

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE714-9 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

重大事故等の有効性評価

比較表

令和3年10月

北海道電力株式会社

目次

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 6.1 概要
- 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 6.3 評価にあたって考慮する事項
- 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 6.6 解析の実施方針
- 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
- 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 6.9 参考文献

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
- 7.1.2 全交流動力電源喪失
- 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
- 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- 7.1.5 原子炉停止機能喪失
- 7.1.6 ECCS注水機能喪失
- 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
- 7.1.8 格納容器バイパス

7.2 重大事故

- 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.1.1 格納容器過圧破損
 - 7.2.1.2 格納容器過温破損
- 7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- 7.2.4 水素燃焼
- 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 7.3.1 想定事故1
- 7.3.2 想定事故2

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明	
比較結果等をとりとまとめた資料				
1. 最新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事項				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、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事項				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし				
c. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
1-4) その他				
大飯3/4号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正した箇所はない。				
2. 高浜3/4号炉・大飯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				
・比較表: 高浜発電所3/4号炉は設置変更許可申請書、泊発電所3号炉は設置変更許可申請書補正書案、大飯発電所3/4号炉はまとめ資料に記載しているため、記載表現が異なる箇所があるが文意に差異なし				
・泊3号と高浜3/4号で異なる箇所は赤字で識別し、差異理由は黒字で記載				
・泊3号と大飯3/4号で異なる箇所は黄色マーカーで識別し、差異理由が泊3号と高浜3/4号の差異理由と異なる場合には赤字で記載(差異理由が泊3号と高浜3/4号の差異理由と同じ場合は黒字で記載)				
・差異理由は①～⑥で分類				
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	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所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。	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	泊に同じ	差異なし (炉心への注水手段が高浜と泊・大飯で異なるが、事故シーケンスグループの特徴は同一)
炉心損傷防止対策	・格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却 ・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	・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	泊に同じ	・短期対策に相違なし ・長期対策は泊3号は大破断LOCA及び低圧再循環機能の喪失を想定しているため、対策は高圧再循環運転となる。(大飯も同様)

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所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	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
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	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	泊と同じ	泊3号は非ブースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、大破断 LOCA+低圧再循環機能喪失の事故シーケンスが成立するため重要事故シーケンスが異なる(大飯も同様)
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0.350MPa[gage]及び約134℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。	原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ最高値が約0.360MPa[gage]及び約135℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。	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。	解析結果の相違 (泊3号は高浜3号に比べると上記泊3号機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				
主な差異	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
起因事象	起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約 0.1m (以下「4インチ破断」という。)とする。	起因事象として、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。	起因事象として、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。	・重要事故シーケンスの違いにより起因事象が異なり、高浜が中破断 LOCA 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、炉心は冠水状態にあることから初期値(約 340℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。	燃料被覆管温度は、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「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。	・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解析から 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冠水が維持されるため PCT が上がらない
解析条件の不確かさ評価	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を実施	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を実施	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を実施	・泊3号は個別解析のため、標準値に係る記載をしていない ・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泊3号は影響評価を実施
2-5) 差異の識別の省略				
<ul style="list-style-type: none"> ➢ 1次系(泊)⇔1次冷却系(大飯) ➢ 2次系(泊)⇔2次冷却系(大飯) ➢ 最小保有水量(泊)⇔最低保有水量(高浜、大飯) 				

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 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、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料2.4.1)</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 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系及び低圧注入系の再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機</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 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 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪</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 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 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系の再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。</p>	<p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号は非ブースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、大破断LOCA+低圧再循環機能喪失の事故シーケンスが成立する。 (伊方と同様)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・高浜は中破断LOCAにおける破断口径の選定に関する添付資料を付けているが、泊3号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不要 (伊方と同様)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号は、大破断</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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ル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、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7.1.4.1図に、対応手順の概要を第7.1.4.2図及び第7.1.4.3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7.1.4.4図に示す。なお、重要</p>	<p>失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより、炉心損傷を防止する。長期的には最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、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。具体的には、初動に必要な要員として、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名及び運転員4名である。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。この必要な要員と作業項目について第7.1.4.3図に示す。なお、重要事故シーケ</p>	<p>このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなることで、原子炉格納容器が過圧破損に至る。その後、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなることで、炉心損傷に至る（原子炉格納容器先行破損）。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、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</p>	<p>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。 (伊方と同様)</p> <p>設計等の相違(②) ・同上</p> <p>設計等の相違(②) ・要員体制の差異</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認 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。 プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認 「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</p>	<p>ス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認 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。 プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認 「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</p>	<p>示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認 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。 プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認 「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</p>	<p>名称等の相違(④)</p> <p>名称等の相違(④)</p> <p>名称等の相違(④)</p> <p>設計等の相違(②)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>スプレイ機能喪失と判断する。 格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）、格納容器スプレイ回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 (添付資料2.4.3)</p> <p>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. 燃料取替用水タンク補給操作 低圧注入の開始により、燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。</p> <p>h. 再循環自動切換の確認 燃料取替用水タンク水位が低下し16%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心へ注水する再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上であることを確認す</p>	<p>器スプレイ機能喪失と判断する。 格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口流量積算（AM用）等である。</p> <p>f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）、格納容器スプレイ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 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。 (添付資料7.1.4.2)</p> <p>h. 再循環運転への切替 燃料取替用水ピット水位指示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>容器スプレイ機能喪失と判断する。 格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応 格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）、格納容器スプレイ機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</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 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。 (添付資料 2.4.2)</p> <p>h. 再循環自動切換の確認 燃料取替用水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</p>	<p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針等の相違 (③)</p> <p>・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>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針の相違 (③)</p> <p>記載方針等の相違 (③)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号は、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>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>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には、低圧再循環機能の回復操作を行う。</p> <p>再循環運転への切替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>認する。</p> <p>なお、再循環自動切替後、余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は、低圧再循環機能の回復操作を行う。</p> <p>再循環自動切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>設計等の相違(②)</p> <p>・泊3号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>設計等の相違(②)</p> <p>・泊3号は、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>名称等の相違(④)</p> <p>名称等の相違(④)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>・差異理由は前述のとおり。(3ページ参照)</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</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</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「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ</p>	<p>記載方針の相違(③)</p> <p>設計等の相違(②)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>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。</p>	<p>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、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び「3.5.1 原子炉冷却材喪失」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「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3)</p> <p>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。</p>	<p>注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間を除いた炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPについては、事象初期の炉心水位、燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の適用性が低いことから、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことで、事象初期のブローダウン期間及びリフィル/再冠水期間をより詳細に評価しており、事象初期においては有効性評価よりも厳しい単一故障を想定した条件で評価を実施している原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1原子炉冷却材喪失」及び事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 2.7.3)</p> <p>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。</p>	<p>・差異理由は前述のとおり。 (3ページ参照)</p> <p>記載方針の相違 (③)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>・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。 (伊方と同様)</p> <p>記載方針の相違 (③)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉 (添付資料2.4.4)	泊発電所3号炉 (添付資料7.1.4.4)	大飯発電所3/4号炉 (添付資料 2.4.3)	差異の説明
<p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、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>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (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, OMPa[gage] ~ 約19.4MPa[gage]), (低圧注入特性: 0m³/h ~ 約</p>	<p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、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>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (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</p>	<p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、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>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (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360m³/h, OMPa[gage] ~ 約15.8MPa[gage]), (低圧注入特性: 0m³/h ~ 約</p>	<p>設計等の相違 (②) ・差異理由は前述のとおり。 (3ページ参照) 設計等の相違 (②) ・同上</p> <p>設計等の相違 (②) ・差異理由は前述のとおり。 (3ページ参照)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針等の相違 (③) ・再循環切替前後の高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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、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) 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>(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、「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。 (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</p>	<p>慮した最大注入特性 ((高圧注入特性：0m³/h～約350m³/h、0MPa[gage]～約15.7MPa[gage])、(低圧注入特性：0m³/h～約1,820m³/h、0MPa[gage]～約1.3MPa[gage]))で炉心へ注水するものとする。</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>(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。 (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</p>	<p>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>(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：16.0%)到達後に行われるものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。 (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</p>	<p>の作動状況を記載 (伊方と同様) 個別解析による相違 (⑥)</p> <p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>名称等の相違 (④) 設計等の相違 (②)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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7.1.4.3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7.1.4.5図から第7.1.4.10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7.1.4.11図から第7.1.4.15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、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより炉心は冠水状態に維持される。</p> <p>燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約7.0時間後に格納容器再循環サンプ側へ水源切替えを行う。その時に再循環運転により原子炉容器内水位は維持されるが、格納容器スプレイ注入機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。</p>	<p>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>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>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>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>設計等の相違 (②)</p> <p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>・泊3号は大破断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。(伊方と同様)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>・泊3号は、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。(伊方と同様)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>事象発生約8.8時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。 (添付資料2.4.5)</p> <p>b. 評価項目等 原子炉格納容器圧力及び温度は、第7.1.4.14図及び第7.1.4.15図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.350MPa[gage]及び約134℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>燃料被覆管温度は第7.1.4.10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>事象発生約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)</p> <p>b. 評価項目等 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>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、「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</p>	<p>事象発生約8.6時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。 (添付資料2.4.4、2.4.9)</p> <p>b. 評価項目等 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</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>記載方針の相違(③)</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>記載方針の相違(③)</p> <p>・泊も同様の挙動はあるが、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</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・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。 (伊方と同様)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>1次冷却材圧力は第7.1.4.5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16.2MPa[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7.1.4.14図及び第7.1.4.15図に示すとおり、事象発生の約32時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.4.6)</p> <p>なお、格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場合には、格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。</p>	<p>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に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に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>覆管の酸化量15%以下である。 (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>記載方針の相違(③)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>記載方針等の相違(③)</p> <p>・泊3号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>個別解析による相違(⑥)</p> <p>記載方針等の相違(③)</p> <p>・泊3号は低圧再循環機能喪失時の炉心冷却維持について記載(伊方と同様)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>・差異理由は前述のとおり。(3ページ参照)</p> <p>記載方針等の相違(③)</p> <p>・泊3号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>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 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 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 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 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</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 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 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 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 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</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 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 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 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 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</p>	

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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) 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（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>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) 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小さくなり、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格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p>	<p>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) 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小さくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は個別解析のため、標準値に係る記載をしない ・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記載 (伊方と同様) <p>設計等の相違 (②)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は大破断LOCAを選定しており、破断口径の変動は小さくなる側のみとなる (伊方と同様)

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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</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</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</p>	<p>個別解析による相違 (⑤) ・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外 (伊方と同様)</p> <p>個別解析による相違 (⑥) ・CV 自由体積及びヒートシンクは事象進展に有意な影響を与えると考えられるため記載する (伊方と同様)</p> <p>個別解析による相違 (⑦) ・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外 (伊方と同様)</p> <p>記載方針等の相違 (③) ・泊、高浜共に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>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>なり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与えることから、破断口径を約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とした場合と、破断口径を約0.15m（以下「6インチ破断」という。）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.4.16図及び第7.1.4.17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圧注入流量が増加し、また、低圧注入も作動することから炉心冷却が進む。その結果、4インチ破断の場合よりも原子炉格納容器圧力及び温度が低く推移する。</p> <p>長期応答については、破断口径が比較的大きいことから再循環運転への切替えが早くなり、再循環流量も多いことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進され、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチ破断の場合を下回る。</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</p>	<p>り、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、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>さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>設計等の相違(②)</p> <p>・差異理由は前頁のとおり</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>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 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 破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なく原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。その後、長期的には再循環流量が比較的少なく格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されにくくなるが、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は緩和される傾向となる。</p> <p>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向 破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、長期的には再循環流量が比較的多く格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されることから、原子炉格納容器圧力及び温度が緩和され</p>			

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3 / 4号炉	差異の説明
<p>る傾向となる。</p> <p>(添付資料2.4.1)</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>燃料取替用水タンク水量を最確値とした場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内に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7.1.4.18図及び第7.1.4.19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</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</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</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(伊方と同様)</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(伊方と同様)</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・差異理由は前述のとおり(16ページ参照)</p> <p>記載方針等の相違(③)</p> <p>・差異理由は前述のとおり(16ページ参照)</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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7.1.4.4図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確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</p>	<p>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図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確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</p>	<p>となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料2.4.6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、第2.4.4図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確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</p>	<p>記載方針等の相違 (3)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。 格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第7.1.4.20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。 (添付資料2.4.8)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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。 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。 (添付資料2.4.9)</p>	<p>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。 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。 (添付資料7.1.4.8)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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。 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。 (添付資料7.1.4.9)</p>	<p>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。 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。 (添付資料2.4.7)</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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。 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。 (添付資料2.4.8)</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p>
<p>7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 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、「7.1.4.1(3)</p>	<p>7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 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初動の要員は、「7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策」</p>	<p>2.4.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 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</p>	<p>設計等の相違(②) ・要員体制の差異</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。「7.5.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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 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。 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 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 外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約450.9klの重油が必要となる。 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。 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、「7.5.1(2) 資源の</p>	<p>に示すとおり10名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 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 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 外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約527.1klの軽油が必要となる。 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。 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</p>	<p>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 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。 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 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。 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 外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7klの重油が必要となる。 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。 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</p>	<p>設計等の相違 (②) ・泊3号は、シングルプラント評価のため記載しない。</p> <p>名称等の相違 (④) 設計等の相違 (②)</p> <p>設計等の相違 (②) 名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②) 名称等の相違 (④) 設計等の相違 (②) 設計等の相違 (②)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量 (460kl)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料2.1.12)</p>	<p>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た場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料7.1.1.12)</p>	<p>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>記載方針等の相違</p> <p>(3)</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</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</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</p>	<p>設計等の相違 (2)</p> <p>・差異理由は前述のとおり。</p> <p>(3ページ参照)</p> <p>設計等の相違 (2)</p> <p>・差異理由は前述のとおり。</p> <p>(3ページ参照)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>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>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>名称等の相違(④)</p> <p>記載方針等の相違(③)</p> <p>・重複するため記載しない (伊方と同様)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

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)

判断及び操作	手順	重大事故等対策		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 「安全注入作動」警報により非常用母線冷却設備作動信号が受信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。 	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認		燃料取扱用水タンク 余熱除去ポンプ 蒸てん/高圧注入ポンプ	-	高圧安全注入流量 余熱除去流量 燃料取扱用水タンク水位 1次冷却材圧力
c. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンパ・格納容器内高圧モニタの上昇、及び格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ) 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ)
d. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力が指示が127kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。 	-	-	格納容器スプレイ流量積算 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 格納容器内温度 燃料取扱用水タンク水位 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

泊発電所3号炉

第 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)

判断及び操作	手順	重大事故等対策		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 「ECCS 作動」警報により非常用母線冷却設備作動信号が受信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。 	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認		燃料取扱用水タンク 余熱除去ポンプ 蓄圧注入ポンプ	-	高圧注入流量 低圧注入流量 燃料取扱用水タンク水位 1次冷却材圧力 (広域)
c. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンパ・格納容器内高圧モニタの上昇、及び格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ) 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ) 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ)
d. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力 (広域)
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力が指示が50.127kPa[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。 	-	-	B-格納容器スプレイ冷却器 出口流量積算 (AM用) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取扱用水タンク水位 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

大阪発電所3/4号炉

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

判断及び操作	手順	重大事故等対策		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 「安全注入作動」警報により非常用母線冷却設備作動信号が受信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。 	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認		燃料取扱用水タンク 余熱除去ポンプ 蓄圧注入ポンプ	-	高圧注入流量 余熱除去流量 燃料取扱用水タンク水位 1次冷却材圧力
c. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力
d. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 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、格納容器サンパ及び格納容器内高圧モニタの上昇、及び格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 格納容器広域圧力 (広域) 格納容器内温度 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ) 格納容器内高圧モニタ (高レンジ) 格納容器内高圧モニタ (低レンジ)
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力 (広域) 指示が190kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。 	-	-	格納容器スプレイ流量積算 格納容器広域圧力 (広域) AM用格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取扱用水タンク水位 格納容器内高圧モニタ (広域) 格納容器内高圧モニタ (低域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

設計等の相違 (2)
 名称等の相違 (4)
 ・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。

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

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	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<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 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 他水ポンプ	窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (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流量 格納容器再循環ポンプ流量 余熱除去流量 1 次冷却材圧力 高圧安全注入流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)	格納容器内温度 格納容器広域圧力 格納容器広域圧力 (AM用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (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流量 余熱除去流量 1 次冷却材圧力 高圧安全注入流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

泊発電所3号炉

第 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	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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 C、D原子炉補機冷却水ポンプ C、D原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C、D原子炉補機冷却海水ポンプ	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ 可搬型温度計測装置	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用) 格納容器再循環ユニット入口温度/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 次冷却材温度 (広域-高温側) 1 次冷却材温度 (広域-低温側)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

大飯発電所3/4号炉

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

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	計装設備
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原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 他水ポンプ	窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (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流量 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 1 次冷却材圧力 高圧注入流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)	格納容器内温度 格納容器圧力 (広域) AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (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流量 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 1 次冷却材圧力 高圧注入流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

差異の説明

設計等の相違 (2)
 名称等の相違 (4)
 ・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。

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明																																																																																																			
<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+格納容器スプレイ注入失敗) (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100%(2.452 MW)\times1.02</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、原子炉格納容器内水位を確保しにくく、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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa(gage)</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>302.3+2.2℃</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態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。</td> </tr> <tr> <td>炉心温度 (初期)</td> <td>FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)</td> <td>標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。また、使用する崩壊データはMOX燃料の特性を考慮。</td> </tr> <tr> <td>2次側保有水量 (初期)</td> <td>48t (1基当たり)</td> <td>標準値として設計値より小さい値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 自由体積</td> <td>67.400m³</td> <td>設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>中破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：約0.1m (4インチ)</td> <td>破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器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早さの観点も踏まえ、低圧側配管の破断を設定。破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を厳しくする約0.1m (4インチ)を設定。</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失 に対する設定</td> <td>格納容器スプレイ注入機能喪失</td> <td>格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>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、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP	本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。	炉心熱出力 (初期)	100%(2.452 MW) \times 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、原子炉格納容器内水位を確保しにくく、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次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。	炉心温度 (初期)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。また、使用する崩壊データはMOX燃料の特性を考慮。	2次側保有水量 (初期)	48t (1基当たり)	標準値として設計値より小さい値を設定。	原子炉格納容器 自由体積	67.400m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。	起回事象	中破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：約0.1m (4インチ)	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器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早さの観点も踏まえ、低圧側配管の破断を設定。破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を厳しくする約0.1m (4インチ)を設定。	安全機能の喪失 に対する設定	格納容器スプレイ注入機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。	外部電源	外部電源あり	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、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。	<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時に低圧側配管及び格納容器スプレイ注入機能喪失) (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAP</td> <td>本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100%(2.652MW)\times1.02</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa(gage)</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>306.6+2.2℃</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態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。</td> </tr> <tr> <td>炉心温度 (初期)</td> <td>FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)</td> <td>標準値として設計値より小さい値を設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。また、使用する崩壊データはウラン・プルトニウム混合燃料の特性を考慮している。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 自由体積</td> <td>65.500m³</td> <td>設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>設計値に余裕を考慮した小さい値</td> <td>設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>大破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：完全側破断</td> <td>破断位置は、炉心水位を下げ炉心温度の低下の観点から低圧側配管とし、原子炉格納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して想定。破断口径は1次冷却材配管(約0.70m (27.5インチ))の完全側破断として設定。</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失 に対する設定</td> <td>格納容器スプレイ注入機能喪失 及び低圧側配管破断</td> <td>格納容器スプレイ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り、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAP	本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。	炉心熱出力 (初期)	100%(2.652MW) \times 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、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次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。	炉心温度 (初期)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	標準値として設計値より小さい値を設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。また、使用する崩壊データはウラン・プルトニウム混合燃料の特性を考慮している。	原子炉格納容器 自由体積	65.500m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	起回事象	大破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：完全側破断	破断位置は、炉心水位を下げ炉心温度の低下の観点から低圧側配管とし、原子炉格納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して想定。破断口径は1次冷却材配管(約0.70m (27.5インチ))の完全側破断として設定。	安全機能の喪失 に対する設定	格納容器スプレイ注入機能喪失 及び低圧側配管破断	格納容器スプレイ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り、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。	外部電源	外部電源あり		<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+低圧側配管破断) (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100%(3.411 MW)\times1.02</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、原子炉格納容器内水位を確保しにくく、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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa(gage)</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>307.1+2.2℃</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常状態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。</td> </tr> <tr> <td>炉心温度 (初期)</td> <td>FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)</td> <td>標準値として設計値より小さい値を設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 自由体積</td> <td>73.900m³</td> <td>設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>大破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：完全側破断</td> <td>破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器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早さの観点も踏まえ、低圧側配管の破断を設定。破断口径は、1次冷却材配管(口径約0.70m (27.5インチ))の完全側破断として設定。</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失 に対する設定</td> <td>低圧側配管破断及び 格納容器スプレイ注入機能喪失</td> <td>低圧側配管破断及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>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、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP	本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。	炉心熱出力 (初期)	100%(3.411 MW) \times 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、原子炉格納容器内水位を確保しにくく、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次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。	炉心温度 (初期)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	標準値として設計値より小さい値を設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	原子炉格納容器 自由体積	73.900m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。	起回事象	大破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：完全側破断	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器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早さの観点も踏まえ、低圧側配管の破断を設定。破断口径は、1次冷却材配管(口径約0.70m (27.5インチ))の完全側破断として設定。	安全機能の喪失 に対する設定	低圧側配管破断及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧側配管破断及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。	外部電源	外部電源あり	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、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。	<p>設計等の相違 (2) 名称等の相違 (4) 個別解析による相違 (6) ・泊3号は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる。</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																				
解析コード	MAAP	本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。																																																																																																				
炉心熱出力 (初期)	100%(2.452 MW) \times 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、原子炉格納容器内水位を確保しにくく、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次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。																																																																																																				
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。																																																																																																				
炉心温度 (初期)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。また、使用する崩壊データはMOX燃料の特性を考慮。																																																																																																				
2次側保有水量 (初期)	48t (1基当たり)	標準値として設計値より小さい値を設定。																																																																																																				
原子炉格納容器 自由体積	67.400m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。																																																																																																				
起回事象	中破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：約0.1m (4インチ)	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器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早さの観点も踏まえ、低圧側配管の破断を設定。破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を厳しくする約0.1m (4インチ)を設定。																																																																																																				
安全機能の喪失 に対する設定	格納容器スプレイ注入機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。																																																																																																				
外部電源	外部電源あり	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、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。																																																																																																				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																				
解析コード	MAP	本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。																																																																																																				
炉心熱出力 (初期)	100%(2.652MW) \times 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、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次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。																																																																																																				
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。																																																																																																				
炉心温度 (初期)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	標準値として設計値より小さい値を設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。また、使用する崩壊データはウラン・プルトニウム混合燃料の特性を考慮している。																																																																																																				
原子炉格納容器 自由体積	65.500m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。																																																																																																				
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。																																																																																																				
起回事象	大破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：完全側破断	破断位置は、炉心水位を下げ炉心温度の低下の観点から低圧側配管とし、原子炉格納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して想定。破断口径は1次冷却材配管(約0.70m (27.5インチ))の完全側破断として設定。																																																																																																				
安全機能の喪失 に対する設定	格納容器スプレイ注入機能喪失 及び低圧側配管破断	格納容器スプレイ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り、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。																																																																																																				
外部電源	外部電源あり																																																																																																					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																				
解析コード	MAAP	本重要事故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導、格納容器内蒸気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コード。																																																																																																				
炉心熱出力 (初期)	100%(3.411 MW) \times 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常状態を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと炉心温度及び炉心圧力が大きくなることから、原子炉格納容器内水位を確保しにくく、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次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。																																																																																																				
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常状態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。																																																																																																				
炉心温度 (初期)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	標準値として設計値より小さい値を設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期炉心の崩壊は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊を設定。																																																																																																				
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。																																																																																																				
原子炉格納容器 自由体積	73.900m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。																																																																																																				
起回事象	大破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：完全側破断	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器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早さの観点も踏まえ、低圧側配管の破断を設定。破断口径は、1次冷却材配管(口径約0.70m (27.5インチ))の完全側破断として設定。																																																																																																				
安全機能の喪失 に対する設定	低圧側配管破断及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧側配管破断及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。																																																																																																				
外部電源	外部電源あり	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、炉心温度の低下が早くなるため、より炉心温度の低い時期に高圧のサンプ水を炉心に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炉心温度の低下の観点から厳しい設定。																																																																																																				

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明																																																
<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+格納容器スプレイ注入失敗) (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒)</td> <td>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を考慮して、応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間0秒)</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ</td> <td>最大注入特性 (2台) (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])</td> <td>原子炉格納容器圧力を厳しくするよう、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値の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>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 280m³/h (蒸気発生器3基合計)</td> <td>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。 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台の補助給水全回転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>重大事故等対策に関連する機器条件</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	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 (11.36MPa[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。	充てん/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、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値の観点から厳しい設定。	補助給水ポンプ	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。 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台の補助給水全回転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)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喪失する事故) (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒)</td> <td>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を考慮して、応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間0秒)</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>最大注入特性(2台) (0m³/h～約350m³/h、 0MPa[gage]～ 約15.7MPa[gage])</td> <td>原子炉格納容器圧力を厳しくするよう、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。</td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>最大注入特性(2台) (0m³/h～約1.820m³/h、 0MPa[gage]～ 約1.38MPa[gage])</td> <td>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値の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>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 150m³/h (蒸気発生器3基合計)</td> <td>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。 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台の補助給水全回転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>重大事故等対策に関連する機器条件</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	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 (11.36MPa[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。	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、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。	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1.38MPa[gage])	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値の観点から厳しい設定。	補助給水ポンプ	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。 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台の補助給水全回転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)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> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒)</td> <td>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を考慮して、応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却設備 作動信号</td> <td>原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間0秒)</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ</td> <td>最大注入特性(2台) (高圧注入特性： 0m³/h～約360m³/h、 0MPa[gage]～約15.5MPa[gage]) (低圧注入特性： 0m³/h～約2.500m³/h、 0MPa[gage]～約1.5MPa[gage])</td> <td>原子炉格納容器圧力を厳しくするよう、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値の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ</td> <td>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 370m³/h (蒸気発生器4基合計)</td> <td>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。 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台の補助給水全回転時(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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>重大事故等対策に関連する機器条件</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	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を考慮して、応答時間を設定。	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間0秒)	標準的に設計基準事故の評価において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。	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360m ³ /h、 0MPa[gage]～約15.5MPa[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、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値の観点から厳しい設定。	補助給水ポンプ	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 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。 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台の補助給水全回転時(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。	<p>設計等の相違 (②) 名称等の相違 (④) 個別解析による相違 (⑥) ・泊3号は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる。</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																	
原子炉トリップ信号	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 (11.36MPa[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。																																																	
充てん/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、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値の観点から厳しい設定。																																																	
補助給水ポンプ	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。 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台の補助給水全回転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)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。																																																	
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 (11.36MPa[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。																																																	
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、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。																																																	
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1.38MPa[gage])	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値の観点から厳しい設定。																																																	
補助給水ポンプ	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。 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台の補助給水全回転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)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。																																																	
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を考慮して、応答時間を設定。																																																	
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間0秒)	標準的に設計基準事故の評価において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。																																																	
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360m ³ /h、 0MPa[gage]～約15.5MPa[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、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値の観点から厳しい設定。																																																	
補助給水ポンプ	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 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。 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台の補助給水全回転時(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。																																																	

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉		条件設定の考え方	
項目	主要解析条件	項目	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa(gage) (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、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に最低の保持圧力を設定。	
蓄圧タンク保有水量	26.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー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	燃料取替用タンク 水位(0.6%)到達	再循環切替を行う燃料取替用タンク水位として設定。 燃料取替用タンク水位については標準値として設定。	
格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃～約155℃、 約1.9MW～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 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、原子炉補機冷却水サージタンクの現増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。	
重大事故対策に関する機器条件			
重大事故対策に関する機器条件			

泊発電所3号炉		条件設定の考え方	
項目	主要解析条件	項目	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa(gage) (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、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。	
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー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	燃料取替用タンク 水位(0.5%)到達	再循環切替を行う燃料取替用タンク水位として設定。 燃料取替用タンク水位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 除熱特性 100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW	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 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 後30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現増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。	
重大事故対策に関する機器条件			
重大事故対策に関する機器条件			

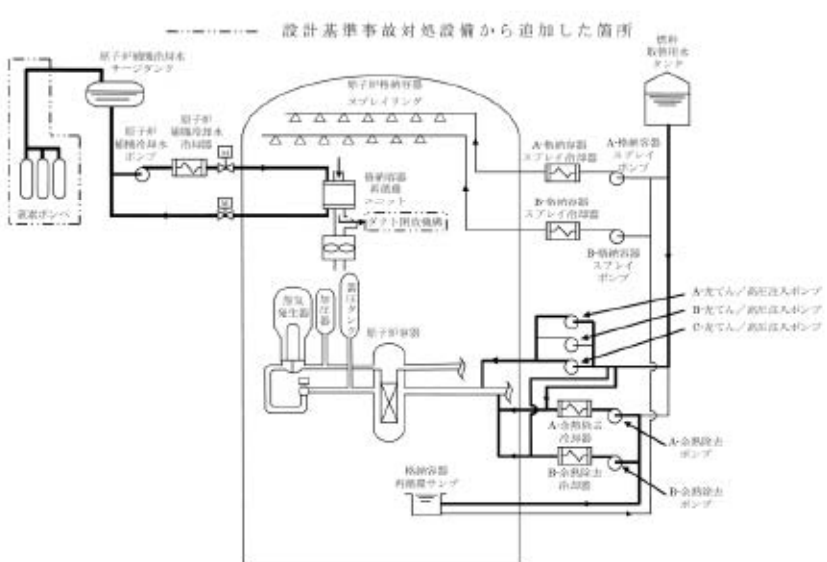
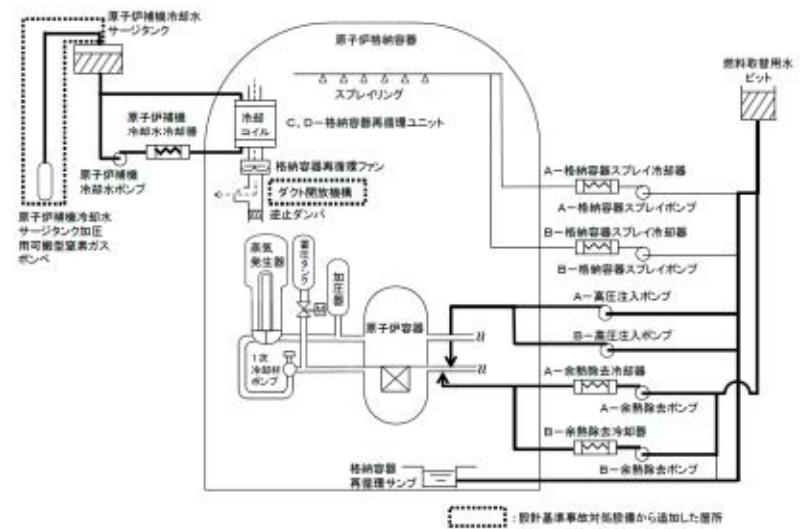
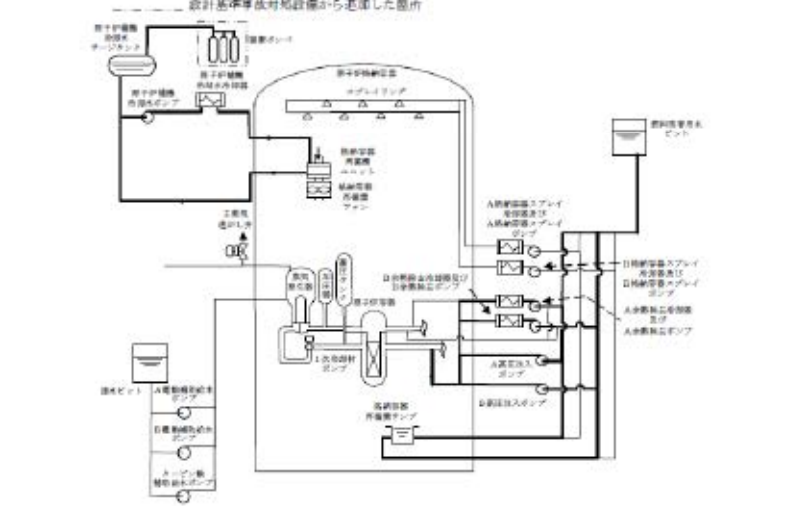
第7.1.4.2表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件
(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/3)

大阪発電所3/4号炉		条件設定の考え方	
項目	主要解析条件	項目	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa(gage) (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、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。	
蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー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	燃料取替用タンク水位(0.6%)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)	再循環切替を行う燃料取替用タンク水位として設定。 再循環切替の水量は同一。	
格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃～約165℃、 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 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、原子炉補機冷却水サージタンクの現増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。	
重大事故対策に関する機器条件			
重大事故対策に関する機器条件			

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

差異の説明
<p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>・泊3号は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる。</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>設計基準事故対策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>設計基準事故対策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>設計基準事故対策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>設計等の相違 (2) 名称等の相違 (4)</p>

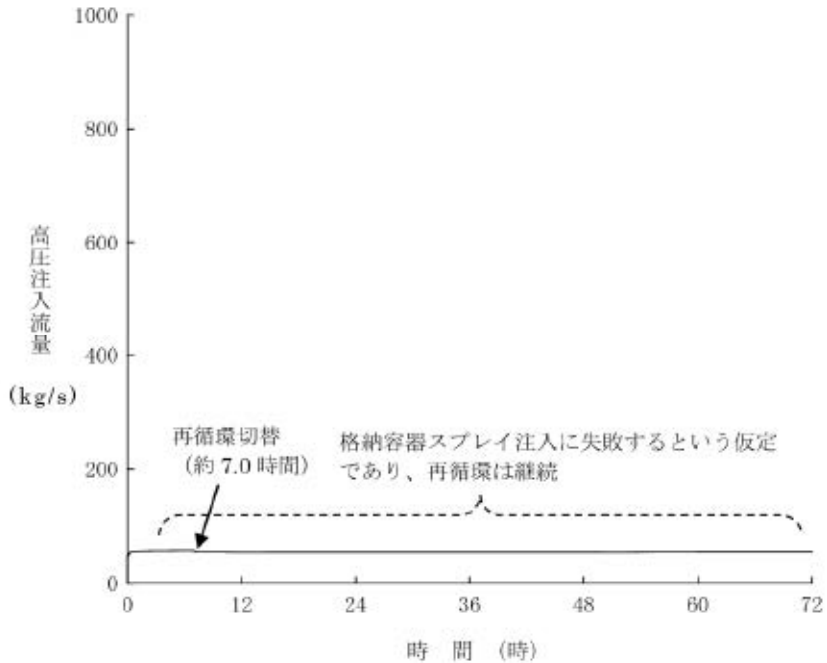
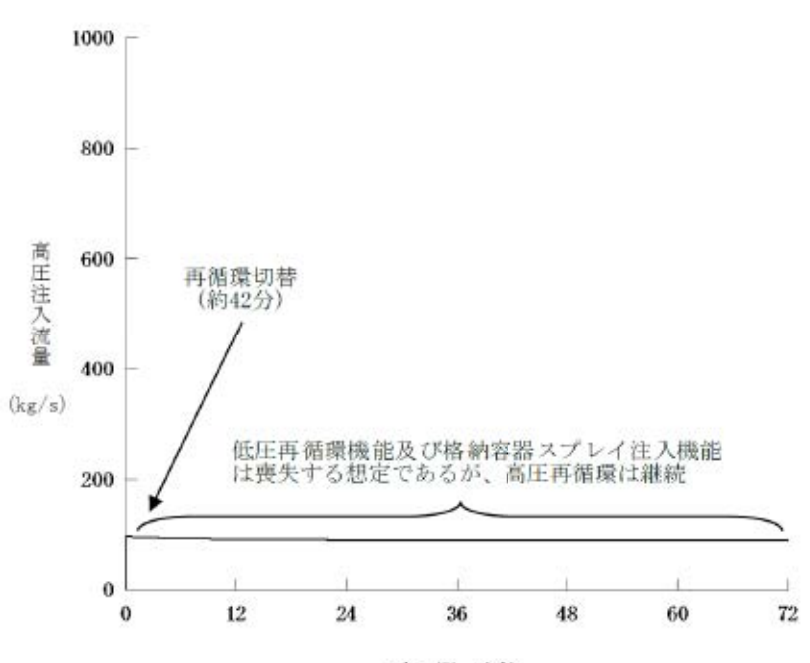
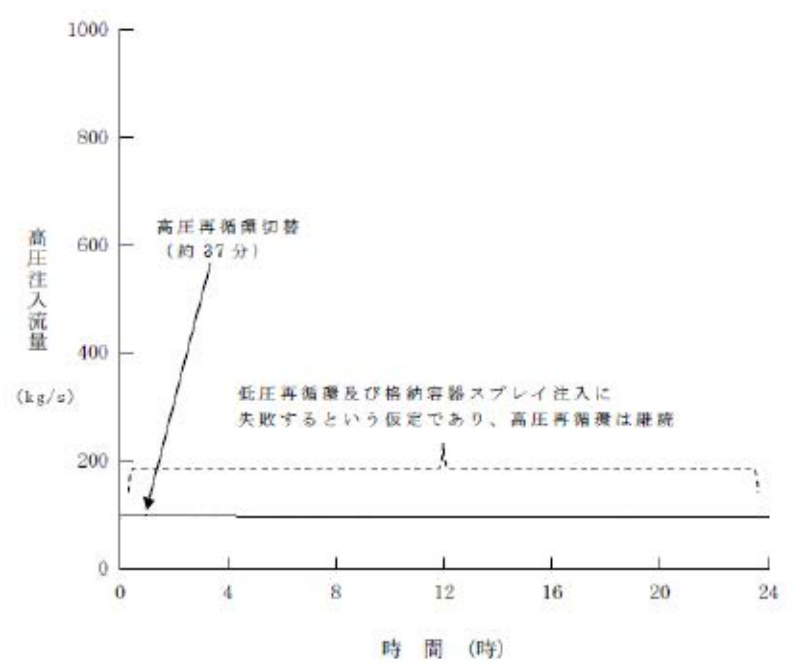
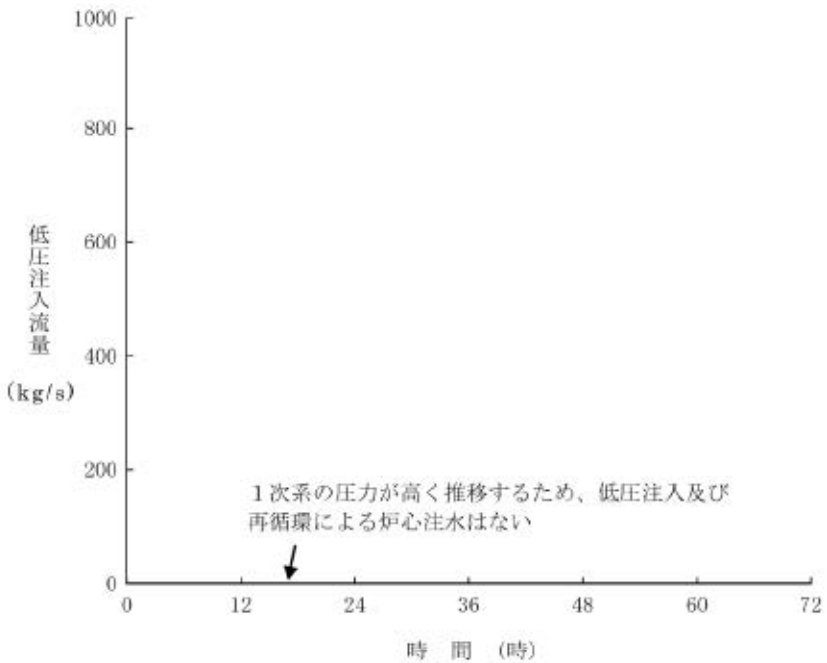
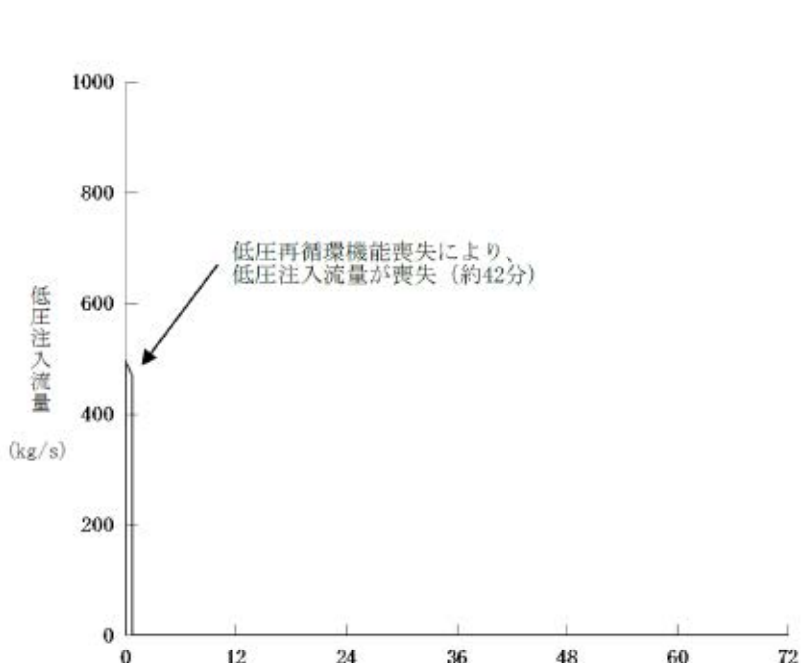
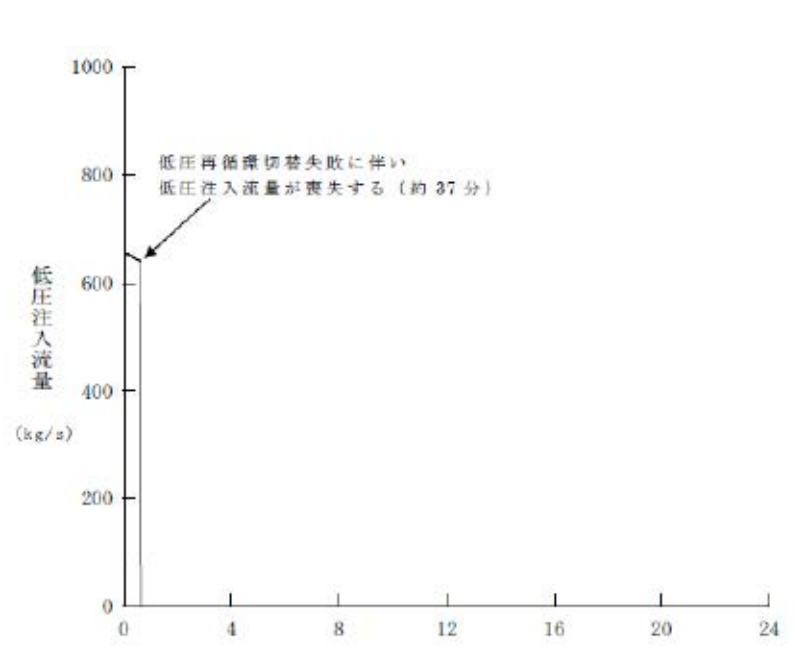
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p style="text-align: center;">高浜発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">(約 8.8 時間) 30分を収束 (約 6.0 時間) [原子が安定状態]</p> <p style="text-align: center;">再循環及び格納容器内自然対流による長尺冷却を継続するとともに、炉心冷却機能及び原子炉格納容器正圧の低下傾向を確認する。</p> <p>※1：すべての非常用電源及び常用電源の定格が「容」ボルトを示した場合 ※2：すべての高気圧生体冷却水流量計指示の合計が90m³/h以上 ※3：素早い確認は以下で確認 ① 炉心低下・水位、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器タンク・格納容器再循環タンク水位、格納容器エアスペース ② 原子炉格納容器圧力が127kPa以上及び格納容器スプレイン作動 ③ 燃料取替用タンク水位が10%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で「再循環自動制御信号」が発信し、再循環運転への移行及び格納容器内再循環タンク水位が90%以上であることを確認する (注)水位設定値での注水量は約1,400m³である ※4：機器自動停止、注水異常により再循環停止を確認及び格納容器スプレイン系再循環作動不能を確認 ※5：原子炉格納容器圧力280kPa以上 ※6：2台の格納容器再循環ユニットへ原子炉格納容器水を注水する。なお、手順が完了すれば、その段階で実施する格納容器内自然対流再循環後は、蒸気発生側の格納容器内に残存している高圧水の入れ替えが完了すれば蒸気発生が止まり、再循環運転は停止する ※7：圧縮機は1台動作と1台異常動作(必要により動作)及び1次冷却器温度90℃以下を確認する また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する</p> <p style="text-align: center;">第 7.1.4.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断LOCA+格納容器スプレイン注入失敗」の事象進展)</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">(約 8.8 時間) 30分を収束 (約 6.0 時間) [原子が安定状態]</p> <p style="text-align: center;">再循環及び格納容器内自然対流による長尺冷却を継続するとともに、炉心冷却機能及び原子炉格納容器正圧の低下傾向を確認する。</p> <p>※1：すべての機器自動停止は以下で確認 ① 炉心低下・水位、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器タンク水位、格納容器再循環タンク水位、格納容器エアスペース、1次冷却器圧力 ② 燃料取替用タンク水位が10%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で「再循環自動制御信号」が発信し、再循環運転への移行及び格納容器内再循環タンク水位が90%以上であることを確認する ③ 機器自動停止、注水異常により再循環停止を確認及び格納容器スプレイン系再循環作動不能を確認 ④ 原子炉格納容器圧力280kPa以上 ⑤ 2台の格納容器再循環ユニットへ原子炉格納容器水を注水する。なお、手順が完了すれば、その段階で実施する格納容器内自然対流再循環後は、蒸気発生側の格納容器内に残存している高圧水の入れ替えが完了すれば蒸気発生が止まり、再循環運転は停止する ⑥ 圧縮機は1台動作と1台異常動作(必要により動作)及び1次冷却器温度90℃以下を確認する また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する</p> <p style="text-align: center;">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ン注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p style="text-align: center;">大阪発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">(約 8.8 時間) 30分を収束 (約 6.0 時間) [原子が安定状態]</p> <p style="text-align: center;">再循環及び格納容器内自然対流による長尺冷却を継続するとともに、炉心冷却機能及び原子炉格納容器正圧の低下傾向を確認する。</p> <p>※1：すべての非常用電源及び常用電源の定格が「容」ボルトを示した場合 ※2：すべての高気圧生体冷却水流量計指示の合計が90m³/h以上 ※3：素早い確認は以下で確認 ① 炉心低下・水位、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器タンク・格納容器再循環タンク水位、格納容器エアスペース ② 原子炉格納容器圧力が127kPa以上及び格納容器スプレイン作動 ③ 燃料取替用タンク水位が10%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で「再循環自動制御信号」が発信し、再循環運転への移行及び格納容器内再循環タンク水位が90%以上であることを確認する (注)水位設定値での注水量は約1,400m³である ※4：機器自動停止、注水異常により再循環停止を確認及び格納容器スプレイン系再循環作動不能を確認 ※5：原子炉格納容器圧力280kPa以上 ※6：2台の格納容器再循環ユニットへ原子炉格納容器水を注水する。なお、手順が完了すれば、その段階で実施する格納容器内自然対流再循環後は、蒸気発生側の格納容器内に残存している高圧水の入れ替えが完了すれば蒸気発生が止まり、再循環運転は停止する ※7：圧縮機は1台動作と1台異常動作(必要により動作)及び1次冷却器温度90℃以下を確認する また、原子炉格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する</p> <p style="text-align: center;">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+格納容器スプレイン注入失敗+低圧再循環失敗」の事象進展)</p>	<p>設計等の相違 (2) 名称等の相違 (4) 個別解析による相違 (6)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</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>第 7.1.4.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</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12分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 7.1.4.4 図 1次冷却材圧力の推移*</p>	<p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</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>第 2.4.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>・泊3号は、大破断LOCAのため、1次冷却材圧力が急激に低下する。 (伊方と同様)</p>
<p>破断流量 (kg/s)</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>時間 (時)</p> <p>第 7.1.4.6 図 破断流量の推移</p>	<p>破断流量 (kg/s)</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>時間 (時)</p> <p>第 7.1.4.5 図 破断流量の推移*</p> <p>※：事象初期の応答については、添付資料 7.1.4.10 参照</p>	<p>破断流量 (kg/s)</p> <p>高圧注入及び低圧注入に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</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>低圧再循環機能喪失に伴い、破断口から放出される流量が低下する</p> <p>高圧再循環流量に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</p> <p>高圧再循環切替 (約37分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 2.4.6 図 破断流量の推移*</p> <p>※：事象初期の応答については、添付資料 2.4.9 参照</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <p>・泊3号は、大破断LOCAのため、破断流量が高めに推移する。 (伊方と同様)</p>

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 7.1.4.7 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 2.4.7 図 高压注入流量の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、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。 (伊方と同様)
 <p>第 7.1.4.8 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 2.4.8 図 低压注入流量の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、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。 (伊方と同様)

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<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>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>第 7.1.4.9 図 原子炉容器内水位の推移</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>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>第 7.1.4.8 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>再冠水開始 (約 38 秒) 再冠水後は炉心は冠水状態を維持している。なお、コード特性上、原子炉容器水位は、原子炉容器入口ノズル下端部が上限値となる。</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>第 2.4.9 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。(伊方と同様)
<p>燃料被覆管最高温度 (1200°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>第 7.1.4.10 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>初期値: 約340°C</p> <p>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>第 7.1.4.9 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°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の最高点を示す</p> <p>第 2.4.10 図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。(伊方と同様)

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 100%相当(約2300t)</p> <p>再循環切替により発生蒸気が増加するため、水量は減少</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 67%相当(約790t)</p> <p>高圧注入に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 0%相当(約4t)</p> <p>時間(時)</p>	<p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 100%相当(約2200t)</p> <p>高圧再循環切替により発生蒸気が増加するため、水量は減少</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 71%相当(約1100t)</p> <p>高圧注入及び低圧注入に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 0%相当(約5t)</p> <p>時間(時)</p>	<p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 100%相当(約3700t)</p> <p>高圧再循環切替(約37分)</p> <p>高圧再循環切替により発生蒸気が増加するため、水量は減少</p> <p>格納容器内自然対流冷却により、蒸気が凝縮するため、水量は増加する</p> <p>高圧注入及び低圧注入に相当する1次冷却材が破断口から原子炉格納容器内へ放出</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域) 0%相当(約5t)</p> <p>時間(時)</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は、大破断LOCAのため、事象進展が早まる。(伊方と同様)</p>
<p>第 7.1.4.11 図 格納容器最下階領域水量の推移</p>	<p>第 7.1.4.10 図 格納容器最下階領域水量の推移</p>	<p>第 2.4.11 図 原子炉格納容器外周部水量の推移</p>	
<p>格納容器再循環サンプ水温度</p> <p>飽和温度</p> <p>格納容器スプレイ注入失敗による温度上昇</p> <p>格納容器内自然対流冷却による気相部冷却により、格納容器再循環サンプ水温度が低下に転じる</p> <p>格納容器内自然対流冷却による温度上昇の緩和</p> <p>格納容器内自然対流冷却開始(約9.3時間)</p> <p>再循環切替(約7.0時間)</p> <p>時間(時)</p>	<p>格納容器再循環サンプ水温度</p> <p>飽和温度</p> <p>格納容器スプレイ注入機能喪失による温度上昇</p> <p>格納容器内自然対流冷却による気相部冷却により、格納容器再循環サンプ水温度が低下に転じる。</p> <p>格納容器内自然対流冷却による温度上昇の緩和</p> <p>格納容器内自然対流冷却開始(約4.0時間)</p> <p>再循環切替(約42分)</p> <p>低圧再循環機能喪失による温度上昇</p> <p>時間(時)</p>	<p>格納容器再循環サンプ水温度</p> <p>飽和温度</p> <p>格納容器内自然対流冷却による気相部冷却により、格納容器再循環サンプ水温度が低下に転じる(約11時間)</p> <p>高圧注入及び低圧注入による燃料取替用水ピットからの注水による温度低下</p> <p>格納容器内自然対流冷却開始(約9.1時間)</p> <p>高圧再循環による炉心注水に伴う再循環水温度上昇</p> <p>高圧再循環切替(約37分)</p> <p>時間(時)</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は、再循環切替時間が早いいため、サンプ水温度の挙動が異なる。(伊方と同様)</p>
<p>第 7.1.4.12 図 格納容器再循環サンプ水温度の推移</p>	<p>第 7.1.4.11 図 格納容器再循環サンプ水温度の推移</p>	<p>第 2.4.12 図 格納容器再循環サンプ水温度の推移</p>	

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.1.4.13 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 2.4.13 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、再循環切替時間が早い ため、除熱量の推移が異なる。

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.1.4.14 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 2.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>個別解析による相違⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、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。(伊方と同様)
<p>第 7.1.4.15 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 2.4.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>個別解析による相違⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、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雰囲気温度の推移が異なる。(伊方と同様)

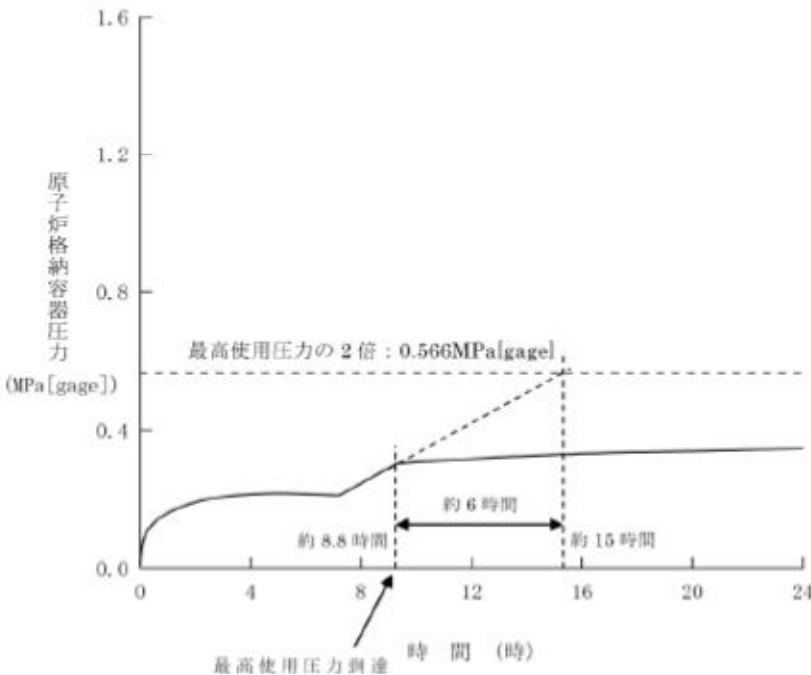
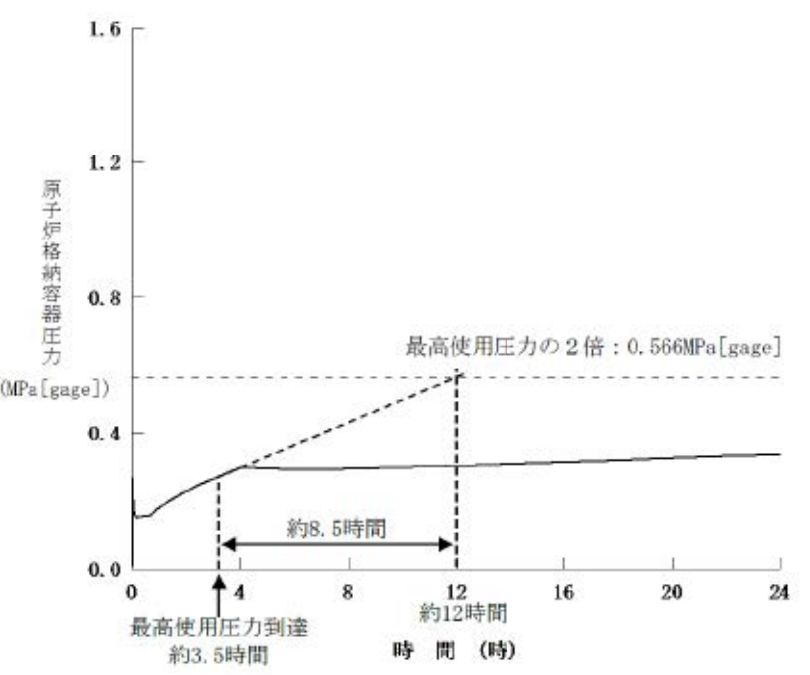
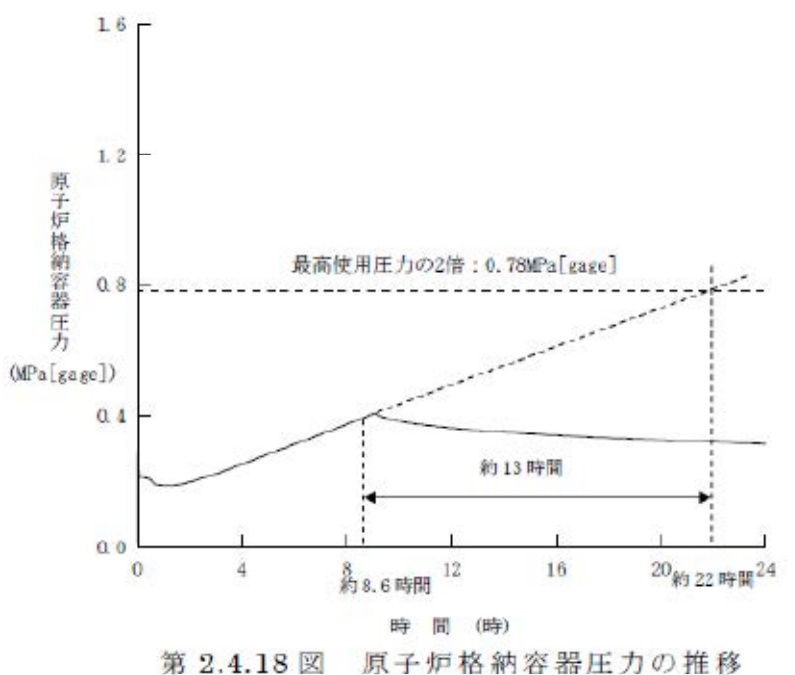
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.1.4.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (破断口径の影響確認)</p>			<p>個別解析による相違⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、大破断LOCAのため、破断口径の感度解析を実施していない (伊方と同様)
<p>第 7.1.4.17 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>			

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.1.4.18 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 2.4.16 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>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、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>第 7.1.4.19 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 2.4.17 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>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号は、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。

7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 7.1.4.20 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 2.4.18 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>個別解析による相違(⑥)</p>