{*1}	3基 ^{*2}	格納容器スプレイ	注入時：不作用/再循環時：不作用	1系列 ^{*3}	
	SA	DBA															
高圧注入	注入時：2系列/再循環時：2系列	2系列															
低圧注入	注入時：2系列/再循環時：不作用	2系列															
密圧注入	2基 ^{*1}	3基 ^{*2}															
格納容器スプレイ	注入時：不作用/再循環時：不作用	1系列 ^{*3}															

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<div data-bbox="324 614 869 742" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時：2系列/再循環時：不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時：2系列/再循環時：不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>3基^{*1}</td> <td>4基^{*2}</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：2系列/再循環時：2系列^{*3}</td> <td>1系列^{*4}</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="145 750 1041 909" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> *1：低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク1基を見込まず、3基を見込んでいる。 *2：蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク4基とも見込んでいる。 *3：再循環切替失敗後に格納容器スプレイ系(1系列)による代替再循環を仮定している。 *4：単一故障として格納容器スプレイ系1系列の不動作を仮定している。 </div>		SA	DBA	高圧注入	注入時：2系列/再循環時：不動作	2系列	低圧注入	注入時：2系列/再循環時：不動作	2系列	蓄圧注入	3基 ^{*1}	4基 ^{*2}	格納容器スプレイ	注入時：2系列/再循環時：2系列 ^{*3}	1系列 ^{*4}	<div data-bbox="1064 199 1456 534" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1064 534 1456 590" data-label="Caption"> <p>図1 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果 (「原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器圧力の推移)」をlogスケールで表示したもの)</p> </div> <div data-bbox="1467 239 1892 534" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1467 534 1892 582" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果 (設置変更許可添付書類十と同じ)</p> </div> <div data-bbox="1064 614 1646 734" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>SA</th> <th>DBA</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧注入</td> <td>注入時：2系列/再循環時：2系列</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>注入時：2系列/再循環時：不動作</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>2基^{*1}</td> <td>3基^{*2}</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>注入時：不動作/再循環時：不動作</td> <td>1系列^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1646 598 1960 734" data-label="List-Group"> <ul style="list-style-type: none"> *1：低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク1基を見込まず、2基を見込んでいる。 *2：蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク3基とも見込んでいる。 *3：単一故障として格納容器スプレイ系1系列の不動作を仮定している。 </div>		SA	DBA	高圧注入	注入時：2系列/再循環時：2系列	2系列	低圧注入	注入時：2系列/再循環時：不動作	2系列	蓄圧注入	2基 ^{*1}	3基 ^{*2}	格納容器スプレイ	注入時：不動作/再循環時：不動作	1系列 ^{*3}	<p>記載方針の相違</p> <p>・大飯は再循環機能喪失の添付資料であることから代替再循環に関して記載</p>
	SA	DBA																														
高圧注入	注入時：2系列/再循環時：不動作	2系列																														
低圧注入	注入時：2系列/再循環時：不動作	2系列																														
蓄圧注入	3基 ^{*1}	4基 ^{*2}																														
格納容器スプレイ	注入時：2系列/再循環時：2系列 ^{*3}	1系列 ^{*4}																														
	SA	DBA																														
高圧注入	注入時：2系列/再循環時：2系列	2系列																														
低圧注入	注入時：2系列/再循環時：不動作	2系列																														
蓄圧注入	2基 ^{*1}	3基 ^{*2}																														
格納容器スプレイ	注入時：不動作/再循環時：不動作	1系列 ^{*3}																														

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																															
<p style="text-align: right;">添付資料 2.4.3</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （原子炉格納容器の除熱機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「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」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ（原子炉格納容器の除熱機能喪失）</p> <table border="1" data-bbox="324 446 862 1085"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「原子炉圧力低」</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 設定点</td> <td>12.73MPa[gage]</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 応答時間</td> <td>2.0秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「原子炉圧力低」</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備作動</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 設定点</td> <td>12.04MPa[gage]</td> <td>設計値（作動限界値）</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 応答時間</td> <td>0秒</td> <td>最小値</td> </tr> <tr> <td>2) 高圧注入ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 容量</td> <td>最大注入特性（第1図参照）</td> <td>最大値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 余熱除去ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 台数</td> <td>注入時：2台 再循環時：0台</td> <td>設計値 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 容量</td> <td>最大注入特性（第1図参照）</td> <td>最大値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>4) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 基数</td> <td>3基（健全側ループに各1基）</td> <td>破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td>ⅲ 保有水量</td> <td>26.9m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td>5) 補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 給水開始（起動遅れ時間）</td> <td>非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後（自動起動）</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 台数</td> <td>電動2台＋タービン動1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>ⅲ 容量</td> <td>約370m³/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>6) 再循環運転切替</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 燃料取替用水ビット再循環再循環切替水位（注水量）</td> <td>3号炉：12.5%、4号炉：16.0%</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 再循環切替水位（注入流量）</td> <td>0m³</td> <td>設計値</td> </tr> </tbody> </table> <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> <table border="1" data-bbox="324 1165 862 1404"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7) 格納容器内気相部冷却（格納容器再循環ユニット使用）</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 開始条件</td> <td>原子炉格納容器最高使用圧力0.39MPa[gage]到達から、30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 破断位置</td> <td>低圧側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 破断径</td> <td>完全両端破断（破断口径約0.70m（27.5インチ））</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「原子炉圧力低」			原子炉トリップ			ⅰ 設定点	12.73MPa[gage]	設計値（トリップ限界値）	ⅱ 応答時間	2.0秒	最大値（設計要求値）	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連			1) 「原子炉圧力低」			非常用炉心冷却設備作動			ⅰ 設定点	12.04MPa[gage]	設計値（作動限界値）	ⅱ 応答時間	0秒	最小値	2) 高圧注入ポンプ			ⅰ 台数	2台	設計値	ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 余熱除去ポンプ			ⅰ 台数	注入時：2台 再循環時：0台	設計値 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定	ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）	4) 蓄圧タンク			ⅰ 基数	3基（健全側ループに各1基）	破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。	ⅱ 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	ⅲ 保有水量	26.9m ³ （1基当たり）	最低保有水量	5) 補助給水ポンプ			ⅰ 給水開始（起動遅れ時間）	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後（自動起動）	最大値（設計要求値）	ⅱ 台数	電動2台＋タービン動1台	設計値	ⅲ 容量	約370m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	6) 再循環運転切替			ⅰ 燃料取替用水ビット再循環再循環切替水位（注水量）	3号炉：12.5%、4号炉：16.0%	設計値	ⅱ 再循環切替水位（注入流量）	0m ³	設計値	名称	数値	解析上の取り扱い	7) 格納容器内気相部冷却（格納容器再循環ユニット使用）			ⅰ 開始条件	原子炉格納容器最高使用圧力0.39MPa[gage]到達から、30分後	運転員等操作余裕の考え方	ⅱ 台数	2台	設計値	(3) 事故条件			1) 破断位置	低圧側配管	事故想定	2) 破断径	完全両端破断（破断口径約0.70m（27.5インチ））	事故想定	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.4.4</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 （原子炉格納容器の除熱機能喪失）</p> <p style="background-color: yellow;">重要事故シーケンス「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」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ（原子炉格納容器の除熱機能喪失）</p> <table border="1" data-bbox="1176 470 1848 1356"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「原子炉圧力低」</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 設定点</td> <td>12.73MPa[gage]</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 応答時間</td> <td>2.0秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「原子炉圧力異常低」</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備作動</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 設定点</td> <td>11.30MPa[gage]</td> <td>設計値（作動限界値）</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 応答時間</td> <td>0秒</td> <td>最小値</td> </tr> <tr> <td>2) 高圧注入ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 容量</td> <td>最大注入特性（第1図参照）</td> <td>最大値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 余熱除去ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 台数</td> <td>注入時：2台 再循環時：0台</td> <td>設計値 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 容量</td> <td>最大注入特性（第1図参照）</td> <td>最大値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>4) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 基数</td> <td>2基（健全側ループに各1基）</td> <td>破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td>ⅲ 保有水量</td> <td>29.0m³（1基当たり）</td> <td>最小保有水量</td> </tr> <tr> <td>5) 補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 給水開始（起動遅れ時間）</td> <td>非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後（自動起動）</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 台数</td> <td>電動2台＋タービン動1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>ⅲ 容量</td> <td>150m³/h（蒸気発生器3基合計）</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>6) 再循環運転切替</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 燃料取替用水ビット再循環切替水位（注水量）</td> <td>16.5%</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 再循環切替水位（注入流量）</td> <td>0m³</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>7) 格納容器内自然対流冷却（格納容器再循環ユニット使用）</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ⅰ 開始条件</td> <td>原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]到達から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>ⅱ 台数</td> <td>2基</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 破断位置</td> <td>低圧側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 破断口径</td> <td>完全両端破断（約0.70m（27.5インチ））</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table> <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>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「原子炉圧力低」			原子炉トリップ			ⅰ 設定点	12.73MPa[gage]	設計値（トリップ限界値）	ⅱ 応答時間	2.0秒	最大値（設計要求値）	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連			1) 「原子炉圧力異常低」			非常用炉心冷却設備作動			ⅰ 設定点	11.30MPa[gage]	設計値（作動限界値）	ⅱ 応答時間	0秒	最小値	2) 高圧注入ポンプ			ⅰ 台数	2台	設計値	ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 余熱除去ポンプ			ⅰ 台数	注入時：2台 再循環時：0台	設計値 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定	ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）	4) 蓄圧タンク			ⅰ 基数	2基（健全側ループに各1基）	破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。	ⅱ 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	ⅲ 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最小保有水量	5) 補助給水ポンプ			ⅰ 給水開始（起動遅れ時間）	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後（自動起動）	最大値（設計要求値）	ⅱ 台数	電動2台＋タービン動1台	設計値	ⅲ 容量	150m ³ /h（蒸気発生器3基合計）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	6) 再循環運転切替			ⅰ 燃料取替用水ビット再循環切替水位（注水量）	16.5%	設計値	ⅱ 再循環切替水位（注入流量）	0m ³	設計値	7) 格納容器内自然対流冷却（格納容器再循環ユニット使用）			ⅰ 開始条件	原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]到達から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ⅱ 台数	2基	設計値	(3) 事故条件			1) 破断位置	低圧側配管	事故想定	2) 破断口径	完全両端破断（約0.70m（27.5インチ））	事故想定	
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																																																															
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																																																																																	
1) 「原子炉圧力低」																																																																																																																																																																																																																	
原子炉トリップ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 設定点	12.73MPa[gage]	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 応答時間	2.0秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																																																															
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連																																																																																																																																																																																																																	
1) 「原子炉圧力低」																																																																																																																																																																																																																	
非常用炉心冷却設備作動																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 設定点	12.04MPa[gage]	設計値（作動限界値）																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 応答時間	0秒	最小値																																																																																																																																																																																																															
2) 高圧注入ポンプ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 台数	2台	設計値																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																																																															
3) 余熱除去ポンプ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 台数	注入時：2台 再循環時：0台	設計値 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																																																															
4) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 基数	3基（健全側ループに各1基）	破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																																																																															
ⅲ 保有水量	26.9m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																																																																															
5) 補助給水ポンプ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 給水開始（起動遅れ時間）	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後（自動起動）	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 台数	電動2台＋タービン動1台	設計値																																																																																																																																																																																																															
ⅲ 容量	約370m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																																																															
6) 再循環運転切替																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 燃料取替用水ビット再循環再循環切替水位（注水量）	3号炉：12.5%、4号炉：16.0%	設計値																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 再循環切替水位（注入流量）	0m ³	設計値																																																																																																																																																																																																															
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																																																															
7) 格納容器内気相部冷却（格納容器再循環ユニット使用）																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 開始条件	原子炉格納容器最高使用圧力0.39MPa[gage]到達から、30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 台数	2台	設計値																																																																																																																																																																																																															
(3) 事故条件																																																																																																																																																																																																																	
1) 破断位置	低圧側配管	事故想定																																																																																																																																																																																																															
2) 破断径	完全両端破断（破断口径約0.70m（27.5インチ））	事故想定																																																																																																																																																																																																															
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																																																															
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																																																																																	
1) 「原子炉圧力低」																																																																																																																																																																																																																	
原子炉トリップ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 設定点	12.73MPa[gage]	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 応答時間	2.0秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																																																															
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連																																																																																																																																																																																																																	
1) 「原子炉圧力異常低」																																																																																																																																																																																																																	
非常用炉心冷却設備作動																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 設定点	11.30MPa[gage]	設計値（作動限界値）																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 応答時間	0秒	最小値																																																																																																																																																																																																															
2) 高圧注入ポンプ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 台数	2台	設計値																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																																																															
3) 余熱除去ポンプ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 台数	注入時：2台 再循環時：0台	設計値 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 容量	最大注入特性（第1図参照）	最大値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																																																															
4) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 基数	2基（健全側ループに各1基）	破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																																																																															
ⅲ 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最小保有水量																																																																																																																																																																																																															
5) 補助給水ポンプ																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 給水開始（起動遅れ時間）	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後（自動起動）	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 台数	電動2台＋タービン動1台	設計値																																																																																																																																																																																																															
ⅲ 容量	150m ³ /h（蒸気発生器3基合計）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																																																																															
6) 再循環運転切替																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 燃料取替用水ビット再循環切替水位（注水量）	16.5%	設計値																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 再循環切替水位（注入流量）	0m ³	設計値																																																																																																																																																																																																															
7) 格納容器内自然対流冷却（格納容器再循環ユニット使用）																																																																																																																																																																																																																	
ⅰ 開始条件	原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]到達から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																																																																															
ⅱ 台数	2基	設計値																																																																																																																																																																																																															
(3) 事故条件																																																																																																																																																																																																																	
1) 破断位置	低圧側配管	事故想定																																																																																																																																																																																																															
2) 破断口径	完全両端破断（約0.70m（27.5インチ））	事故想定																																																																																																																																																																																																															

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

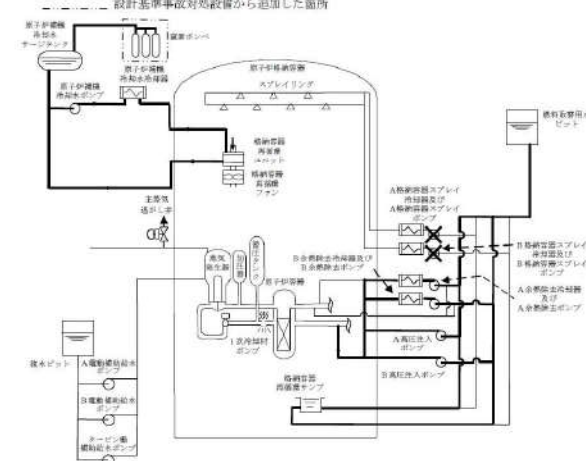
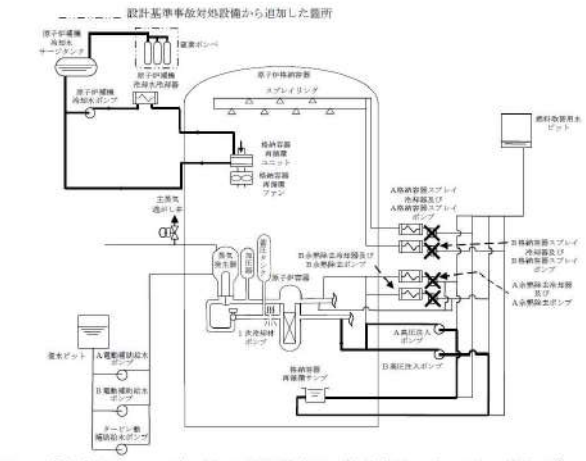
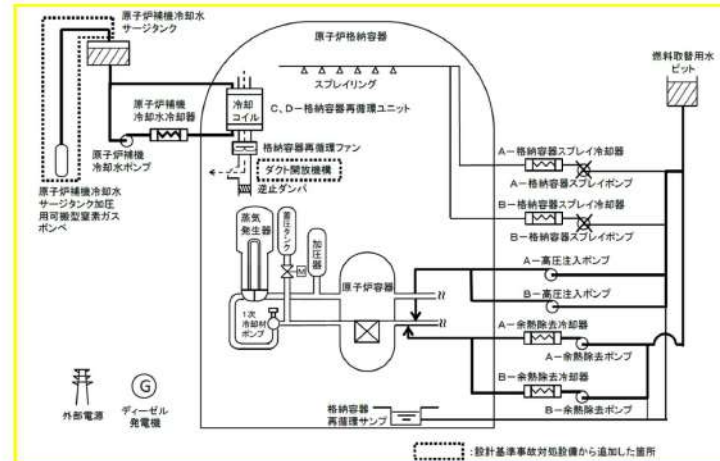
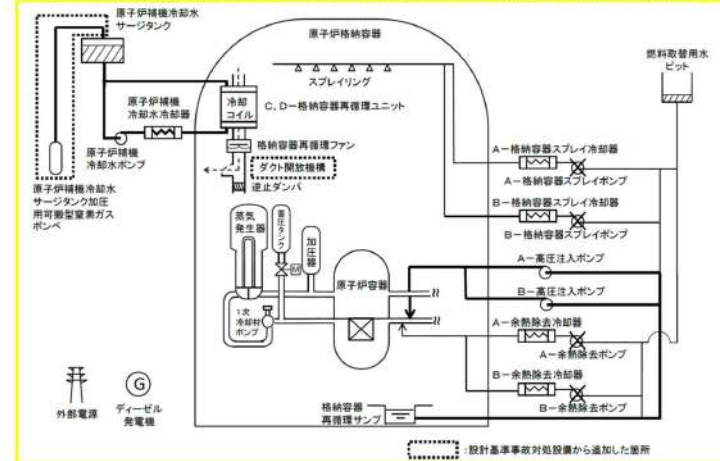
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="237 199 958 1045" style="border: 2px solid black; height: 530px; width: 322px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="510 1058 680 1082" style="text-align: center;">第1図 安全注入特性</p> <p data-bbox="427 1093 763 1115" style="text-align: center;">(高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台)</p> <div data-bbox="600 1129 913 1187" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、 公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1144 215 1816 997" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 300px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1384 1037 1563 1059" style="text-align: center;">第1図 安全注入特性</p> <p data-bbox="1303 1072 1648 1094" style="text-align: center;">(高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台)</p> <div data-bbox="1406 1187 1877 1209" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.4.4</p> <p style="text-align: center;">重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重要事故シーケンス「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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「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」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>  <p>図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」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.4.5</p> <p style="text-align: center;">重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重要事故シーケンス「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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「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」の重大事故等対策の概略系統図（低圧注入、高圧注入及び格納容器内自然対流冷却）</p>  <p>図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」の重大事故等対策の概略系統図（高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却）</p>	

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.6 安定状態について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 2.4.5</p> <p>安定停止状態について</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失（大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗）時の安定停止状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：高圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている状態</p>	<p>添付資料 7.1.4.6</p> <p>安定状態について</p> <p>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）時の安定状態については、以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p>記載方針の相違 （女川実績の反映） ・原子炉格納容器安定状態についても定義</p>
<p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第 2.4.6 図の解析結果より、事象発生の約 37 分後に燃料取替用水ピット水位低下により再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達すると、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、高圧再循環運転へ移行する。再循環運転時における1次冷却材温度は原子炉格納容器サンプ水温とほぼ等しいと考えられ、第 2.4.12 図の解析結果より、事象発生の約 11 時間後に原子炉格納容器サンプ水温が低下に転じることから、事象発生の約 11 時間後を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>第 2.4.14 図及び第 2.4.15 図の解析結果より、格納容器最高使用圧力到達後、原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じる事象発生の約 9.1 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第 7.1.4.5 図の解析結果より、事象発生の約 42 分後に燃料取替用水ピット水位低下により再循環切替可能水位（16.5%）に到達したところで再循環運転に切替え、高圧再循環運転へ移行する。高圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、事象発生の約 1 時間後を原子炉の安定停止状態とした。その後も高圧再循環運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>第 7.1.4.13 図及び第 7.1.4.14 図の解析結果より、原子炉格納容器最高使用圧力到達後、原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じる事象発生の約 45 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p>	<p>設計の相違 解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違 （女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.6 安定状態について）



大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について</p> <p>1次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、高圧再循環運転及び原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却を継続することで、原子炉の安定停止状態及び原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。</p>	<p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: right;">添付資料 2.4.6</p> <p style="text-align: center;">格納容器再循環ユニットのラフフィルタを撤去した場合の事象進展について</p> <p>本申請における解析条件のうち格納容器再循環ユニットの除熱特性については、表1及び図1に示すラフフィルタ撤去前の除熱特性を使用している。</p> <p>一方、格納容器再循環ユニットについては、ラフフィルタを撤去することで除熱特性の向上を図ることができ、早期に原子炉格納容器圧力及び温度を低下させ、原子炉格納容器への負荷を低減できることから、ラフフィルタを撤去することとしている。</p> <p>そこで、再循環ユニットに期待する、以下の3つの事象において、格納容器再循環ユニットの除熱特性を、ラフフィルタなしとした場合の除熱特性で感度解析（感度ケース）を実施し、ラフフィルタあり（基本ケース）の解析結果と比較することで、ラフフィルタ撤去の効果を確認した（表2及び図2～4参照）</p> <p>感度ケースでは格納容器再循環ユニット起動後の原子炉格納容器圧力及び温度が基本ケースよりも低く推移する結果となり、基本ケースの解析結果が保守的な結果であること、ラフフィルタ撤去の効果について確認ができた。</p> <p>対象： 原子炉格納容器の除熱機能喪失： 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ失敗 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）： 大破断LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）： 全交流動力電源喪失+補助給水失敗</p> <p style="text-align: center;">表1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較</p> <table border="1" data-bbox="156 1085 1030 1276"> <thead> <tr> <th>ケース</th> <th>1基あたりの除熱特性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース：ラフフィルタあり</td> <td>約4.1MW～約11.2MW (100℃～約168℃[※])</td> </tr> <tr> <td>感度ケース：ラフフィルタなし</td> <td>約6.7MW～約13.0MW (100℃～約168℃[※])</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：格納容器最高使用圧力の2倍となった時の飽和温度</p>	ケース	1基あたりの除熱特性	基本ケース：ラフフィルタあり	約4.1MW～約11.2MW (100℃～約168℃ [※])	感度ケース：ラフフィルタなし	約6.7MW～約13.0MW (100℃～約168℃ [※])	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.4.7</p> <p style="text-align: center;">格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について</p> <p>本申請における解析条件のうち格納容器再循環ユニットの除熱特性については、表1及び図1に示す粗フィルタ撤去前の除熱特性を使用している。</p> <p>一方、格納容器再循環ユニットについては、粗フィルタを撤去することで除熱特性の向上を図ることができ、早期に原子炉格納容器圧力及び温度を低下させ、原子炉格納容器への負荷を低減できることから、粗フィルタを撤去することとしている。</p> <p>そこで、格納容器再循環ユニットに期待する、以下の3つの事象において、格納容器再循環ユニットの除熱特性を、粗フィルタなしとした場合の除熱特性で感度解析（感度ケース）を実施し、粗フィルタあり（基本ケース）の解析結果と比較することで、粗フィルタ撤去の効果を確認した。（表2及び図2～4参照）</p> <p>感度ケースでは格納容器再循環ユニット起動後の原子炉格納容器圧力及び温度が基本ケースよりも低く推移する結果となり、基本ケースの解析結果が保守的な結果であること、粗フィルタ撤去の効果について確認ができた。</p> <p>対象： 原子炉格納容器の除熱機能喪失： （大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ失敗） 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）： （大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ失敗） 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）： （全交流動力電源喪失+補助給水失敗）</p> <p style="text-align: center;">表1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較</p> <table border="1" data-bbox="1075 1085 1948 1276"> <thead> <tr> <th>ケース</th> <th>1基あたりの除熱特性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース（粗フィルタあり）</td> <td>約3.6MW～約6.5MW (100℃～約155℃[※])</td> </tr> <tr> <td>感度ケース（粗フィルタなし）</td> <td>約4.4MW～約7.6MW (100℃～約155℃[※])</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍となった時の飽和温度</p>	ケース	1基あたりの除熱特性	基本ケース（粗フィルタあり）	約3.6MW～約6.5MW (100℃～約155℃ [※])	感度ケース（粗フィルタなし）	約4.4MW～約7.6MW (100℃～約155℃ [※])	<p style="text-align: center;">記載表現の相違</p>
ケース	1基あたりの除熱特性													
基本ケース：ラフフィルタあり	約4.1MW～約11.2MW (100℃～約168℃ [※])													
感度ケース：ラフフィルタなし	約6.7MW～約13.0MW (100℃～約168℃ [※])													
ケース	1基あたりの除熱特性													
基本ケース（粗フィルタあり）	約3.6MW～約6.5MW (100℃～約155℃ [※])													
感度ケース（粗フィルタなし）	約4.4MW～約7.6MW (100℃～約155℃ [※])													

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について）

大飯発電所3 / 4号炉					泊発電所3号炉					相違理由	
表2 感度解析結果					表2 感度解析結果						
		原子炉格納容器最高圧力 (MPa[gage])		原子炉格納容器最高温度 (°C)				原子炉格納容器最高圧力 (MPa[gage])		原子炉格納容器最高温度 (°C)	
ラフフィルタ		あり (基本ケース)	なし (感度ケース)	あり (基本ケース)	なし (感度ケース)	粗フィルタ		あり (基本ケース)	なし (感度ケース)		
原子炉格納容器の 除熱機能喪失		約0.41 (約9.1時間)	約0.41 (約9.1時間)	約140 (約9.1時間)	約140 (約9.1時間)	原子炉格納容器の 除熱機能喪失		約0.360 (約44時間)	約0.300 (約4時間)	約135 (約45時間)	約129 (約4時間)
雰囲気圧力・ 温度による 静的負荷	格納容器 過圧破損	約0.43 (約14時間)	約0.43 (約14時間)	約143 (約26時間)	約141 (約13時間)	雰囲気圧力・ 温度による 静的負荷	格納容器 過圧破損	約0.360 (約45時間)	約0.326 (約13時間)	約137 (約49時間)	約132 (約38時間)
	格納容器 過温破損	約0.41 (約18時間)	約0.41 (約18時間)	約144 (約18時間)	約144 (約18時間)		格納容器 過温破損	約0.347 (約45時間)	約0.308 (約18時間)	約141 (約45時間)	約135 (約37時間)
											
<p>図1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較</p>					<p>図1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較</p>						
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので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）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (時)</p> <p>最高使用圧力の2倍：0.78MPa[gage]</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>200°C</p>	<p>原子炉格納容器圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (時)</p> <p>最高使用圧力の2倍：0.566MPa[gage]</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>200°C</p>	
<p>図2 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p>	<p>図2 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p>	

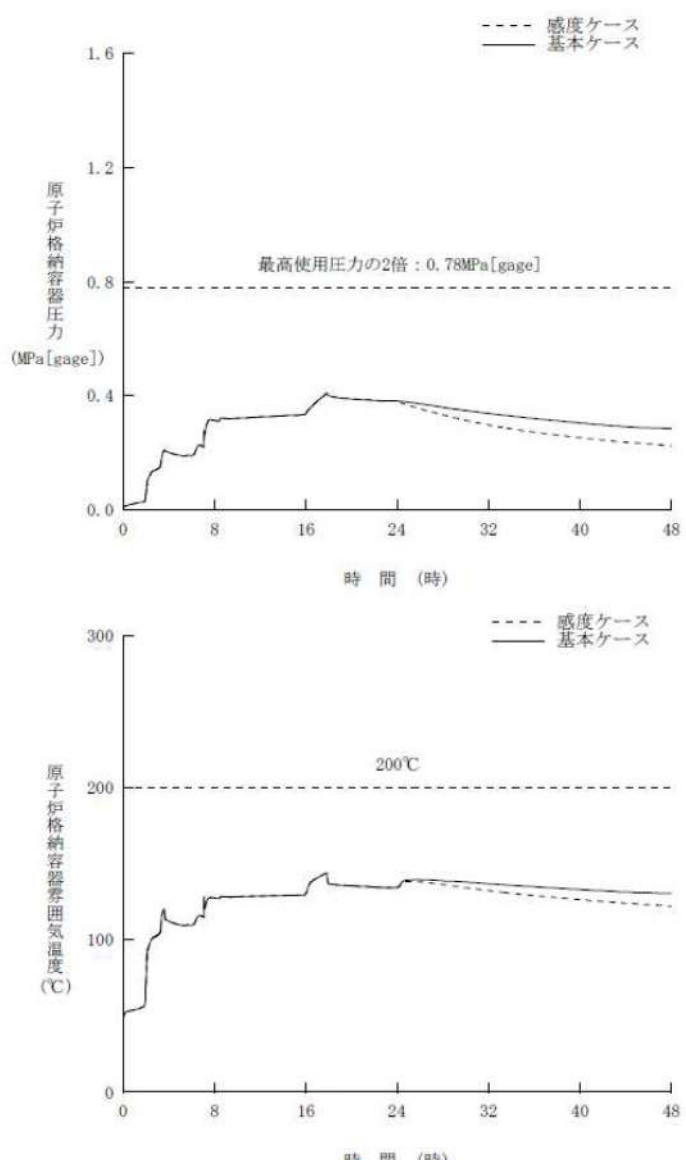
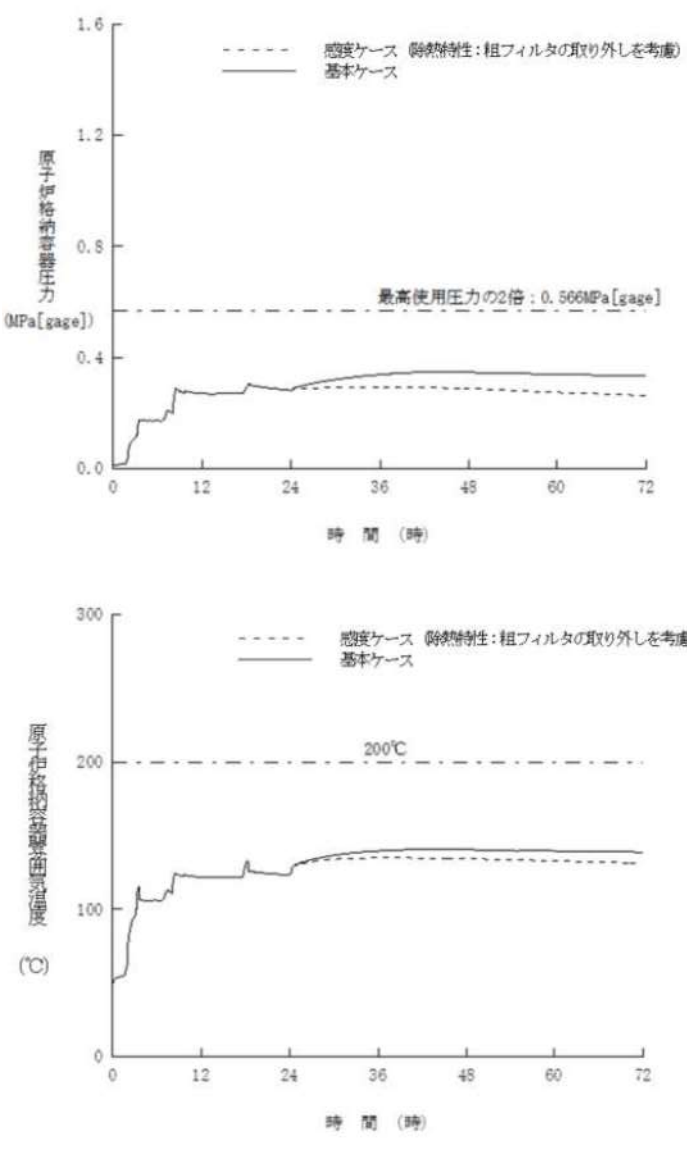
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p>	<p>図3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p>	

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>原子炉格納容器圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (時)</p> <p>最高使用圧力の2倍：0.78MPa[gage]</p> <p>感度ケース 基本ケース</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>200°C</p> <p>感度ケース 基本ケース</p>	 <p>原子炉格納容器圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (時)</p> <p>最高使用圧力の2倍：0.566MPa[gage]</p> <p>感度ケース (弱熱特性：粗フィルタの取り外しを考慮) 基本ケース</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>200°C</p> <p>感度ケース (弱熱特性：粗フィルタの取り外しを考慮) 基本ケース</p>	
<p>図4 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p>	<p>図4 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.4.7</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失が発生した場合において、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について確認した。</p> <p>2. 原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度の挙動を図1、図2に示す。図1及び図2の原子炉格納容器の除熱機能喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の応答から確認できるとおり、原子炉格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度は低下するが、保守的に、原子炉格納容器最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇率を維持するものとして概算した結果、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間余裕は約13時間、原子炉格納容器雰囲気温度が200℃に到達するまでの時間余裕は約21時間となった。</p> <p>よって、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍到達までの時間余裕の方が原子炉格納容器雰囲気温度200℃到達までの時間余裕より短いため、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕は約13時間確保できる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.4.8</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失が発生した場合において、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について確認した。</p> <p>2. 原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度の挙動を図1、図2に示す。図1及び図2の原子炉格納容器の除熱機能喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の応答から確認できるとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度は低下するが、保守的に、原子炉格納容器の最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇率を維持するものとして概算した結果、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間余裕は約8.5時間、原子炉格納容器雰囲気温度200℃に到達するまでの時間余裕は約17.5時間となった。</p> <p>よって、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍到達までの時間余裕の方が原子炉格納容器雰囲気温度200℃到達までの時間余裕より短いため、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕は約8.5時間確保できる。</p>	<p>評価結果の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移</p>	
<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.9 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（原子炉格納容器の除熱機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
添付資料 2.4.8		添付資料 7.1.4.9		
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 (原子炉格納容器の除熱機能喪失)		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 (原子炉格納容器の除熱機能喪失)		
重要事故シーケンス「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」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。		重要事故シーケンス「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」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。		
分類	重要現象	解析コード	解析コード	
原子炉 格納容器	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	解析コード：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」 解析条件：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」 解析条件：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	
重要現象	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	
解析コード	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	
解析条件	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価項目となるパラメータに与える影響

重要現象	解析コード	解析条件	解析コード及び解析条件の不確かさの影響	解析条件の不確かさの影響
原子炉格納容器の除熱機能喪失	解析コード：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」 解析条件：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード及び解析条件の不確かさの影響	解析条件の不確かさの影響
重要現象	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失
解析コード	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」
解析条件	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価項目となるパラメータに与える影響

重要現象	解析コード	解析条件	解析コード及び解析条件の不確かさの影響	解析条件の不確かさの影響
原子炉格納容器の除熱機能喪失	解析コード：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」 解析条件：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件：「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード及び解析条件の不確かさの影響	解析条件の不確かさの影響
重要現象	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失	重要現象 原子炉格納容器の除熱機能喪失 及び自然冷却 機能の喪失
解析コード	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析コード 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」
解析条件	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	解析条件 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (添付資料 7.1.4.9 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 (原子炉格納容器の除熱機能喪失))

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

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

項目	運転条件 (初期条件、最確条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起原事象	大破断 LOCA 破断位置：低圧配管 破断口径：完全円筒破断	—	破断位置の選定は小さいもの、選定位置は破断位置から破断位置に最も近い位置の配管とし、破断口径は破断位置の上昇の早さの観点から選定し、破断位置の選定は破断位置の選定を原則とし、破断口径は、1次冷却時管 (口径約 0.70m (27.5インチ)) の完全円筒破断として設定。	破断口径の選定を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却時管の破断位置から破断位置に最も近い位置の配管を選定することにより、破断位置の選定は破断位置の上昇の早さの観点から選定し、破断口径は、1次冷却時管 (口径約 0.70m (27.5インチ)) の完全円筒破断として設定。	破断口径の選定を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却時管の破断位置から破断位置に最も近い位置の配管を選定することにより、破断位置の選定は破断位置の上昇の早さの観点から選定し、破断口径は、1次冷却時管 (口径約 0.70m (27.5インチ)) の完全円筒破断として設定。
安全機能の喪失に対する設定	低圧所蓄槽機能及び格納容器スプレイト注水機能喪失	—	低圧所蓄槽機能及び格納容器スプレイト注水機能を喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用圧入冷却能力低下の観点から低圧所蓄槽機能及び格納容器スプレイト注水機能を喪失することにより、格納容器の冷却に格納容器に追加される注水による冷却効果が低下し、格納容器の冷却能力が低下するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

項目	運転条件 (運転条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起原事象	大破断 LOCA 破断位置：低圧配管 破断口径：完全円筒破断	—	破断位置は、炉心注水ポンプ及び炉心冷却能力低下の観点から低圧配管とし、炉心注水ポンプ及び炉心冷却能力低下の観点から破断位置の選定は破断位置の上昇の早さの観点から選定し、破断口径は、1次冷却時管 (口径約 0.70m (27.5インチ)) の完全円筒破断として設定。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却時管の破断位置から破断位置に最も近い位置の配管を選定することにより、破断位置の選定は破断位置の上昇の早さの観点から選定し、破断口径は、1次冷却時管 (口径約 0.70m (27.5インチ)) の完全円筒破断として設定。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却時管の破断位置から破断位置に最も近い位置の配管を選定することにより、破断位置の選定は破断位置の上昇の早さの観点から選定し、破断口径は、1次冷却時管 (口径約 0.70m (27.5インチ)) の完全円筒破断として設定。
安全機能の喪失に対する設定	格納容器スプレイト注水機能喪失及び低圧所蓄槽機能喪失	—	格納容器スプレイト注水機能及び低圧所蓄槽機能を喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用圧入冷却能力低下の観点から低圧所蓄槽機能及び格納容器スプレイト注水機能を喪失することにより、格納容器の冷却に格納容器に追加される注水による冷却効果が低下し、格納容器の冷却能力が低下するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.9 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（原子炉格納容器の除熱機能喪失））

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

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3/4）

項目	解析条件（機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最悪条件			
原子炉トリップ 信号	原子炉トリップ力低 (11.04Pa(表)) (応答時間2.00秒)	原子炉トリップ力低 (11.04Pa(表)) (応答時間2.00秒)	トリップ設定値に許容差を考慮した低い値とし、遅れや信号発生間隔等を考慮して、応答時間を設定。	運転員等操作時間が増加する影響は小さい。	解析条件で想定している原子炉トリップ時間よりわずかに遅くなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	非常用炉心冷却 装置作動信号	原子炉トリップ力低 (12.17MPa(表)) (応答時間2.00秒以下)	機組に設置した機器の故障において使用している非常用炉心冷却装置の作動がなくなることで、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は0秒と設定。	運転員等操作時間が増加する影響は小さい。	運転員等操作時間が増加する影響は小さい。
運転員等 操作時間	最大注入特性	定格注入特性	原子炉格納容器注力率を厳しくするよう、設計値に注入特性の余裕低減等を考慮した最大注入特性を設定。	原子炉格納容器注力率を厳しくするよう、設計値に注入特性の余裕低減等を考慮した最大注入特性を設定。	解析条件で想定している1次炉内圧への注水速度より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の注力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	最大注入特性	定格注入特性	機組口からの放出量を厳密に、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器注力及び機組の評価の観点から厳しい設定。	機組口からの放出量を厳密に、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器注力及び機組の評価の観点から厳しい設定。	解析条件で想定している1次炉内圧への注水速度より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の注力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却装置作 動開始直後から30秒後に 停止機組	3700m ³ /h (原発電機3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、機組注水ポンプの定常運転時に余裕を考慮して設定。	補助給水ポンプの作動開始直後から30秒後に停止機組	解析条件で想定している補助給水ポンプの作動開始時間より長くなるため、蒸気発生器本体の注水速度が小さくなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
		3700m ³ /h (原発電機3基合計)	機組注水ポンプの作動時間は、機組注水ポンプの定常運転時に余裕を考慮して設定。	機組注水ポンプの作動開始直後から30秒後に停止機組	解析条件で想定している補助給水ポンプの作動開始時間より長くなるため、蒸気発生器本体の注水速度が小さくなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3/4）

項目	解析条件（機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最悪条件			
原子炉トリップ 信号	原子炉トリップ力低 (11.04Pa(表)) (応答時間2.00秒以下)	原子炉トリップ力低 (11.04Pa(表)) (応答時間2.00秒以下)	トリップ設定値に許容差を考慮した低い値とし、遅れや信号発生間隔等を考慮して、応答時間を設定。	運転員等操作時間が増加する影響は小さい。	解析条件で想定している原子炉トリップ時間よりわずかに遅くなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	非常用炉心冷却装置作 動開始直後から30秒後に 停止機組	3700m ³ /h (原発電機3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、機組注水ポンプの定常運転時に余裕を考慮して設定。	補助給水ポンプの作動開始直後から30秒後に停止機組	解析条件で想定している補助給水ポンプの作動開始時間より長くなるため、蒸気発生器本体の注水速度が小さくなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
運転員等 操作時間	最大注入特性	定格注入特性	原子炉格納容器注力率を厳しくするよう、設計値に注入特性の余裕低減等を考慮した最大注入特性を設定。	原子炉格納容器注力率を厳しくするよう、設計値に注入特性の余裕低減等を考慮した最大注入特性を設定。	解析条件で想定している1次炉内圧への注水速度より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の注力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	最大注入特性	定格注入特性	機組口からの放出量を厳密に、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器注力及び機組の評価の観点から厳しい設定。	機組口からの放出量を厳密に、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器注力及び機組の評価の観点から厳しい設定。	解析条件で想定している1次炉内圧への注水速度より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の注力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却装置作 動開始直後から30秒後に 停止機組	1500m ³ /h (原発電機3基合 計)	補助給水ポンプの作動時間は、機組注水ポンプの定常運転時に余裕を考慮して設定。	補助給水ポンプの作動開始直後から30秒後に停止機組	解析条件で想定している補助給水ポンプの作動開始時間より長くなるため、蒸気発生器本体の注水速度が小さくなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
		1500m ³ /h (原発電機3基合 計)	補助給水ポンプの作動時間は、機組注水ポンプの定常運転時に余裕を考慮して設定。	補助給水ポンプの作動開始直後から30秒後に停止機組	解析条件で想定している補助給水ポンプの作動開始時間より長くなるため、蒸気発生器本体の注水速度が小さくなり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

相違理由

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.9 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（原子炉格納容器の除熱機能喪失））

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

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（4/4）

項目	解析条件（最悪条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最悪条件			
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa(絶対) (最低保持圧力)	約4.0MPa(絶対) (通常運転時管理値) (中央)	貯水への注水のタイミングを遅くする運転の圧力として設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より低くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が減少する。蓄圧タンク内の初期保有水量が減少すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より低くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が減少する。蓄圧タンク内の初期保有水量が減少すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。
蓄圧タンク 保有水量	25.0m ³ /基 (最低保持水量)	27.0m ³ /基 (通常運転時管理値)	標準的に最低の保有水量を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。
所屬設備	燃料取扱用ホッパー 12.5%、4.9(約10%) (注:水量は約)	燃料取扱用ホッパー 12.0%、4.9(約10%) (注:水量は約)	高燃焼燃料を伴う燃料取扱用ホッパー水位として設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。
格納容器 内積留量	2基 1基当たりの除熱特性 約1.0MPa(絶対) 約1.0MPa(絶対) 約1.0MPa(絶対)	2基 1基当たりの除熱特性 1.00T(絶対) 1.00T(絶対) 約0.7MW(絶対)	設計値より小さい値を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。

枠囲みの範囲は概略に係る事項ですので公開することはできません。

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（4/4）

項目	解析条件（最悪条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最悪条件			
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa(絶対) (最低保持圧力)	約4.0MPa(絶対) (通常運転時管理値) (中央)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、貯水への注水のタイミングを遅くする運転の圧力として設定。 蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、貯水への注水のタイミングを遅くする運転の圧力として設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より低くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が減少する。蓄圧タンク内の初期保有水量が減少すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より低くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が減少する。蓄圧タンク内の初期保有水量が減少すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。
蓄圧タンク 保有水量	25.0m ³ /基 (最低保持水量)	約25.0m ³ /基 (通常運転時管理値) (中央)	最小の保有水量を設定。 蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。
所屬設備	燃料取扱用ホッパー 12.5%、4.9(約10%) (注:水量は約)	燃料取扱用ホッパー 12.0%、4.9(約10%) (注:水量は約)	高燃焼燃料を伴う燃料取扱用ホッパー水位として設定。 燃料取扱用ホッパー水位について設計値を保守的に設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。
格納容器 内積留量	2基 1基当たりの除熱特性 約1.0MPa(絶対) 約1.0MPa(絶対) 約1.0MPa(絶対)	2基 1基当たりの除熱特性 1.00T(絶対) 1.00T(絶対) 約0.7MW(絶対)	設計値より小さい値を設定。 設計値より小さい値を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持水量より多くなるため、蓄圧タンク内の初期保有水量が増える。蓄圧タンク内の初期保有水量が増えると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下し、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。蓄圧タンクの初期保持圧力が低下すると、蓄圧タンクの初期保持圧力が低下する。

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。

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.9 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（原子炉格納容器の除熱機能喪失））

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

表3 操作条件が要員の配置による他の操作による他の影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析コードの不確かさによる影響	解析条件（操作条件）を「除く」ことによる影響				
格納容器内自然対流除熱機（冷却ファン）による影響	解析コードの不確かさによる影響は、冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。冷却ファン駆動時の振動は、冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。	冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。	冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。	格納容器内自然対流除熱機（冷却ファン）の操作による影響が大きい。	格納容器内自然対流除熱機（冷却ファン）の操作による影響が大きい。	冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。
運転条件	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。

表3 運転員等操作時間による影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析コードの不確かさによる影響	解析条件（操作条件）を「除く」ことによる影響				
格納容器内自然対流除熱機（冷却ファン）による影響	解析コードの不確かさによる影響は、冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。	冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。	冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。	格納容器内自然対流除熱機（冷却ファン）の操作による影響が大きい。	格納容器内自然対流除熱機（冷却ファン）の操作による影響が大きい。	冷却ファン駆動時の振動による影響が大きい。
運転条件	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。	運転条件は、運転員による操作による影響が大きい。

相違理由

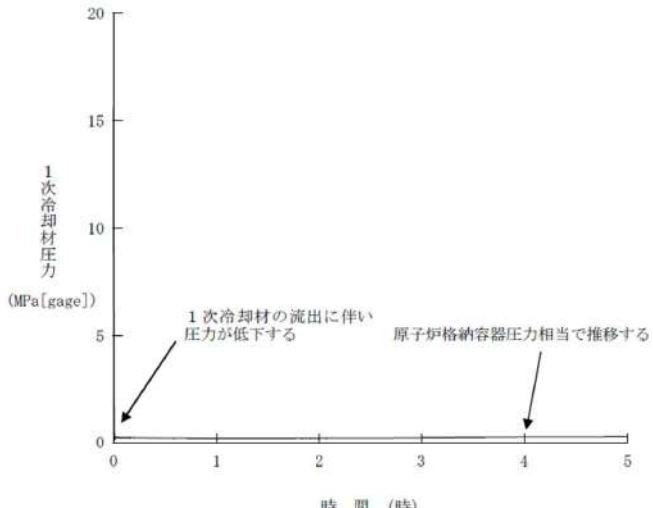
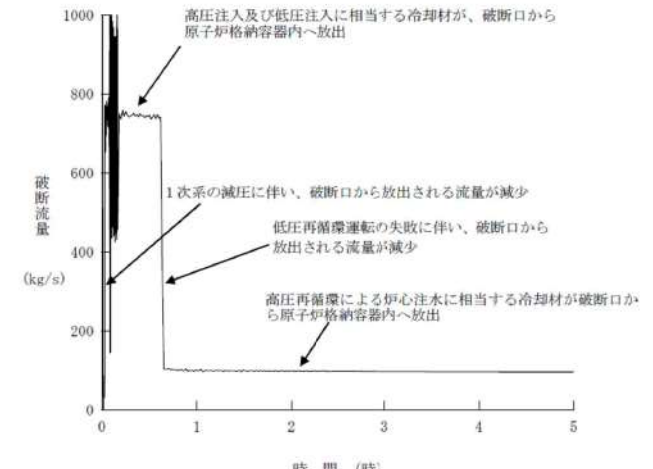
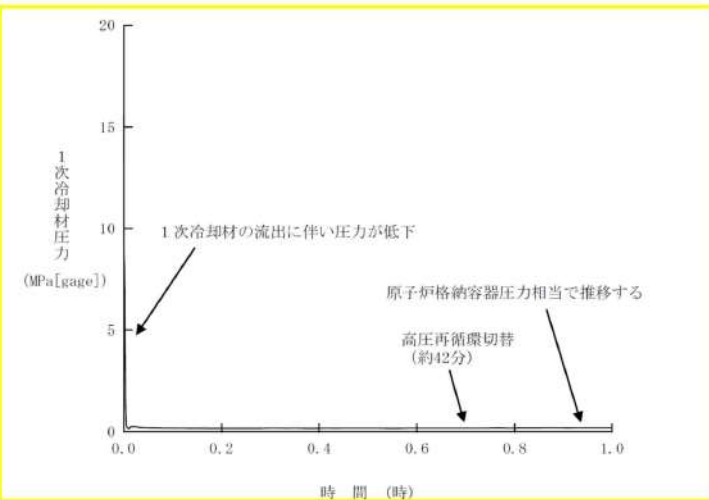
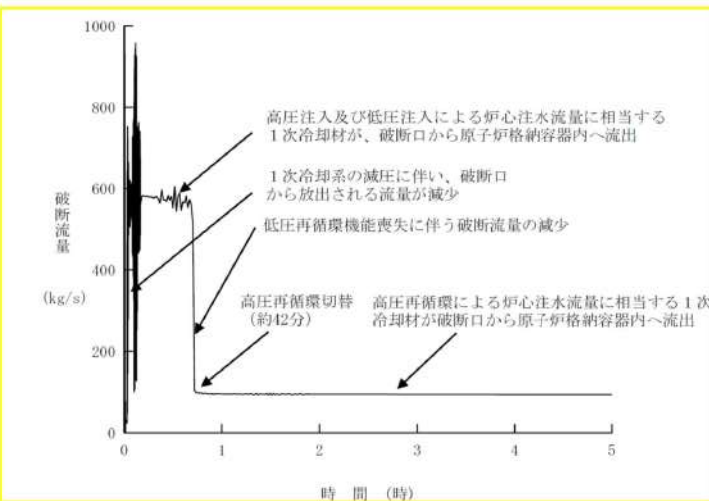
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.10 燃料評価結果について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	差異の説明														
<p>(大飯は燃料評価に関する添付資料を作成していない)</p>	<p>添付資料 7.1.4.10</p> <p>燃料評価結果について</p> <p>1. 燃料消費に関する評価（原子炉格納容器の除熱機能喪失） 重要事故シーケンス 【大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレィ注入機能が喪失する事故】</p> <p>事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。</p> <table border="1" data-bbox="1064 550 1957 933"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td> ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{kl}$ </td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td> 緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4t/h×1台+19.3t/h×1台)×24h×7日間=7,342 t = 約7.4kl </td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kl</td> </tr> <tr> <td colspan="2">結果</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kl）にて供給可能</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ディーゼル発電機重油消費量計算式</p> $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \left(\begin{array}{l} V: \text{重油必要容量 (kl)} \\ N: \text{発電機定格出力 (kW)} = 5,600 \\ H: \text{運転時間 (h)} = 168 \text{ (7日間)} \\ \gamma: \text{燃料油の密度 (kg/kl)} = 825 \\ c: \text{燃料消費率 (kg/kW\cdot h)} = 0.2311 \end{array} \right)$	燃料種別		軽油	時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{kl}$	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4t/h×1台+19.3t/h×1台)×24h×7日間=7,342 t = 約7.4kl	合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kl	結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kl）にて供給可能	<p>※他事象同様、大飯と同様の記載を追加</p>
燃料種別		軽油														
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{kl}$														
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4t/h×1台+19.3t/h×1台)×24h×7日間=7,342 t = 約7.4kl														
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kl														
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kl）にて供給可能														



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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.11 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="907 167 1041 191">添付資料 2.4.9</p> <p data-bbox="291 231 896 263">原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について</p> <p data-bbox="156 303 873 335">原子炉格納容器の除熱機能喪失時における主要な事象初期の応答を以下に示す。</p>  <p data-bbox="358 869 907 901">図1 1次冷却材圧力の推移（本資料図 2.4.5 の拡大図）</p>  <p data-bbox="358 1396 817 1428">図2 破断流量の推移（本資料図 2.4.6 の拡大図）</p>	<p data-bbox="1780 167 1960 191">添付資料 7.1.4.11</p> <p data-bbox="1209 231 1814 263">原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について</p> <p data-bbox="1075 303 1792 335">原子炉格納容器の除熱機能喪失時における主要な事象初期の応答を以下に示す。</p>  <p data-bbox="1198 861 1803 893">図1 1次冷却材圧力の推移（本資料 第 7.1.4.4 図の拡大図）</p>  <p data-bbox="1220 1404 1769 1436">図2 破断流量の推移（本資料 第 7.1.4.5 図の拡大図）</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）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.12 FFRD 現象の有効性評価への影響について）

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;">補足説明資料</p> <p style="text-align: center;">27. FFRD 現象の有効性評価への影響について</p> <p>近年、海外では燃焼の進んだ燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験において、非常に高い燃焼度に到達した燃料の一部で被覆管の膨れ・破裂に伴うペレットの細分化、軸方向の再配置及び破裂開口部からのペレット細片の放出が生じる現象（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal FFRD）が報告されている。ここでは、有効性評価に対する FFRD 現象の影響について示す。</p> <p>(1) FFRD 現象の概要</p> <p>FFRD 現象は LOCA 時の燃料挙動を調査する目的で、国際プロジェクトとして実施しているハルデン炉プロジェクト、SCIP-Ⅲプロジェクトで近年確認された現象である^[1]（図1）。FFRD 現象は以下の事象が進展していくことで発生する。</p> <p>a. ペレットの破碎(Fragmentation)</p> <p>燃料温度上昇に伴いペレットが破碎し燃料片になるが、一定の燃焼度を超えると微細な燃料片の割合が増加してくる。</p> <p>この時、核分裂生成(Fission Products, FP)ガス等が放出され、冷却材中の放射線量増加に繋がる可能性がある。</p> <p>b. ペレットの燃料棒軸方向再配置(Relocation)</p> <p>LOCA 時の昇温により被覆管膨れ部が発生すると、拡張した燃料棒内空間に微細化した燃料片が移動する(特に微細な燃料片では充填率が高くなる)ことで、局所的に出力が増加して被覆管温度が上昇し、酸化・脆化が進行する可能性がある。</p> <p>これが原因で、クエンチ時に発生する引張応力により燃料棒が分断する可能性がある。</p> <p>c. 破裂開口部からのペレット細片の放出(Dispersal)</p> <p>燃料棒から放出されたペレット片による冷却材流路閉塞により、炉心の冷却可能形状が失われる可能性がある。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図1 ハルデン炉試験で確認されたペレットの破碎と被覆管破裂開口部への集積^[2]</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.4.12</p> <p style="text-align: center;">FFRD 現象の有効性評価への影響について</p> <p>近年、海外では燃焼の進んだ燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験において、非常に高い燃焼度に到達した燃料の一部で被覆管の膨れ・破裂に伴うペレットの細分化、軸方向の再配置及び破裂開口部からのペレット細片の放出が生じる現象（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal : FFRD）が報告されている。ここでは、有効性評価に対する FFRD 現象の影響について示す。</p> <p>(1) FFRD 現象の概要</p> <p>FFRD 現象は LOCA 時の燃料挙動を調査する目的で国際プロジェクトとして実施しているハルデン炉プロジェクト、SCIP-Ⅲプロジェクトで近年確認された現象である^[1]（図1）。FFRD 現象は LOCA 時に以下の事象が進展していくことで発生する。</p> <p>i. ペレットの破碎 (Fragmentation)</p> <p>燃料温度上昇に伴いペレットが破碎し燃料片になるが、一定の燃焼度を超えると微細な燃料片の割合が増加してくる。</p> <p>この時、核分裂生成 (Fission Products, FP) ガス等が放出され、冷却材中の放射線量増加に繋がる可能性がある。</p> <p>ii. ペレットの燃料棒軸方向再配置 (Relocation)</p> <p>燃料片が燃料棒内を移動し被覆管膨れ部に集積する（特に微細な燃料片では充填率が高くなる）ことで、局所的に被覆管温度が上昇し、酸化が進行することなどにより被覆管強度が低下する。</p> <p>これが原因で、クエンチ時に発生する引張応力により燃料棒が分断する可能性がある。</p> <p>iii. 破裂開口部からのペレット細片の放出 (Dispersal)</p> <p>燃料棒から放出されたペレット片による冷却材流路閉塞により、炉心の冷却可能形状が失われる可能性がある。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図1 ハルデン炉試験で確認された FFRD 現象^{[2][3]}</p>	<p>設計の相違</p> <p>高燃焼度まで照射された燃料については線出力密度が低いため LOCA 時の被覆管温度が相対的に低く被覆管破裂に至ることはないという論旨は同等</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.12 FFRD 現象の有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 有効性評価への影響</p> <p>a. Fragmentationによる微細な燃料片の発生可能性</p> <p>FFRD現象は燃料の高燃焼度化に伴い発生する可能性が増大されるとされており、燃焼の進展に伴う、Fragmentationによる微細な燃料片の発生については、NUREG-2121によると燃焼度約70GWd/tで顕在化すると報告されている^[1]。一方、高燃焼度9×9型燃料信頼性実証試験において、9×9型燃料(A型、B型)について5サイクル照射(燃料体燃焼度:約53GWd/t)した燃料の燃料要素のピーク燃焼度は最大約69GWd/tであることが報告されている^{[3][4]}。また、女川2号炉の至近2サイクルにおけるピーク燃焼度は最大約67GWd/tであることを確認している。</p> <p>よって、現状の9×9型燃料の燃焼度範囲を踏まえると、Fragmentationによる微細な燃料片の発生はほとんどないと考えられる。</p> <p>b. 仮に微細な燃料片が発生した場合の影響評価</p> <p>LOCA時には燃料温度上昇に伴う内圧上昇に起因し、燃料被覆管の膨れが発生するが、仮に、微細な燃料片が発生していた場合、それらが被覆管の膨れ部に集積することで、局所的に出力が増加して被覆管温度が上昇し、酸化・脆化が進行する可能性がある。しかし、燃焼度末期の9×9型燃料については、反応度が低下していることにより線出力は低い(設計用出力-燃焼履歴から、最大線出力密度は燃焼度初期～中期の半分程度の約20kW/mとなる)。</p> <p>微細な燃料片が被覆管の膨れ部に集積した場合の被覆管温度に与える影響については、ハルデン炉試験を参考とした予備的な解析が実施されており、一例ではあるが、被覆管温度は約100℃上昇するとの結果が報告されている^[5]。</p> <p>有効性評価においては、最大線出力の燃料棒で被覆管温度および円周方向応力を評価しているが、TQUVシーケンスにおいて燃焼度末期を模擬した燃料棒(燃焼度75GWd/tと設定)の評価結果を図2に示す。評価の結果、被覆管温度は約721℃、円周方向応力は約34MPaとなり、FFRD現象により、仮に被覆管温度が100℃上昇した場合でも、破裂判定曲線を越えることはないことが確認できる。</p> <p>以上のことから、一部の箇所でも微細な燃料片が発生し、それらがLOCA時に被覆管の膨れ部に集積した場合でも、微細な燃料片が発生する可能性のある燃焼度末期の線出力は低いため、被覆管の破裂が発生するような温度に到達する可能性は低いと考えられる。仮に、破裂判定曲線を越える場合でも、被覆管の破裂が一部の燃料集合体に留まるのであれば、敷地境界での実効線量の基準上問題にならないと考えられる。</p>	<p>(2) 有効性評価への影響</p> <p>FFRD現象は燃料の高燃焼度化に伴い発生する可能性が増大するとされており、燃焼の進展に伴うFragmentationの発生については、これまでの研究成果をまとめた論文によるとペレット燃焼度約68～72GWd/tで顕在化すると報告されている^[1]。</p> <p>ここで、PWR高燃焼度化ステップ2燃料については集合体最高燃焼度が55GWd/t、燃料棒平均の設計最高燃焼度は61GWd/t、局所は最高71GWd/tである。(なおステップ1燃料およびMOX燃料については、局所最高62GWd/tである。)</p> <p>ステップ2燃料では、設計条件まで考慮した場合、FFRDが顕在化する燃焼度を越えるものの、そのような高燃焼度まで照射された燃料については線出力密度が低いためLOCA時の被覆管温度が相対的に低く被覆管破裂に至ることはないと考えられること、また、泊3号における55GWd/t燃料を用いた炉心運用における局所最高燃焼度は概ね63GWd/t程度であり現実的にはFragmentationが発生することはないと考えられることから、有効性評価への影響はないと考えられる。</p>	

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.12 FFRD 現象の有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 TQUV シーケンスにおける最大被覆管温度と円周方向応力の破裂判定曲線との比較（燃焼度末期，燃焼度末期（PCT +100°C），PCT 最大）</p>		
<p>(3) 今後の取組み</p> <p>海外における FFRD 現象の LOCA 基準の取込みについては以下のとおり。</p> <p>i. 米国</p> <p>現状、試験研究の実績を踏まえ、燃焼度制限内である 62GWd/t(燃料棒平均)であれば FFRD 現象が顕在化することはないことから、FFRD 現象に対する規制措置は必要ないと整理している。一方、LOCA 時の FFRD 現象の挙動の理解および燃料の高燃焼度化や設計改良も見据え、今後も試験研究は継続していくという判断。</p> <p>ii. 欧州</p> <p>フランスを除く欧州諸国について規制の取込みは要求されていない。フランスでも現状要求はされていないが、今後の規制措置のなかで考慮される予定。</p>	<p>(3) 今後の取組み</p> <p>海外における FFRD 現象の LOCA 基準の取込みについては以下のとおり。</p> <p>i. 米国</p> <p>これまでの、試験研究の実績を踏まえ、現在の米国における標準的な燃焼度制限値 62GWd/t (燃料棒平均) であれば FFRD 現象が顕在化することはないことから、FFRD 現象に対する規制措置は必要ないと整理している^[2]。なお、最近 NRC は、米国産業界による 5wt%濃縮度燃料を用いた更なる高燃焼度化（70GWd/t 超）指向を踏まえ FFRD に関する中間報告レポートを発行している^[4]。本レポートは現行運用を超える更なる高燃焼度燃料のライセンス申請が行われることを想定し、現状得られているデータから安全側の評価を行う観点から、FFRD を考慮すべき燃焼度を保守的にペレット燃焼度 55GWd/t に設定しているものであり、現在の実体の炉心・燃料運用において FFRD に対する規制化は不要とする考え方に変更はない。</p> <p>ii. 欧州</p> <p>欧州諸国については特に規制への取込みは要求されていない^[6]。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（添付資料 7.1.4.12 FFRD 現象の有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) まとめ</p> <p>現状の9×9型燃料の燃焼度範囲を踏まえると、Fragmentationによる微細な燃料片の発生はほとんどないと考えられる。また、一部の箇所で微細な燃料片が発生し、それらがLOCA時に被覆管の膨れ部に集積した場合でも、微細な燃料片が発生する可能性のある燃焼度末期の線出力は低いため、被覆管の破裂が発生するような温度に到達する可能性は低いと考えられる。仮に、破裂判定曲線を超える場合でも、被覆管の破裂が一部の燃料集合体に留まるのであれば、敷地境界での実効線量の基準上問題にならないと考えられる。以上のことから、有効性評価におけるFFRD現象の影響について、評価項目の適合性という観点で問題にならないことを確認した。</p> <p>以上</p> <p>参考文献</p> <p>[1] Patrick A. C. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal during the Loss-of-Coolant Accident”, NUREG-2121, March 2012</p> <p>[2] Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions State-of-the-art Report, “, OECD 2009 NEA NO.6846</p> <p>[3] 「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書付録1」((独)原子力安全基盤機構, 平成19年12月)</p> <p>[4] 「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書付録2」((独)原子力安全基盤機構, 平成19年12月)</p> <p>[5] 中江延男, 山内紹裕, 小津正明, Kevin Govers, Marc Verwerft, 「事故時燃料冷却性評価研究(その1)燃料パルレーンギ, リロケーションの被覆管温度への影響評価」日本原子力学会「2014年秋の大会」2014年9月8-10日補足</p>	<p>日本では、現在参画している国際プロジェクトによって得られる成果を収集すると共に、原子力規制庁による安全研究としてJAEAにおいて燃焼の進んだ軽水炉燃料棒に対するLOCA模擬実験を実施し、知見の拡充をしていく予定と承知している。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>泊3号におけるFFRDによる有効性評価への影響について検討した。FFRDが顕在化する高燃焼度燃料については線出力が低く、被覆管破裂が発生するような温度に到達する可能性は低いと考えられること等を踏まえれば、有効性評価に影響するものではないと判断する。</p> <p>引用文献</p> <p>[1] Capps, et. al., “A Critical Review of High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal under Loss-Of-Coolant Accident Conditions”, Journal of Nuclear Materials 546 (2021) 152750</p> <p>[2] U.S.NRC, SECY-15-0148, “Evaluation of Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal Under Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) Conditions Relative to the Draft Final Rule on Emergency Core Cooling System Performance During a LOCA (50.46c),</p> <p>[3] NUREG-2121, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident”</p> <p>[4] U.S.NRC, RIL 2021-13, “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal (FFRD) at High Burnup”</p> <p>[5] Graff, “Current status of fuel safety in France - LOCA and RIA”, Fuel Safety Research Meeting 2019, October 2019, Mito</p>	