

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE714-9 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

令和4年8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

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明	
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. 大阪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. 大阪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 P10】				
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. 大阪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				
・ 泊と大阪、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「差異の説明」欄に差異理由を記載しているプラントを【大阪】【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	大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
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。			差異なし （炉心への注水手段が高浜と泊・大阪で異なるが、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	泊と同じ	・ 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 ・ 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	・ 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 ・ 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	短期対策：差異なし 長期対策：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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
--------------	---------	--------------	-------

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
重要事故シーケンス	泊と同じ	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	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	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 0.360MPa[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。	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。	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) 主な差異

項目	大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
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、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、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。	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。	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、破断直後の炉心露出によって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って低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、「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% 以下となる。	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。	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

2-5) 差異の識別の省略

- 1 次系 (泊、高浜) ⇔ 1 次冷却系 (大飯)
- 2 次系 (泊、高浜) ⇔ 2 次冷却系 (大飯)
- 最小保有水量 (泊) ⇔ 最低保有水量 (大飯、高浜)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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) 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</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、「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>(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</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>(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</p>	<p>【高浜】 設計の相違 ・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）</p> <p>【高浜】 添付資料の相違 ・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破断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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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>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り、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、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。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>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り、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、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する。対策の概略系統図を第7.1.4.1図に、対応手順の概要を第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うち、「7.1.4.2(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重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は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>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）。</p> <p>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り、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、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。対策の概略系統図を第2.4.1.1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2.4.1.1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>【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>【高浜】 設計の相違 ・同上</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. ブラントトリップの確認 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 ブラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認 「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。 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、高圧注入流量等である。</p> <p>【比較のため移動】</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。 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>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>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。</p>	<p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10名で対処可能である。</p> <p>a. ブラントトリップの確認 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 ブラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認 「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。 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、高圧注入流量等である。</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。 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>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（広域）である。</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。</p>	<p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. ブラントトリップの確認 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 ブラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認 「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。 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、高圧安全注入流量等である。</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。 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>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>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。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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</p> <p>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>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. 燃料取替用水ピット補給操作</p> <p>高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</p> <p>(添付資料 2.4.2)</p> <p>h. 再循環自動切換の確認</p> <p>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位(3号炉:12.5%、4号炉:16.0%)以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位(広域)計指示が56%以上であることを確認する。</p> <p>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</p>	<p>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</p> <p>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。</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水位等であり、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. 燃料取替用水ピット補給操作</p> <p>低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</p> <p>(添付資料7.1.4.2)</p> <p>h. 再循環運転への切替</p> <p>燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上を確認し、再循環運転へ切替え、再循環運転へ移行する。</p> <p>なお、余熱除去ポンプトリップ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</p>	<p>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</p> <p>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。</p> <p>(添付資料2.4.3)</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</p> <p>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</p> <p>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>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ピットへの補給の話であるため、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】 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) ・燃料取替用水ピットの切替水位設定の差異</p> <p>【高浜】 手順の相違</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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>循環機能の回復操作を行う。</p> <p>再循環自動切替の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。</p> <p>i. 格納容器内自然対流冷却 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。 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 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>操作を行う。</p> <p>再循環運転への切替の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。</p> <p>i. 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。 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 長期対策として、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>再循環自動切替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>i. 格納容器内自然対流冷却 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。 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 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>・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（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・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> <p>【高浜】 名称等の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 設計の相違</p> <p>・差異理由は前述のとおり（1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）

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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</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>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及び再循環切替後の低圧再循環運転による炉心冷却が期待できず、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、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、設計基準事故時における評価結果を参照する。また、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いる設計基準事故時における評価結果を参照する。</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>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は 7.1.4.1(2) 事故シーケンスグループの特徴の記載に合わせて炉心冷却に関して記載</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】 記載方針の相違</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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>「3.5.1原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。 (添付資料 2.7.3)</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 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。 (添付資料 2.4.3)</p> <p>a. 事故条件 (a) 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。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 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 外部電源はあるものとする。 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、より炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプル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>(添付資料7.1.4.3)</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 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。 (添付資料7.1.4.4)</p> <p>a. 事故条件 (a) 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、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) 安全機能の喪失に関する仮定 格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、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、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル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>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 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。 (添付資料2.4.4)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 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。 (添付資料2.4.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に関する仮定 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 外部電源はあるものとする。 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、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル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>【大阪】 記載方針の相違</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</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>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0

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

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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。</p> <p>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。 蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage] 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>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) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ 炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台作動し、再循環切替後は低圧再循環機能が喪失するため、高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。また、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：0 m³/h ～ 約 350m³/h， 0 MPa[gage] ～ 約 15.7MPa[gage]），（低圧注入特性：0 m³/h ～ 約 1,820m³/h， 0MPa[gage]～約1.3MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。</p> <p>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>(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。 蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage] 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>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台作動し、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。</p> <p>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。 蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage] 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>【大阪】 設備名称の相違 設計の相違</p> <p>【高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では再循環切替前後の高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの作動状況を記載（伊方と同様） 【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>(e) 再循環切替 再循環切替は、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：13.0%）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>(e) 再循環切替 再循環切替は、燃料取替用水ピット水位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し、炉心注水が開始される。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炉心は冠水状態に維持される。</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>設計の相違</p> <p>【高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違 【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、</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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>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。切替時に余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失するが、高圧注入ポンプによる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>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>伊方と同様) 【高浜】 設備名称の相違 【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） 【大阪、高浜】 解析結果の相違 【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 FRD に関する考察を追加</p>
<p>b. 評価項目等</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評価しており、事象初期の</p>	<p>b. 評価項目等</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。</p>	<p>b. 評価項目等</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>【大阪、高浜】 解析結果の相違 【大阪】 記載方針の相違 ・泊も同様の挙動ではあるが、7.1.4.2にてMAAPは事象初期の適用性が低いことを記載しており改めての記載は不要と判断しb.評価項目等には記載</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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>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>(添付資料 2.7.3)</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>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</p>	<p>燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第7.1.4.9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って低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を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%以下となる。</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約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る。</p> <p>再循環切替後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の継続により炉心の冷却が維持され、事象発生の約1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により、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.4.6)</p> <p>なお、低圧注入系の復旧により使用が期待できる場合には、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行うこと</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>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</p>	<p>していない</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】 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 ・泊は低圧再循環機能喪失時の炉心冷却維持について記載(大阪と同様)</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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>により、低温停止状態に到達させることが可能である。また同様に、格納容器スプレイ系の復旧により使用が期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転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>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>・泊は低圧再循環が喪失するが、低圧注入系の復旧が期待できる場合の炉心冷却に関して記載（伊方と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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。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は大きくなる。</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、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。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、「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は大きくなる。</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。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は大きくなる。</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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>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</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、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク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>破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。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</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>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>【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自由体積及びヒートシンク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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>然対流冷却の開始が遅くなる。</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 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</p>	<p>格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p> <p>原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、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 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</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 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</p>	<p>る側のみとなる（伊方と同様）</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】 評価方針の相違 ・泊ではCV自由体積及びヒートシンクは事象進展に優先的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】 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】 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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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>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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>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しくなる。その後、1次冷却材圧力が低下することから高压注入流量が増加し、また、低压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>【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）

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
		<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</p> <p>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</p> <p>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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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</p>	<p>原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク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緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、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、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7.1.4.3図に示すと</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（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</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】 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>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・差異理由は前述のとおり（15 ページ参照）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p>

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

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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 格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確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 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>(添付資料 2.4.7)</p>	<p>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 格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確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 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、約8.5時間の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 7.1.4.8)</p>	<p>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 格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確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 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>(添付資料2.4.8)</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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 style="text-align: right;">(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 style="text-align: right;">(添付資料 7.1.4.9)</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 style="text-align: right;">(添付資料2.4.9)</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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>燃料取替用水ピット（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、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピ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</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」に示す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）の合計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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）を水源とする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、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）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、燃料取替用水ピ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</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</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である 大阪、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>【高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設計の相違 ・燃料取替用水ピット（タンク）の有効水量の相違 ・燃料取替用水ピット（タンク）の切替水位設定の差異</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>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527.1kℓの軽油が必要となる。</p> <p>緊急時対策所用発電機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7.4kℓの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して 約534.5kℓとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示 すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kℓ) 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 style="text-align: right;">(添付資料 7.1.4.10)</p>	<p>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 とおり燃料油貯油槽の合計油量 (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 style="text-align: right;">(添付資料2.1.12)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・ディーゼル発電機の 仕様により必要な油量 が異なるが、貯油槽の 容量にて供給可能であ り問題ない ・油の種類として泊は 軽油を使用するが、大 阪、高浜は重油を使用 する</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯油槽容量の相違</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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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>重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失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</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、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>発電所災害対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、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</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>重大事故等対策要員は、本事故シーケンスにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失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</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】 要員名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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>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>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>・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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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（1/3）

判別及び操作	手順	重大事故等対応設備	
		常設設備	計装設備
a. アフロントリップの確認	・ 警報の発生に伴い、原子炉トリップ及びスターセトリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電線及び外部電線損失の有無を確認する。	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域域中性子束
b. 安全注入シュータンス作動状況の確認	・ 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、安全注入シュータンスが作動していることを確認する。	燃料冷却器用水ベクトル 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ	高圧注入流量 燃料冷却器用水ベクトル水位 1 次冷却材圧力
c. 高圧注入系動作の確認	・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、高圧注入系が動作することを確認する。	高圧タンク	1 次冷却材圧力
d. 1 次冷却材の漏えいの判別	・ 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、格納容器サブ・格納容器内高圧ポンプ水位の上昇、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別を行う。	-	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器内温度 格納容器内高圧ポンプ水位 格納容器内高圧ポンプ流量 格納容器内高圧ポンプ水位 格納容器内高圧ポンプ流量
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判別	・ 格納容器圧力（圧減）計器が 190kPa (g) 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別する。	-	格納容器圧力 (圧減) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器内温度 燃料冷却器用水ベクトル水位 燃料冷却器用水ベクトル流量 格納容器内高圧ポンプ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

第 7.1.4.1 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）

判別及び操作	手順	重大事故等対応設備	
		常設設備	計装設備
a. アフロントリップの確認	・ 警報の発生に伴い、原子炉トリップ及びスターセトリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電線及び外部電線損失の有無を確認する。	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域域中性子束
b. 安全注入シュータンス作動状況の確認	・ 「ECS 作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シュータンスが作動していることを確認する。	燃料冷却器用水ベクトル 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ	高圧注入流量 燃料冷却器用水ベクトル水位 1 次冷却材圧力 (圧減)
c. 1 次冷却材の漏えいの判別	・ 加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サブ・格納容器内高圧ポ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別を行う。	-	加圧器水位 1 次冷却材圧力 (圧減) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高圧ポンプ水位 ニタ (高圧レンジ) ニタ (低圧レンジ) 格納容器内高圧ポンプ流量 (圧減) 格納容器内高圧ポンプ水位 (圧減)
d. 高圧注入系動作の確認	・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、高圧注入系が動作することを確認する。	高圧タンク	1 次冷却材圧力 (圧減)
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判別	・ 原子炉格納容器圧力指示が 90.127kPa (g) 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別する。	-	B-格納容器スプレイ冷却器 出口温度 (AM用) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 燃料冷却器用水ベクトル水位 燃料冷却器用水ベクトル流量 格納容器内高圧ポンプ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

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（1/3）

判別及び操作	手順	重大事故等対応設備	
		常設設備	計装設備
a. アフロントリップの確認	・ 警報の発生に伴い、原子炉トリップ及びスターセトリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電線及び外部電線損失の有無を確認する。	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域域中性子束
b. 安全注入シュータンス作動状況の確認	・ 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、安全注入シュータンスが作動していることを確認する。	燃料冷却器用水ベクトル 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ	高圧安全注入流量 燃料冷却器用水ベクトル水位 1 次冷却材圧力
c. 1 次冷却材の漏えいの判別	・ 加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サブ・格納容器内高圧ポンプ水位の上昇、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別を行う。	-	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器内温度 格納容器内高圧ポンプ水位 格納容器内高圧ポンプ流量 格納容器内高圧ポンプ水位 格納容器内高圧ポンプ流量
d. 高圧注入系動作の確認	・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、高圧注入系が動作することを確認する。	高圧タンク	1 次冷却材圧力
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判別	・ 格納容器圧力指示が 177kPa (g) 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別する。	-	格納容器スプレイ流量積算 格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用) 燃料冷却器用水ベクトル水位 燃料冷却器用水ベクトル流量 格納容器内高圧ポンプ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

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

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

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（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備	
		常設設備	可搬設備
g. 格納容器スプレイレイン機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイレイン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確保（原子炉補機冷却水サーキットの加圧圧力確保）、格納容器スプレイレイン機能の回復操作及び緊急発生による炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【主要設備】格納容器冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 【補助設備】1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（配管）5. 冷却材ポンプ（制御） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管）
h. 再循環自動切換機構の増設	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレットの水水位が低下し、燃料取扱用ホビレットの運転操作を行う。 燃料取扱用ホビレット水水位が低下により燃料取扱用ホビレット水水位が指示の再循環動作水位（3号炉：12.0m、4号炉：13.0m）以下になれば、通常用炉心冷却設備（格納容器）の一端で再循環自動切換機構が作動し、格納容器内再循環動作へ移行する。 格納容器内再循環動作水位（圧力）が50%以上であることも確認する。 再循環自動切換機構、余裕容量の指示がない等により低圧再循環動作と判断した場合は、低圧再循環動作の回復操作を行う。 A、B原子炉補機冷却水サーキットの再循環動作を停止する。 C、D原子炉補機冷却水サーキットの再循環動作を開始し、格納容器内自然対流冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット 格納容器内再循環動作水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位 格納容器内再循環動作水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管）

【 】は有効性評価上期待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」における重大事故等対策について（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計画設備
l. 格納容器スプレイレイン機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイレイン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確保（原子炉補機冷却水サーキットの加圧圧力確保）、格納容器スプレイレイン機能の回復操作及び緊急発生による炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【主要設備】格納容器冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 【補助設備】1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管）
6. 燃料取扱用ホビレット漏洩の検出	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位が低下し、燃料取扱用ホビレットの運転操作を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位
h. 再循環運転への切替	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位が16.5%到達及び格納容器内再循環動作水位（圧力）71%以上を満足し、再循環動作へ切替る。再循環動作へ移行する。 余裕容量が完了すれば、通常を開始し、格納容器内自然対流冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管）
1. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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、通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> C、D-格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サーキット 格納容器内再循環ユニット 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> C、D-格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サーキット 格納容器内再循環ユニット 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプ水水位 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管）

【 】は有効性評価上期待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（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計画設備
g. 格納容器スプレイレイン機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイレイン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確保（原子炉補機冷却水サーキットの加圧圧力確保）、格納容器スプレイレイン機能の回復操作及び緊急発生による炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【主要設備】格納容器冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 【補助設備】1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管）
h. 再循環自動切換機構の増設	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレットの水水位が低下し、燃料取扱用ホビレットの運転操作を行う。 燃料取扱用ホビレット水水位が低下により燃料取扱用ホビレット水水位が指示の再循環動作水位（3号炉：12.0m、4号炉：13.0m）以下になれば、通常用炉心冷却設備（格納容器）の一端で再循環自動切換機構が作動し、格納容器内再循環動作へ移行する。 格納容器内再循環動作水位（圧力）が50%以上であることも確認する。 再循環自動切換機構、余裕容量の指示がない等により低圧再循環動作と判断した場合は、低圧再循環動作の回復操作を行う。 A、B原子炉補機冷却水サーキットの再循環動作を停止する。 C、D原子炉補機冷却水サーキットの再循環動作を開始し、格納容器内自然対流冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット 格納容器内再循環動作水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位 格納容器内再循環動作水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱用ホビレット水水位 格納容器内再循環動作水位 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管）
1. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> A、自然対流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、通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> A、自然対流再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サーキット 格納容器内再循環ユニット 再循環動作水位 再循環動作水位（圧力） 再循環動作水位（流量） 再循環動作水位（電機） 再循環動作水位（制御） 再循環動作水位（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプ水水位 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプ水水位 原子炉補機冷却水サーキット加圧圧力可搬型加圧装置（格納容器内設置） 1. 冷却材ポンプ（圧力）2. 冷却材ポンプ（流量）3. 冷却材ポンプ（電機）4. 冷却材ポンプ（制御）5. 冷却材ポンプ（配管）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

【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】
 設計の相違
 ・「h.再循環運転への切替」の手順については、泊は再循環運転へ自動切替しない設計となっている

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	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬設備
1. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	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 排水ポンプ	格納容器内温度 格納容器圧力(広域) AM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 可搬温度計測装置(格納容器再循環ユニット) 入口温度/出口温度(SA)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次冷却材再循環温度(広域) 1次冷却材再循環温度(広域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 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	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬設備
1. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、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。 	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 C、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 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 排水ポンプ	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力(AM用) 温度/出口温度 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次冷却材圧力(広域) 高圧注入流量 1次冷却材再循環温度(広域-低域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬設備
1. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	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、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 排水ポンプ	格納容器内温度 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 可搬温度計測装置(格納容器再循環ユニット) 入口温度/出口温度(SA)用 格納容器再循環ポンプ水位 格納容器再循環ポンプ水位 余熱除去流量 1次冷却材圧力 高圧安全注入流量 1次冷却材再循環温度(広域) 1次冷却材再循環温度(広域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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
 (大飯新LOCA+格納容器スプレィ注入失敗+低圧再循環失敗) (1/3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% $(3.411 \text{ MW}) > 1.02$
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21 \text{ MPa (base)}$
1次冷却材平均温度 (初期)	$307.11 + 2.2^\circ\text{C}$
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチッド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
蒸気発生量	5% (1基当たり)
2次側保有水量 (初期) 原子炉格納容器 自由体積	72,000 m^3
起回事象	大飯新LOCA 破断位置: 破断破断管 破断口径: 完全両側破断
安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環機能及び 格納容器スプレィ注入機能喪失
外部電源	外部電源あり

条件設定の考え方

本重要事象シナリオの重要な現象である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達、格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であること。

評価結果を細くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、原子炉格納容器内熱伝達及び炉心冷却能力を大きくすることから、原子炉格納容器内水位を評価し、評価結果を細くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

評価結果を粗くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

1次冷却材平均温度が高いと、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

破断位置の範囲は小さいものの、蒸気発生量より格納容器の有する水量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の幅を大きくすると、低圧再循環の破断を設定、破断口径は、1次冷却材配管 (口径約0.70m (27.5インチ)) の完全両側破断として設定。

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ものとして設定。

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くなり、再循環切替の時間が早くなるため、より再循環の早い時期に高圧のサンプ水を炉心注入することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、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。

大飯発電所3/4号炉

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
 (大飯新LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレィ注入機能喪失) (1/3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2.652 \text{ MW}) > 1.02$
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21 \text{ MPa (base)}$
1次冷却材平均温度 (初期)	$306.6 + 2.2^\circ\text{C}$
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチッド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
原子炉格納容器 自由体積	65,500 m^3
ヒーティング	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。
起回事象	大飯新LOCA 破断位置: 破断破断管 破断口径: 完全両側破断 格納容器スプレィ注入機能喪失 及び低圧再循環機能喪失
安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環機能及び 格納容器スプレィ注入機能喪失
外部電源	外部電源あり

条件設定の考え方

本重要事象シナリオの重要な現象である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達、格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であること。

評価結果を細くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、原子炉格納容器内熱伝達及び炉心冷却能力を大きくすることから、原子炉格納容器内水位を評価し、評価結果を細くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

評価結果を粗くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

1次冷却材平均温度が高いと、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

破断位置は、炉心注水直後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して想定、破断位置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して想定、破断口径は1次冷却材配管 (口径約0.70m (27.5インチ)) の完全両側破断として設定。

格納容器スプレィ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとして設定。

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くなり、再循環切替の時間が早くなるため、より再循環の早い時期に高圧のサンプ水を炉心注入することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、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。

泊発電所3号炉

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
 (中飯新LOCA+格納容器スプレィ注入失敗) (1/3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2.652 \text{ MW}) > 1.02$
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21 \text{ MPa (base)}$
1次冷却材平均温度 (初期)	$302.3 + 2.2^\circ\text{C}$
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチッド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
蒸気発生量 原子炉格納容器 自由体積	4% (1基当たり) 67,400 m^3
起回事象	中飯新LOCA 破断位置: 破断破断管 破断口径: 約0.1m (1インチ)
安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレィ注入機能喪失
外部電源	外部電源あり

条件設定の考え方

本重要事象シナリオの重要な現象である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達、格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であること。

評価結果を細くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、原子炉格納容器内熱伝達及び炉心冷却能力を大きくすることから、原子炉格納容器内水位を評価し、評価結果を細くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

評価結果を粗くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

1次冷却材平均温度が高いと、定常運転を考慮した上限値として設定、1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。

設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生量2次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の幅を大きくすると、低圧再循環の破断を設定、破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を抑制する約0.1m (1インチ) を仮定。

格納容器スプレィ注入機能が喪失するものとして設定。

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くなり、再循環切替の時間が早くなるため、より再循環の早い時期に高圧のサンプ水を炉心注入することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、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。

高浜発電所3/4号炉

差異の説明

【大飯、高浜】
 設計の相違
 ・炉心崩壊熱であり、
 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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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		泊発電所3号炉		高浜発電所3 / 4号炉		差異の説明
<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、トリップ限界値を設定。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、トリップ限界値を設定。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 (12.0MPa[gage]) (応答時間0秒)	標準的に設計基準事故の評価において使用している非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。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	原子炉圧力低 (11.30MPa[gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。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。
補給給水ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約360m ³ /h、 0MPa[gage]～約15.0MPa[gage]) (低圧注入特性： 0m ³ /h～約2,500m ³ /h、 0MPa[gage]～約1.5MPa[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流路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。		高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約350m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約15.7MPa[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流路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	370m ³ /h (蒸気発生器4基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約1,820m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約1.30MPa[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流路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。
補給給水ポンプ	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	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	補給給水ポンプ	電動補助給水ポンプ2台及びタービン電動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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。	電動補助給水ポンプ2台及びタービン電動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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が喪失する事故) (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、トリップ限界値を設定。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、トリップ限界値を設定。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 (11.30MPa[gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。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 (11.30MPa[gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。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。
補給給水ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約350m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約15.7MPa[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流路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。		高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約350m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約15.7MPa[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流路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	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約1,820m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約1.30MPa[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流路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。
補給給水ポンプ	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	280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	補給給水ポンプ	電動補助給水ポンプ2台及びタービン電動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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。	電動補助給水ポンプ2台及びタービン電動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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、トリップ限界値を設定。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、トリップ限界値を設定。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 (11.30MPa[gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。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 (11.30MPa[gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。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。
補給給水ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約220m 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流路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。		高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約220m 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流路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	280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	補給給水ポンプ	電動補助給水ポンプ2台及びタービン電動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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。	電動補助給水ポンプ2台及びタービン電動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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>【大飯、高浜】 設計の相違 ・炉島は隔別炉研であり、 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 L O C A + 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
重圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 重圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミミングが遅くなり、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、他の重要事故シナリオと同様に最低の保持圧力を設定。
重圧タンク保有水量	26.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 重圧タンクの保有水量が小さい方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事故シナリオと同様に最低の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取扱用水ピペット水位低到達時(3号炉：12.5%、4号炉：16%であり再循環切替までに炉心に注水される水量は同一) 3基	再循環切替を行う燃料取扱用水ピペット水位として設定。
格納容器再循環ユニット	除熱特性 100% 約 168℃ 約 4.1MW ~ 約 11.2MW (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、原子炉機械冷却水サーージタンクの現場加圧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 L O C A 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) (3 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 重圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミミングが遅くなり、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、他の重要事故シナリオと同様に最低の保持圧力を設定。
重圧タンク保有水量	26.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 重圧タンクの保有水量が小さいと、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、最小の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取扱用水ピペット水位低 (0.6.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取扱用水ピペット水位として設定。 燃料取扱用水ピペット水量については設計値を保守的に設定。
格納容器再循環ユニット	1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 3.0MW ~ 約 6.0MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
格納容器再循環ユニットによる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 5.00 分後	運転員等操作時間として、原子炉機械冷却水サーージタンクの現場加圧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 5.00 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 L O C A + 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
重圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 重圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミミングが遅くなり、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、他の重要事故シナリオと同様に最低の保持圧力を設定。
重圧タンク保有水量	28.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 重圧タンクの保有水量が小さいと、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、他の重要事故シナリオと同様に最低の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取扱用水タンク水位低 (1.6%) 到達	再循環切替を行う燃料取扱用水タンク水位として設定。 燃料取扱用水タンク水量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 155℃、 約 1.0MW ~ 約 8.1MW (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、原子炉機械冷却水サーージタンクの現場加圧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。

【大飯、高浜】
 設計の相違
 ・泊は両用機であり、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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <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>設計基準事故対応設備から追加した箇所</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</p>	<p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</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>【大飯、高浜】 設計の相違 【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>設計策定事項① 運転員が検出する事象については、当該事象の検出項目が記載されており、原子炉発電機において異常が発生した場合、運転員は当該事象検出時の対応として以下の対応プロセスにより事象を判断し、必要な対応を実施する必要があります。</p> <p>設計策定事項② B-DBAR規定(炉心保護防止)</p> <p>原子炉停止機能喪失 -原子炉トリップ、炉心保護解除せず -燃料棒保護位置でない -炉心燃料温度異常発生を防止せず</p> <p>全交直流電力電源喪失 -炉心保護解除操作における -特殊監視装置 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>原子炉トリップによる電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>タービントリップによる電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>発電機トリップによる電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>外部電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>注①-DBAR規定(運転員による炉心保護解除)で規定中 炉心保護解除操作は、炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する。</p> <p>凡例: ① 設計策定事項①(運転員による炉心保護解除) ② B-DBAR規定(炉心保護防止) 注: 実質はプロセスの違いを示す</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>設計策定事項① 運転員が検出する事象については、当該事象の検出項目が記載されており、原子炉発電機において異常が発生した場合、運転員は当該事象検出時の対応として以下の対応プロセスにより事象を判断し、必要な対応を実施する必要があります。</p> <p>設計策定事項② B-DBAR規定(炉心保護防止)</p> <p>原子炉停止機能喪失 -原子炉トリップ、炉心保護解除せず -燃料棒保護位置でない -炉心燃料温度異常発生を防止せず</p> <p>全交直流電力電源喪失 -炉心保護解除操作における -特殊監視装置 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>原子炉トリップによる電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>タービントリップによる電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>発電機トリップによる電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>外部電源喪失 -炉心保護解除操作 -炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する -炉心保護解除操作が許可される -炉心保護解除操作が実行される</p> <p>注①-DBAR規定(運転員による炉心保護解除)で規定中 炉心保護解除操作は、炉心保護解除操作に必要となる計測の異常発生を監視する。</p> <p>凡例: ① 設計策定事項①(運転員による炉心保護解除) ② B-DBAR規定(炉心保護防止) 注: 実質はプロセスの違いを示す</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>	<p>【大飯、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 (炉内と同様)</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>設計想定事象対応</p> <p>運転員が使用する手順については、各種等の判断項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後即時に以下の対応により対応を講ずるべきである。</p> <p>格納容器機能喪失防止</p> <p>炉心温度 330°C以上及び 格納容器内過いシリンダ圧 1.1 MPa以上</p> <p>炉心機能喪失防止</p> <p>運転員が使用する手順については、各種等の判断項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後即時に以下の対応により対応を講ずるべきである。</p> <p>凡例 ① 設計事象対応手順(運転員操作) ② B-DMA対応手順(運転員操作) ③ 運転員操作(運転員)</p> <p>注: 矢線はプロセスの流れを示す</p>	<p>設計想定事象対応</p> <p>運転員が使用する手順については、各種等の判断項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後即時に以下の対応により対応を講ずるべきである。</p> <p>格納容器機能喪失防止</p> <p>炉心温度 330°C以上及び 格納容器内過いシリンダ圧 1.1 MPa以上</p> <p>炉心機能喪失防止</p> <p>運転員が使用する手順については、各種等の判断項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後即時に以下の対応により対応を講ずるべきである。</p> <p>凡例 ① 設計事象対応手順(運転員操作) ② B-DMA対応手順(運転員操作) ③ 運転員操作(運転員)</p> <p>注: 矢線はプロセスの流れを示す</p>	<p>設計想定事象対応</p> <p>運転員が使用する手順については、各種等の判断項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後即時に以下の対応により対応を講ずるべきである。</p> <p>格納容器機能喪失防止</p> <p>炉心温度 330°C以上及び 格納容器内過いシリンダ圧 1.1 MPa以上</p> <p>炉心機能喪失防止</p> <p>運転員が使用する手順については、各種等の判断項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後即時に以下の対応により対応を講ずるべきである。</p> <p>凡例 ① 設計事象対応手順(運転員操作) ② B-DMA対応手順(運転員操作) ③ 運転員操作(運転員)</p> <p>注: 矢線はプロセスの流れを示す</p>	<p>【大飯、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2.4.1.2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>

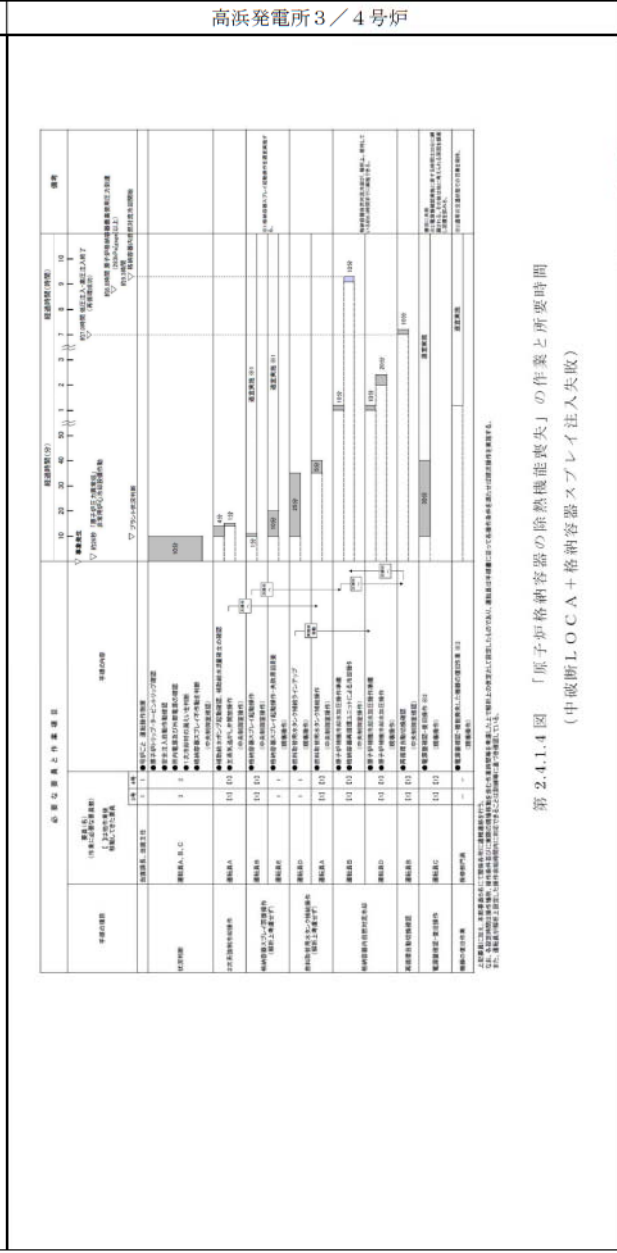
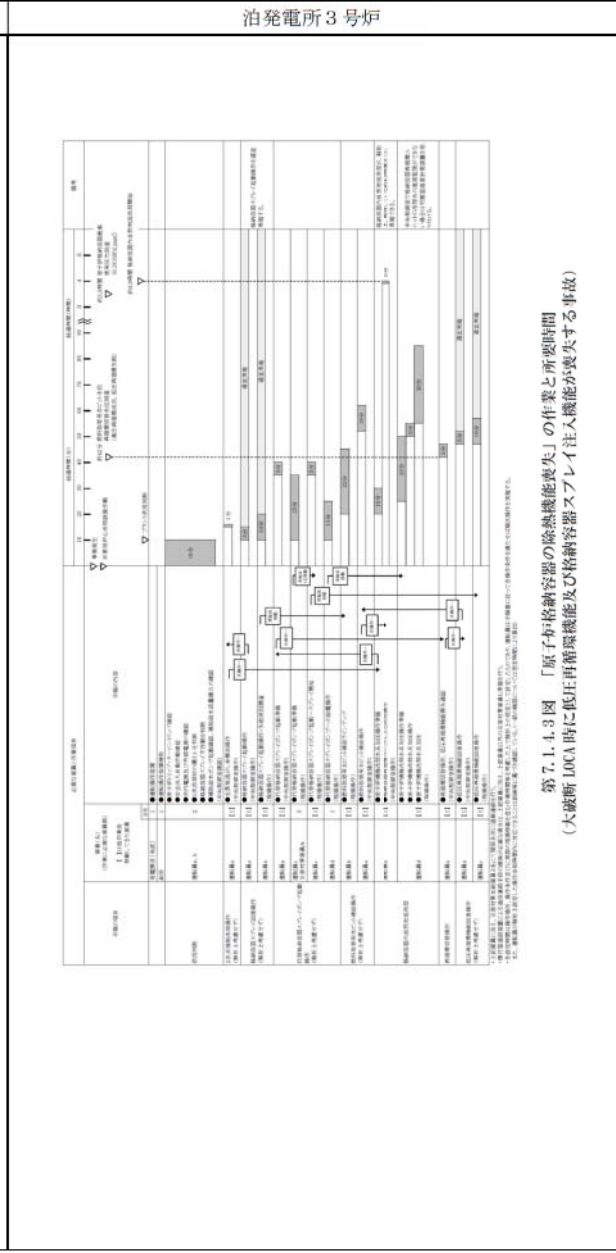
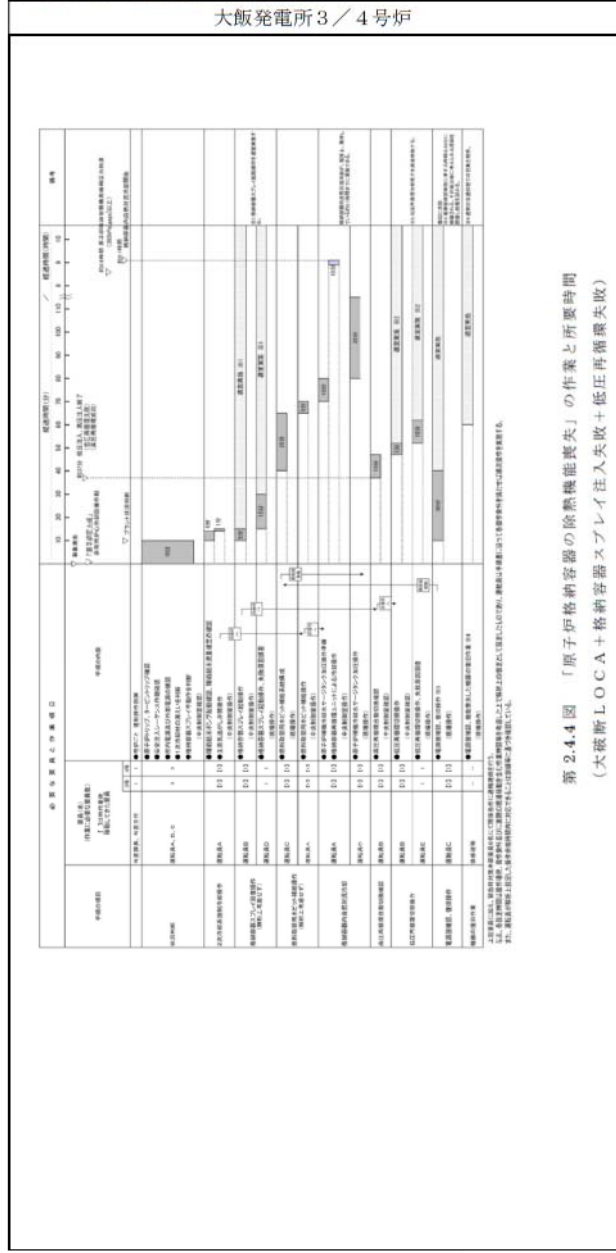
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
<p>（解析上の時間） （約3.0時間） （約0.3時間） （約1.0時間） （約0.8時間） （約0.5時間） （約0.3時間） （約0.2時間）</p> <p>※1 すべての非常用降圧及び常用降圧の動作が「警」ボルトを示した場合は、 ※2 マーケットの異常発生時降圧動作が正常動作の合計が 120mPa以上、 ※3 原子炉の降圧は以下で確認。 ※4 燃料貯留タンク（圧）が 120kPa以上、かつ格納容器スプレイト作動。 ※5 燃料貯留タンク水位が燃料貯留タンク水位（注水時）以下に達し、非常用降圧動作信号と同一で「再循環自動切替」が発生し、再循環降圧の移行及び格納容器内降圧動作（注水）が停止することを要する。 ※6 降圧動作時、注水速度により高圧再循環動作を確認及び格納容器スプレイト再循環動作不能を確認。 ※7 原子炉格納容器内降圧動作が 300kPa以上。 ※8 2号炉の格納容器内降圧動作は、蒸気発生部の蒸気発生を停止する。なお、降圧が完了すれば、その段階で実施する。 ※9 燃料貯留タンク水位が燃料貯留タンク水位（注水時）以下に達し、非常用降圧動作信号と同一で「再循環自動切替」が発生し、再循環降圧への移行及び格納容器内降圧動作（注水）が停止することを要する。 また、原子炉格納容器内降圧動作が 120kPa以上であることを要する。</p>	<p>（解析上の時間） （約3.0時間） （約0.8時間） （約0.5時間） （約0.3時間） （約0.2時間）</p> <p>※1 すべての降圧動作は降圧動作の合計が 120mPa以上。 ※2 降圧動作は以下で確認。 ※3 降圧動作時、注水速度により高圧再循環動作を確認及び格納容器スプレイト再循環動作不能を確認。 ※4 燃料貯留タンク（圧）が 120kPa以上、かつ格納容器スプレイト作動。 ※5 燃料貯留タンク水位が燃料貯留タンク水位（注水時）以下に達し、非常用降圧動作信号と同一で「再循環自動切替」が発生し、再循環降圧への移行及び格納容器内降圧動作（注水）が停止することを要する。 ※6 降圧動作時、注水速度により高圧再循環動作を確認及び格納容器スプレイト再循環動作不能を確認。 ※7 原子炉格納容器内降圧動作が 300kPa以上。 ※8 2号炉の格納容器内降圧動作は、蒸気発生部の蒸気発生を停止する。なお、降圧が完了すれば、その段階で実施する。 ※9 燃料貯留タンク水位が燃料貯留タンク水位（注水時）以下に達し、非常用降圧動作信号と同一で「再循環自動切替」が発生し、再循環降圧への移行及び格納容器内降圧動作（注水）が停止することを要する。 また、原子炉格納容器内降圧動作が 120kPa以上であることを要する。</p>	<p>（解析上の時間） （約3.0時間） （約0.8時間） （約0.5時間） （約0.3時間） （約0.2時間）</p> <p>※1 すべての非常用降圧及び常用降圧の動作が「警」ボルトを示した場合は、 ※2 すべての降圧動作は降圧動作の合計が 80 mPa以上 ※3 降圧動作は以下で確認。 ※4 降圧動作時、注水速度により高圧再循環動作を確認及び格納容器スプレイト再循環動作不能を確認。 ※5 燃料貯留タンク（圧）が 120kPa以上、かつ格納容器スプレイト作動。 ※6 燃料貯留タンク水位が燃料貯留タンク水位（注水時）以下に達し、非常用降圧動作信号と同一で「再循環自動切替」が発生し、再循環降圧への移行及び格納容器内降圧動作（注水）が停止することを要する。 ※7 降圧動作時、注水速度により高圧再循環動作を確認及び格納容器スプレイト再循環動作不能を確認。 ※8 2号炉の格納容器内降圧動作は、蒸気発生部の蒸気発生を停止する。なお、降圧が完了すれば、その段階で実施する。 ※9 燃料貯留タンク水位が燃料貯留タンク水位（注水時）以下に達し、非常用降圧動作信号と同一で「再循環自動切替」が発生し、再循環降圧への移行及び格納容器内降圧動作（注水）が停止することを要する。 また、原子炉格納容器内降圧動作が 120kPa以上であることを要する。</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</p>
<p>第 2.4.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 （「大破断 LOCA + 格納容器スプレイト注入失敗 + 低圧再循環失敗」の事象進展）</p>	<p>第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 （「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故」の事象進展）</p>	<p>第 2.4.1.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断 LOCA + 格納容器スプレイト注入失敗」の事象進展）</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

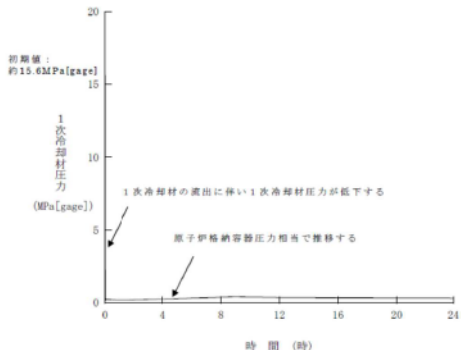
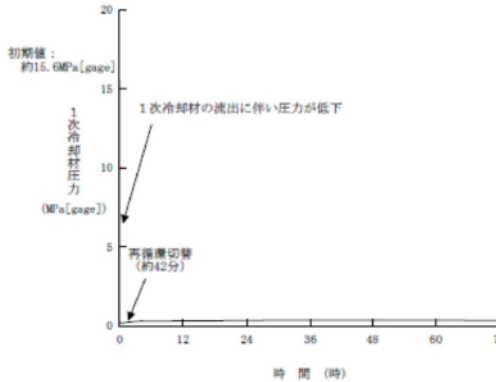
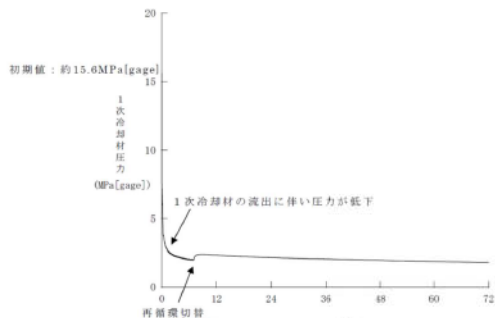
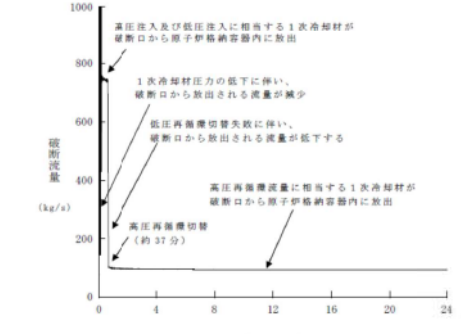
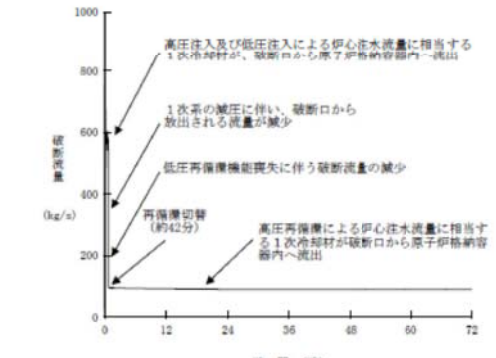
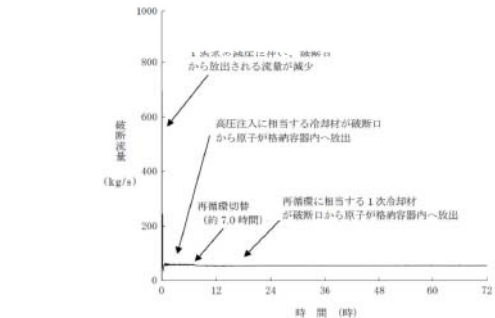


差異の説明

【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

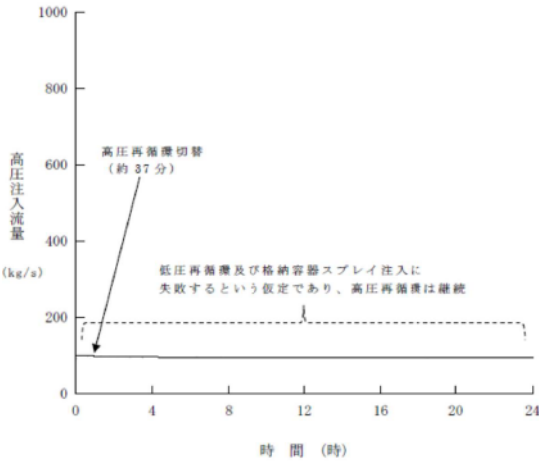
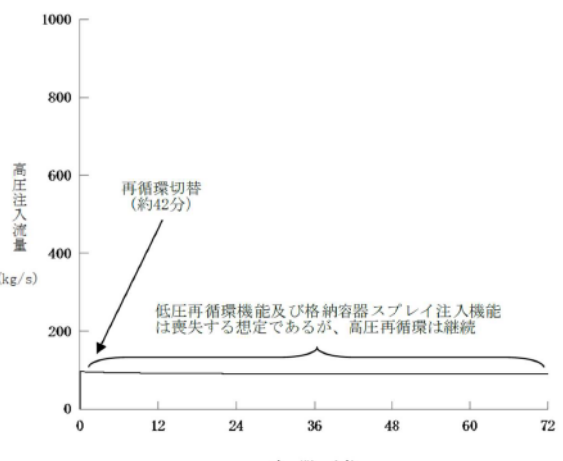
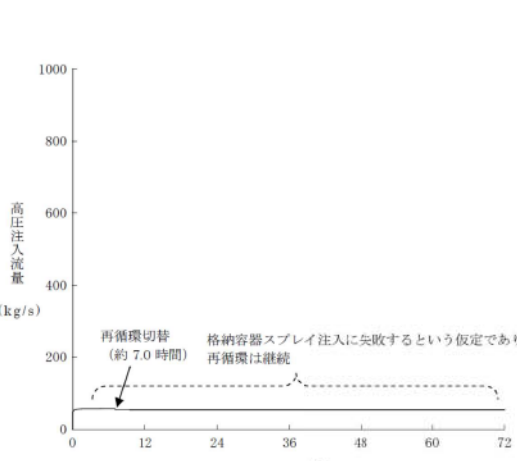
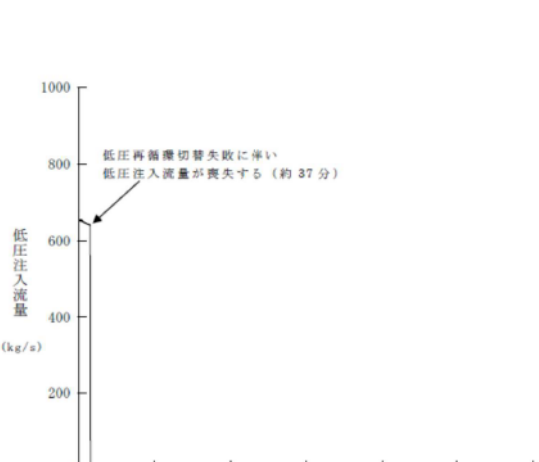
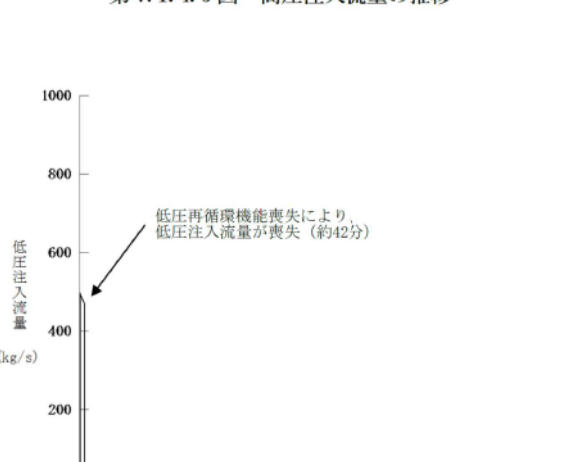
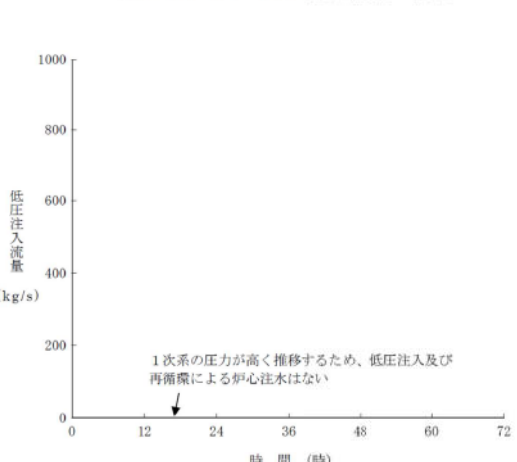
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
 <p>初期値：約15.6MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gauge])</p> <p>1次冷却材の流出に伴い1次冷却材圧力が低下する</p> <p>原子炉格納容器圧力相当で推移する</p> <p>時間 (時)</p>	 <p>初期値：約15.6MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gauge])</p> <p>1次冷却材の流出に伴い圧力が低下</p> <p>再循環切替 (約42分)</p> <p>時間 (時)</p>	 <p>初期値：約15.6MPa[gauge]</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gauge])</p> <p>1次冷却材の流出に伴い圧力が低下</p> <p>再循環切替 (約7.0時間)</p> <p>時間 (時)</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（大飯、伊方と同様）</p>
<p>第 2.4.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>第 7.1.4.4 図 1次冷却材圧力の推移*</p>	<p>第 2.4.2.1 図 1次冷却材圧力の推移*</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に放出</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>高圧再循環切替 (約37分)</p> <p>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に放出</p> <p>破断流量 (kg/s)</p> <p>時間 (時)</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流出</p> <p>1次系の減圧に伴い、破断口から放出される流量が減少</p> <p>低圧再循環機能喪失に伴う破断流量の減少</p> <p>再循環切替 (約42分)</p> <p>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流出</p> <p>破断流量 (kg/s)</p> <p>時間 (時)</p>	 <p>1次系の減圧に伴い、破断口から放出される流量が減少</p> <p>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</p> <p>再循環切替 (約7.0時間)</p> <p>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>破断流量 (kg/s)</p> <p>時間 (時)</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は大破断 LOCA のため、破断流量が高めに推移する（大飯、伊方と同様）</p>
<p>第 2.4.6 図 破断流量の推移*</p>	<p>第 7.1.4.5 図 破断流量の推移*</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 2.4.9 参照</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>※：事象初期の応答については、添付資料 2.4.10 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）

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 2.4.7 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>第 2.4.2.3 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（大飯、伊方と同様）</p>
 <p>第 2.4.8 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>第 2.4.2.4 図 低压注入流量の推移</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は低压再循環失敗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（大飯、伊方と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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、原子炉容器水位は、原子炉容器入口ノズル下端部が上限となる。</p> <p>MAAP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「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。</p> <p>炉心上端 炉心下端</p> <p>原子炉容器内水位 (m)</p> <p>時間 (時)</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</p>	<p>再冠水開始 (約39秒) MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、設計基準事故「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>コード上、1次冷却材低温側配管下端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</p> <p>炉心上端 炉心下端</p> <p>原子炉容器内水位 (m)</p> <p>時間 (時)</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</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 (m)</p> <p>時間 (時)</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</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（大阪、伊方と同様）</p>
<p>第 2.4.9 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 7.1.4.8 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 2.4.2.5 図 原子炉容器内水位の推移</p>	
<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>MAAP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「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。その評価結果から、燃料被覆管温度は、1,200°Cを超えることはない。</p> <p>燃料被覆管最高温度：約984°C (約6秒) 燃料被覆管温度：約560°C (約240秒) 燃料被覆管の融け量：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>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</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</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、設計基準事故「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>その評価結果から、燃料被覆管温度は、1,200°Cを超えることはない。</p> <p>燃料被覆管最高温度：約1,044°C (約10秒) 燃料被覆管温度：約800°C (約240秒) 燃料被覆管の融け量：約4.6% 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していく</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>初期値：約340°C 格納容器再循環サンプ水温上昇に伴う燃料被覆管温度上昇</p> <p>*：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>初期値：約340°C</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>*：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す</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（大阪、伊方と同様）</p>
<p>第 2.4.10 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 7.1.4.9 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>第 2.4.2.6 図 燃料被覆管温度の推移</p>	

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

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>第 2.4.11 図 原子炉格納容器外周部水量の推移</p>	<p>第 7.1.4.10 図 格納容器最下階領域水量の推移</p>	<p>第 2.4.2.7 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 のため、事象進展が早まる（大飯、伊方と同様）</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 7.1.4.11 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>【高浜】 解析結果の相違 ・泊は再循環切替時間が早いため、サンプル水温度の挙動が異なる（大飯、伊方と同様）</p>

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

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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 7.1.4.12 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>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・事象進展及び格納容器再循環ユニットの除熱特性の相違により除熱量の推移が異なる</p>

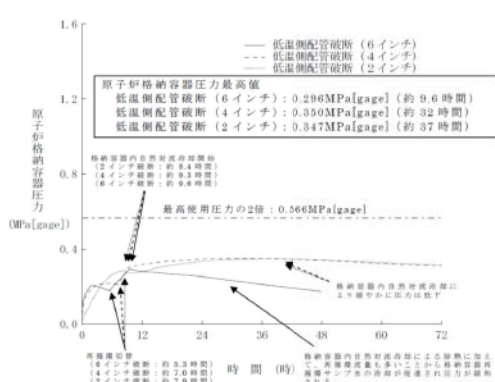
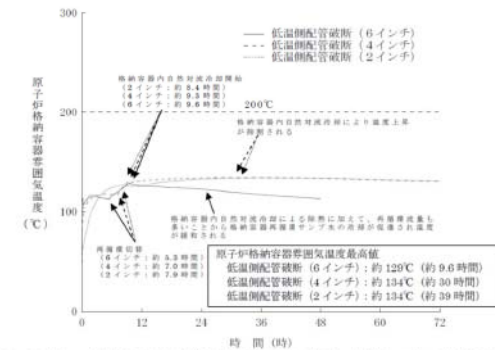
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>第 2.4.14 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>第 2.4.2.10 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 ・泊と大阪、高浜では再循環切替時間、自然対流冷却開始時間が異なるため、その後の原子炉格納容器圧力の推移が異なる</p>
<p>第 2.4.15 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>第 2.4.2.11 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 ・泊と大阪、高浜では再循環切替時間、自然対流冷却開始時間が異なるため、その後の原子炉格納容器圧力の推移が異なる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
		 <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>【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（大阪、伊方と同様）</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>	

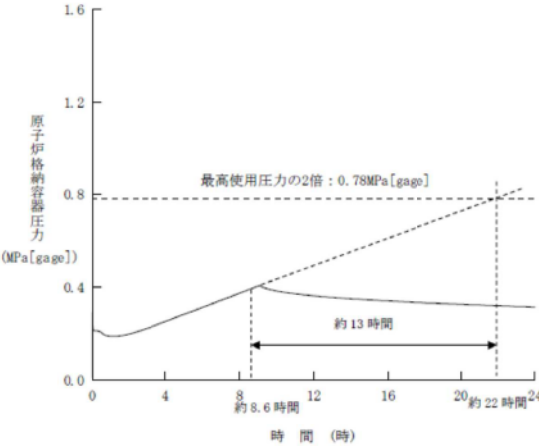
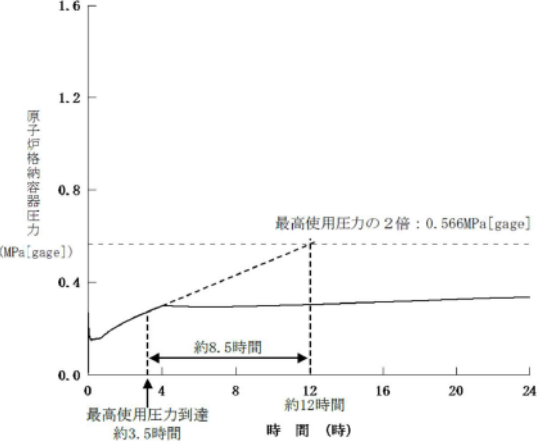
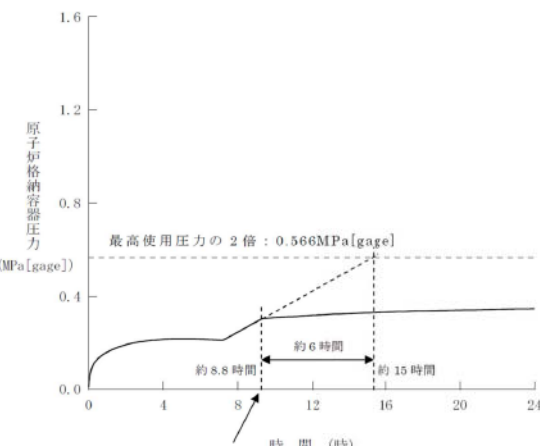
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
<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 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>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>【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 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>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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	差異の説明
 <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 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>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>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 審査取りまとめ資料 比較対象プラントの選定について

本資料は、泊発電所3号炉（以降、「泊3号炉」という。）のプラント側審査において地震・津波側審査の進捗を待つ期間があったことを踏まえた、審査取りまとめ資料（以降、「まとめ資料」という。）の比較対象プラントの選定について整理を行うものである。

- 整理を行う経緯は、以下の通り
 - 泊3号炉のプラント側審査が地震・津波側審査の進捗待ちとなった期間において、他社プラントの新規制基準適合性審査が実施され、まとめ資料の充実が図られた。
 - 泊3号炉が、まとめ資料一式を提出した2017年3月時点での新規制基準適合性審査はPWRプラントが中心であったが、現在はBWRプラントが中心となっており、それぞれの炉型の審査結果が積み上がった状況にある。
 - 泊3号炉はPWRであり、PWR特有の設備等を有することから、まとめ資料に先行の審査内容を反映する際には、単純に直近の許可済みBWRプラントを反映するのではなく、適切な比較対象プラントを選定した上で反映する必要がある。

- 比較対象プラントを選定する考え方は、以下の通り。

【基準適合に係る設計を反映するために比較するプラント（基本となる比較対象プラント）選定の考え方】

各条文・審査項目の要求を満たすための設備構成・仕様、環境、運用を踏まえ、許可済みプラントの中から、新しい実績のプラントを選定する。具体的には以下の通り。

- ✓ 炉型に拠らず共通的な内容については、泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に審査が行われ、女川2号炉に次いで許可を受けた島根2号炉については、女川2号炉と島根2号炉の差異を確認し、島根2号炉との差異の中で泊3号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。
- ✓ 炉型固有の設備等を有する場合については、PWRプラントの新規制基準適合性審査の最終実績である大飯3/4号炉を選定する。
- ✓ 個別の設計事項に相似性がある場合（例えば3ループ特有の設計等）、大飯3/4号炉以外の適切なプラントを選定する。

【先行審査知見^{*1}を反映するために比較するプラント選定の考え方】

炉型に拠らないことから、まとめ資料を作成している時点で最新の許可済みプラントとする。具体的には以下の通り。

- ✓ 泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に

審査が行われ、女川 2 号炉に次いで許可を受けた島根 2 号炉については、女川 2 号炉と島根 2 号炉の差異を確認し、島根 2 号炉との差異の中で泊 3 号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。

※ 1 主な事項は、以下の通り

- ✓ これまでの審査の中で適正化された記載
- ✓ 基準適合性を示すための説明の範囲、深さ
- ✓ 設置（変更）許可申請書に記載する範囲、深さ

- 上述に基づく検討結果として、「基準適合に係る設計」と「先行審査知見」を反映するために選定した比較対象プラント一覧とその選定理由を別紙 1 に、条文・審査項目毎の詳細を別紙 2 に示す。

- 別紙 1：比較対象プラント一覧
- 別紙 2：比較対象プラント選定の詳細

以上

比較対象プラント一覧

凡例

- 大飯3/4号炉
- 女川2号炉
- それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
解析コード	概ね説明済み	有効性評価で使用する解析コードはプラント型式により相違しており、審査もPWR合同/BWR合同で実施済み。			
CV温度圧力	概ね説明済み	大飯3/4号炉 伊方3号炉	大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績 伊方3号炉：「3ループプラント」【PWR鋼製格納容器】	女川2号炉	泊-伊方-大飯
2次冷却系からの除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
全交流動力電源喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
原子炉補機冷却機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉格納容器の除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉停止機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS注水機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS再循環機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過圧破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過温破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
DCH	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
FCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
MCCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
水素燃焼	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
想定事故 1	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川
想定事故 2	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川

プラント

有効性評価（第37条）

PSA

CV

SFP

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
停止時	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川

比較対象プラント選定の詳細（有効性評価）

【7.1.4：原子炉格納容器の除熱機能喪失】

項目		内容
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	プラント名	高浜3 / 4号炉、大飯3 / 4号炉
	具体的理由	<p>【高浜3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高浜3 / 4号炉は泊3号炉と有効性評価の対策・事象進展等が同様であるPWR 3ループプラントであり、基準適合性を網羅的に比較可能 また、PWRにおける再稼働審査の最終審査実績である大飯3 / 4号炉と同一の電力会社のプラントであり、資料構成等も類似しているため効果的に比較可能 <p>【大飯3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯3 / 4号炉はPWRにおける再稼働審査の最終審査実績であり、基準への適合性を網羅的に比較可能
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川2号炉
	反映すべき知見を得るための主な方法	<p>① 他の事故シーケンスグループ等の資料構成の比較結果の反映※：他の事故シーケンスグループ等のまとめ資料の構成の比較・整理結果から本事故シーケンスグループ等への水平展開・反映要否を検討し、その結果、必要と判断した資料を追加することとした。 [事例] 添付資料</p>
	(当該方法の選定理由)	<p>① 直接比較する事故シーケンスグループ等がなくても、他の事故シーケンスグループ等のまとめ資料の構成の比較・整理結果から本事故シーケンスグループ等の基準適合の説明のために必要な資料の充足性を確認することが可能なため。</p>

※ 女川2号炉との資料構成の比較に加え、PWRの先行審査実績の取り込みの総括として、大飯3 / 4号炉のまとめ資料の作成状況（資料構成と内容）を条文・審査項目毎に確認し、基準適合性の網羅的な説明に必要な資料が揃っていることを確認する。

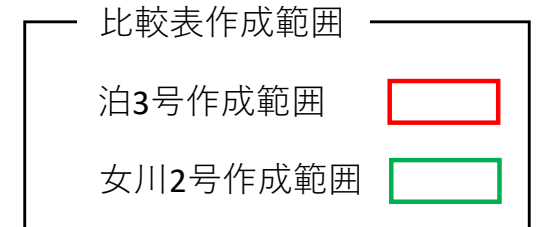
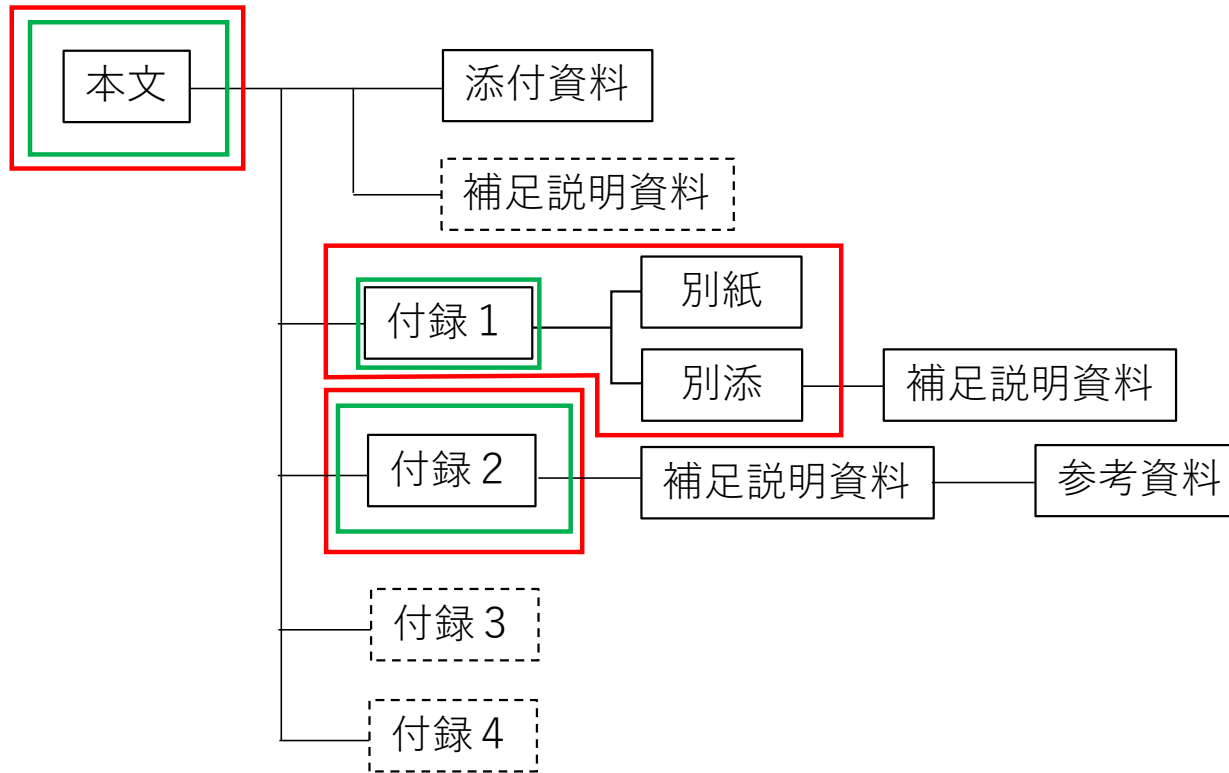
【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他条文の資料などに記載

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
対象なし	本文	○	○			
	添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプル水位上昇の時間遅れの考え方について	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
	添付資料 7.1.4.2 燃料取替水ビットの補給方法について	○	×			
	添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について	○	×			
	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）	○	×			
	添付資料 7.1.4.5 重要事故シナシスでの重大事故等対策の概略系統図について	○	×			
	添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について	○	×			
	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	○	×			
	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	○	×			
	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）	○	×			
	添付資料 7.1.4.10 燃料評価結果について	×→○	×			
	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	○	×			
	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	×→○	×			

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価



※ () 書きは泊と女川で資料名が異なる場合の女川の資料名称
破線の四角は泊になく、女川にしかない資料

◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
本文	設置変更許可申請書本文及び添付書類十に記載する内容を記載した資料	
添付資料	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
(補足説明資料)	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	本資料は女川が各審査会合時点での設備・手順等の内容を記載した資料であり、女川特有の資料であるため、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。
付録1	事故シーケンスグループ等の選定について記載した資料（後日提出）	
別紙	付録1の補足的な説明資料	
別添	個別プラントのPRA評価	
別紙（補足説明資料）	別添の補足的な説明資料	個別プラントのPRA評価を補足する内容を記載しているものであるため、比較表を作成していない。

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
付録2	原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価について記載した資料	
補足説明資料、参考資料	付録2の具体的評価を記載した資料及び補足的な説明資料	<p>基準適合性を確認するために必要な基本方針及び各対策の有効性は本文、付録2に記載しており、比較表を作成し、差異について考察している。</p> <p>補足説明資料及び参考資料は、プラント固有の具体的評価結果を記載しているため、比較表を作成していない。</p>
(付録3)	解析コードに関する説明資料	<p>解析コードの資料に関してはPWRとBWRで使用する解析コードや妥当性説明が異なること、また、PWRでは解析コードに関する審査資料が公開文献化されており、泊では公開文献を引用する資料構成としていることから、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>
(付録4)	原子炉格納容器からエアロゾル粒子が漏えいする際の捕集効果に関する資料	<p>PWRではエアロゾル粒子の捕集効果に期待していないため作成不要と判断し、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>