

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE715-9 r.5.0
提出年月日	令和4年11月24日

## 泊発電所3号炉

### 重大事故等対策の有効性評価 比較表

#### 7.1.5 原子炉停止機能喪失

令和4年11月  
北海道電力株式会社

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>比較結果等を取りまとめた資料</b>				
<b>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</b>				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 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. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 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				
<b>2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「差異の説明」欄に差異理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
事故シーケンスグループの特徴	原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生した場合に、原子炉トリップに失敗する。このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。	原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生するとともに、原子炉停止機能が喪失し、原子炉トリップができなくなる。このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。	差異なし （泊と大飯・高浜で記載表現が異なる部分があるが、事故シーケンスグループの特徴としては同一）

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
炉心損傷防止対策	主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ、負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することで、炉心損傷を防止する。 長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。	減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制し、1次系の過圧を防止することにより、炉心損傷を防止する。 長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。	主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ、負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することにより、炉心損傷の防止を図り、ほう酸注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。 また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。	差異なし (記載表現が異なるが、炉心損傷防止対策としては同一)
重要事故シーケンス	・「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」 ・「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」			差異なし
有効性評価の結果 (評価項目等) a. 主給水流量喪失(上段) b. 負荷の喪失(下段)	燃料被覆管温度：原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる  原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：最高値は約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る	燃料被覆管温度：原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる  原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：最高値は約18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る	燃料被覆管温度：原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約100秒で最高の約360℃に到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる  原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：最高値は約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を十分下回る	解析結果の相違 ・設計の相違によりRCPBにかかる圧力の最高値が異なるが、判断基準を下回る
	燃料被覆管温度：原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる  原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：最高値は約18.9MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る	燃料被覆管温度：原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる  原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：最高値は約18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る	燃料被覆管温度：原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約118秒で最高の約360℃に到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる  原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：最高値は約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を十分下回る	解析結果の相違 ・設計の相違によりRCPBにかかる圧力の最高値が異なるが、判断基準を下回る
<b>2-4) 主な相違</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
解析条件(減速材温度係数初期値)	-16pcm/℃	-13pcm/℃(標準値)	-18pcm/℃	解析条件の相違 ・泊の減速材温度係数初期値は、泊3号炉の炉心設計を包絡する-18pcm/℃に設定

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-5) 相違理由の省略</b>				
相違理由	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	復水ビット	復水タンク	補助給水ビット	—
	—	消防ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	—
	—	MOX燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	泊では申請書の記載に合わせて記載
記載表現の相違	1次冷却系	1次系	1次冷却系	(大阪と同様)
	2次冷却系	2次系	2次冷却系	(大阪と同様)
	自動起動	自動作動	自動起動	(大阪と同様)
	動作	作動	動作	(大阪と同様)

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シークエンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シークエンスグループ内の事故シークエンス</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」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クエンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。</p> <p>(2) 事故シークエンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生した場合に、原子炉トリップに失敗する。</p> <p>このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シークエンスグループ</p>	<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シークエンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シークエンスグループ内の事故シークエンス</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」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クエンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。</p> <p>(2) 事故シークエンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生するとともに、原子炉停止機能が喪失し、原子炉トリップができなくなる。</p> <p>このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シークエンスグループ</p>	<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シークエンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シークエンスグループ内の事故シークエンス</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シークエンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡 事象+原子炉停止失敗」、②「小破断LOCA+原子炉停止失敗」、③「中破断LOCA+原子炉停止失敗」及び④「大破断LOCA+原子炉停止失敗」である。</p> <p>(2) 事故シークエンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。</p> <p>このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シークエンスグループは、原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シークエンスグループである。</p> <p>このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シークエンスグループ</p>	<p>7.1.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>7.1.5.1 事故シークエンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シークエンスグループ内の事故シークエンス</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シークエンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シークエンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。</p> <p>このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シークエンスグループは、原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シークエンスグループである。</p> <p>このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シークエンスグループ</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ブでは、主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ、負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することで、炉心損傷を防止する。</p> <p>長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策                      事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備を整備する。また、長期的には、未臨界を確保するためにほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮を整備し、炉心を冷却するために余熱除去ポンプによる冷却を整備する。</p>	<p>ブでは、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制し、1次系の過圧を防止することにより、炉心損傷を防止する。</p> <p>長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策                      事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備を整備する。また、長期的には、未臨界を確保するために緊急ほう酸濃縮を整備し、炉心を冷却するために余熱除去ポンプによる冷却を整備する。</p>	<p>ブでは、代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替原子炉再循環ポンプトリップ機能によって原子炉出力を低下させること等によって炉心損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。</p> <p>また、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策                      事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対し、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、初期の対策として代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（以下「自動減圧系作動阻止機能」という。）及びほう酸水注入系による原子炉停止又は反応度抑制手段を整備するとともに、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。</p> <p>また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱手段を整備する。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価では、保守的に代替制御棒挿入機能には期待しないものとする。</p>	<p>ブでは、主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ、負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することにより、炉心損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。</p> <p>また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策                      事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）（以下「ATWS 緩和設備」という。）を整備し、安定状態に向けた対策として、未臨界を確保するためにほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮を整備するとともに、炉心を冷却するために余熱除去系による冷却を継続する。</p> <p>また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p>	<p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実議の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実議の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実議の反映）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>対策の概略系統図を第2.5.1図に、対応手順の概要を第2.5.2図から第2.5.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.5.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.5.2(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14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6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2.5.5図及び第2.5.6図に示す。</p> <p>a. 原子炉自動トリップ不能の判断</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。</p>	<p>対策の概略系統図を第2.5.1.1図に、対応手順の概要を第2.5.1.2図から第2.5.1.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.5.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.5.2(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14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6名である。発電所構内に駐在している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第2.5.1.5図及び第2.5.1.6図に示す。</p> <p>a. 原子炉自動トリップ不能の判断</p> <p>事象の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。</p>	<p>これらの対策の概略系統図を第2.5.1図から第2.5.3図に、手順の概要を第2.5.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第2.5.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第2.5.5図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム失敗確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉に緊急挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を確認する。</p>	<p>これらの対策の概略系統図を第7.1.5.1図に、手順の概要を第7.1.5.2図及び第7.1.5.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.5.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計7名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員2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災害対策本部要員は3名である。必要な要員と作業項目について第7.1.5.4図及び第7.1.5.5図に示す。</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【女川】 事故シナリオの相違 ・泊では重要事故シナリオ以外の事故シナリオは抽出されていらない</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では制御棒が挿入されない場合の確認事項を明確化（伊</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ、並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。</p> <p>原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. ATWS 緩和設備の作動及び作動状況確認</p> <p>ATWS 緩和設備作動によるタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの自動起動並びに補助給水流量の確立を確認する。また、タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉による1次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した1次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。</p>	<p>原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ、並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。</p> <p>原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. ATWS 緩和設備の作動及び作動状況確認</p> <p>ATWS 緩和設備作動によるタービントリップ、主蒸気隔離弁閉止、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。また、タービントリップ及び主蒸気隔離弁閉止による1次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した1次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。</p>	<p>原子炉スクラムの失敗を確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>また、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により再循環ポンプ2台全てがトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続する。主蒸気遮断により給水加熱喪失の状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が増加する傾向となる。</p> <p>b. 格納容器圧力上昇による ECCS 起動確認</p> <p>逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高(13.7kPa[gage])により、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)が自動起動する。</p>	<p>正である場合には、原子炉自動トリップ不能を判断する。</p> <p>原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ、並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。</p> <p>原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. ATWS 緩和設備の作動及び作動状況確認</p> <p>ATWS 緩和設備作動によるタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの自動起動並びに補助給水流量の確立を確認する。また、タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉による1次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した1次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。</p>	<p>【高浜】                  設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(添付資料 2.5.1)</p> <p>ATWS 緩和設備の作動状況確認に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。</p> <p>また、1次冷却材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次冷却材圧力の上昇抑制の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。</p> <p>c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離</p> <p>緊急ほう酸濃縮を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。また、原子炉補給水補給ライン流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。</p> <p>緊急ほう酸濃縮の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。</p>	<p>(添付資料 2.5.1)</p> <p>ATWS 緩和設備の作動状況確認に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。</p> <p>また、1次冷却材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次冷却材圧力の上昇抑制の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。</p> <p>c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離</p> <p>緊急ほう酸濃縮を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。また、原子炉補給水補給ライン流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。</p> <p>緊急ほう酸濃縮に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。</p>	<p>ECCS の起動を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持</p> <p>原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）信号により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動する。主蒸気隔離弁の閉止により、主復水器ホットウェルの水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水により炉心冷却は維持される。</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）、各系統のポンプ出口流量等である。</p> <p>d. 自動減圧系作動阻止機能作動確認</p> <p>「中性子束高（10%以上）」かつ「原子炉水位低（レベル2）」信号により自動減圧系及び代替自動減圧回路の作動が阻止されることを確認する。</p> <p>自動減圧系作動阻止機能作動の確</p>	<p>(添付資料 7.1.5.1)</p> <p>ATWS 緩和設備の作動状況を確認するために必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。</p> <p>また、1次冷却材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次冷却材圧力の上昇抑制の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）等である。</p> <p>c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離</p> <p>緊急ほう酸濃縮を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。また、1次系純水補給ライン流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。</p> <p>緊急ほう酸濃縮を確認するために必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。</p>	<p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 原子炉未臨界状態の確認</p> <p>出力領域中性子束計指示が5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。</p> <p>原子炉未臨界状態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>また、1次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。</p> <p>e. 1次冷却系の減温、減圧</p> <p>原子炉安定後の操作として補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁を開操作</p>	<p>d. 原子炉未臨界状態の確認</p> <p>「出力領域中性子束計指示が5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負」であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。</p> <p>原子炉未臨界状態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>また、1次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次冷却材圧力・温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。</p> <p>e. 1次系減温、減圧</p> <p>補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により、1次系の減温・減圧を実施する。</p>	<p>認に必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>e. 高圧炉心スプレイ系水源自動切替確認</p> <p>「圧力抑制室水位高」信号により高圧炉心スプレイ系の水源が復水貯蔵タンクよりサブプレッションプール側へ自動で切り替わることを確認する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系水源自動切替えを確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室水位等である。</p> <p>f. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作</p> <p>原子炉スクラムの失敗を確認後、ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入により、中性子束が徐々に減少し原子炉は臨界未満に至る。</p> <p>原子炉の臨界未満確保を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタ等である。</p> <p>g. 高圧炉心スプレイ系水源切替操作</p> <p>サブプレッションプール水温 80℃到達を確認後、中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッションプール側から復水</p>	<p>d. 原子炉未臨界状態の確認</p> <p>出力領域中性子束指示が5%未満及び中間領域起動率指示が零又は負であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。</p> <p>原子炉の未臨界状態を確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>また、1次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。</p> <p>e. 1次冷却系の減温、減圧</p> <p>原子炉安定後の操作として補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁を開操作</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>することにより、1次冷却系の減温、減圧を実施する。</p> <p>補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等であり、1次冷却系の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>f. 余熱除去系による炉心冷却</p> <p>長期対策として、1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却の確認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>なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.2)</p>	<p>補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等であり、1次系の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>f. 余熱除去系による炉心冷却</p> <p>長期対策として、1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却の確認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>なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.2)</p>	<p>貯蔵タンク側へ切り替える。</p> <p>高圧炉心スプレイ系水源切替操作を確認するために必要な計装設備は、サブプレッションプール水温度等である。</p> <p>h. 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転</p> <p>事象発生直後からの逃がし安全弁の作動により、サブプレッションプール水温が上昇する。サブプレッションプール水温が32℃以上の場合、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の運転を開始し、格納容器除熱を開始する。</p> <p>残留熱除去系による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系ポンプ出口流量及びサブプレッションプール水温度である。</p> <p>以降、炉心冷却は高圧炉心スプレイ系による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は残留熱除去系により継続的に行う。</p>	<p>することにより、1次冷却系の減温、減圧を実施する。</p> <p>補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水に必要な計装設備は、補助給水流量等であり、1次冷却系の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>f. 余熱除去系による炉心冷却</p> <p>1次冷却材圧力（広域）指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度（広域-高温側）指示 177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p> <p>以降、炉心冷却は余熱除去系により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により継続的に行う。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 7.1.5.2)</p>	<p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 運用の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違・泊ではC/VスプレイによるC/V健全性維持について記載（伊方と同様）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.5.2 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、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS 緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。</p> <p>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1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡解析コード SPARKLE-2 により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確</p>	<p>2.5.2 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、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS 緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。</p> <p>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1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡解析コード SPARKLE-2 により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確</p>	<p>2.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（反応度印加の観点で最も厳しく、原子炉隔離によって炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁の誤閉止を選定）を起因事象とし、原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力増加の観点で厳しくなる「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果（ボイド・ドップラ／ポロン）、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化、気液熱非平衡、原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）及びほう酸水の拡散並びに原子炉格納容器におけるサプレッション・プール水冷却が重要現象となる。</p> <p>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動特性解析コード REDY 及び単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束、平均表面熱流束、燃料被覆管温度、炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位、サプレッションプール水温、格納容器圧力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</p>	<p>7.1.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS 緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。</p> <p>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1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡解析コード SPARKLE-2 により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実施の反映）</p> <p>【女川】 重要現象の相違 ・重要事故シーケンス及び適用する解析コードの相違により 重要現象が異なる</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、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>さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「2.5.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.5.2表及び第2.5.3表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料2.5.3)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 炉心熱出力</p> <p>炉心熱出力の初期値は、定格値(3,411MWt)を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却材圧力</p> <p>1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度</p> <p>1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)を用いる。</p> <p>【比較のため(e)を移動】</p> <p>(e) 減速材温度係数</p>	<p>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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、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>さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「2.5.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.5.2.1表及び第2.5.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料2.5.3)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 炉心熱出力</p> <p>炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却材圧力</p> <p>1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度</p> <p>1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(302.3℃)を用いる。</p> <p>(d) 減速材温度係数</p>	<p>かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.5.2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>a. 初期条件</p> <p>(a) 炉心流量</p> <p>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による出力抑制効果が小さく、また、初期ボイド率が大きいことで圧力上昇時の出力上昇が大きくなる低流量側の流量である30,300t/h(定格流量の85%)を設定する。</p>	<p>かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「7.1.5.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.5.2表及び第7.1.5.3表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料7.1.5.3)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 炉心熱出力</p> <p>炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いる。</p> <p>(b) 1次冷却材圧力</p> <p>1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。</p> <p>(c) 1次冷却材平均温度</p> <p>1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(306.6℃)を用いる。</p> <p>(d) 減速材温度係数</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】                  評価方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪】                  設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】                  設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-16pcm/°Cを設定する。解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「2.5.3(3)感度解析」において、減速材温度係数初期値を-16pcm/°Cとした場合の感度解析を基に影響を確認することとする。</p> <p>なお、2ループ、3ループ及び4ループプラントの炉心に対して標準的に用いている減速材温度係数初期値である-13pcm/°Cについても評価する。</p> <p>(添付資料 2.5.4)</p> <p>(d) ドップラ特性</p> <p>ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮している。</p>	<p>減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき、MOX燃料の装荷及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が最も小さくなるよう、炉心のほう素濃度を高めることにより-13pcm/°C（標準値）に設定する。</p> <p>なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。</p> <p>(e) ドップラ特性</p> <p>ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とMOX燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性（標準値）を設定する。</p>		<p>ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/°Cを設定する。</p> <p>(添付資料 7.1.5.4)</p> <p>(e) ドップラ特性</p> <p>ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。</p>	<p>【高浜】 記載方針の相違 ・泊の減速材温度係数の初期値が炉心設計を包絡する値を用いている（大飯と同様）</p> <p>【大飯、高浜】 解析条件の相違 ・泊の減速材温度係数初期値は、泊3号炉の炉心設計を包絡する-18pcm/°Cに設定</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 ・大飯では工認評価に-13pcm/°Cで評価した値を用いているため設置許可申請段階で-13pcm/°Cについても評価している（大飯独自）</p> <p>【大飯】 設計の相違 ・大飯はMOX燃料を装荷しないため、ドップラ特性の設定が異なる（高浜と同様）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析を実施しているため、標準値に係る記載をし</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(f) 対象炉心 ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(d)及び(e)の特性を考慮した炉心を用いる。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>i. 主給水流量喪失 起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。</p> <p>ii. 負荷の喪失 起回事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 原子炉停止機能が喪失するものとする。</p>	<p>(f) 対象炉心 ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(d)及び(e)の特性を考慮した炉心を用いる。 (添付資料 1.5.2、2.5.4、2.5.5)</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因条件</p> <p>i. 主給水流量喪失 起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。</p> <p>ii. 負荷の喪失 起回事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 原子炉停止機能が喪失するものとする。</p>	<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>i. 原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する</p> <p>ii. 手動での原子炉スクラムは実施できないものと仮定する</p> <p>iii. 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものと仮定する</p> <p>(c) 評価対象とする炉心の状態 評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、本評価では、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいためボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮してサイクル末期として設定したものである。 (添付資料 2.5.1)</p>	<p>(f) 対象炉心 ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(d)及び(e)の特性を考慮した炉心を用いる。 (添付資料6.5.2、7.1.5.5)</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>i. 主給水流量喪失 起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。</p> <p>ii. 負荷の喪失 起回事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>i. 原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗を仮定する。</p> <p>ii. 手動での原子炉トリップは実施できないものと仮定する。</p>	<p>ない。(大阪と同様)</p> <p>【大阪・高浜】 記載方針の相違(女川実装の反映)</p> <p>【女川】 設計方針・記載箇所の相違 ・泊の評価対象とする炉心は女川同様平衡炉心だが、減速材温度係数及びドップラ特性を保守的に厳しい設定とした炉心特性としておりa.初期条件に記載</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 外部電源 外部電源は<b>ある</b>ものとする。</p> <p>外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が低下しない。このため、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、<b>圧力評価上厳しくなる。</b></p>	<p>(c) 外部電源 外部電源は<b>ある</b>ものとする。</p> <p>外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が低下しない。このため、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、<b>圧力評価上厳しくなる。</b></p>	<p>(d) 外部電源 外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合、<b>事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</b></p>	<p>(c) 外部電源 外部電源は<b>使用できる</b>ものとする。</p> <p>外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が低下しない。このため、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、<b>1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</b></p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>
<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) ATWS 緩和設備 原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下を ATWS 緩和設備が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。ATWS 緩和設備の作動信号は、「<b>蒸気発生器水位低</b>」信号によるものとし、水位は狭域水位7%を作動設定点とする。</p> <p>(b) 主蒸気ライン隔離 主蒸気ライン隔離は、ATWS 緩和設備作動設定点到達の17秒後に隔離完了するものとする。</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台は、ATWS 緩和設備が作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の60秒後に<b>4基</b>の蒸気発生器に合計<b>370m<sup>3</sup>/h</b>の流量で注水するものとする。</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) ATWS 緩和設備 原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下を ATWS 緩和設備が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。ATWS 緩和設備の作動信号は、「<b>蒸気発生器水位異常低</b>」信号によるものとし、水位は狭域水位7%を作動設定点とする。</p> <p>(b) 主蒸気ライン隔離 主蒸気ライン隔離は、ATWS 緩和設備作動設定点到達の17秒後に隔離完了するものとする。</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台は、ATWS 緩和設備が作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の60秒後に<b>3基</b>の蒸気発生器に合計<b>280m<sup>3</sup>/h</b>の流量で注水するものとする。</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である3秒とする。</p> <p>(b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])又は原子炉水位低(レベル2)信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力ー低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁(11個)は、</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) ATWS 緩和設備 原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下を ATWS 緩和設備が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。ATWS 緩和設備の作動信号は、「<b>蒸気発生器水位低</b>」信号によるものとし、水位は狭域水位7%を作動設定点とする。</p> <p>(b) 主蒸気ライン隔離 主蒸気ライン隔離は、ATWS 緩和設備作動設定点到達の17秒後に隔離完了するものとする。</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台は、ATWS 緩和設備が作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の60秒後に<b>3基</b>の蒸気発生器に合計<b>150m<sup>3</sup>/h</b>の流量で注水するものとする。</p>	<p>【高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>容量として1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d) 電動機駆動原子炉給水ポンプ                      主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプが停止した後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする。また、主復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするものとする。</p> <p>(e) 原子炉隔離時冷却系                      原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、90.8m<sup>3</sup> / h（原子炉圧力7.86MPa[gage]～1.04MPa[gage]において）の流量で給水するものとする。</p> <p>(f) 高压炉心スプレイ系                      高压炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、0m<sup>3</sup> / h～1,190m<sup>3</sup> / h（9.07MPa[dif]～0MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。                      注水流量は、炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプの性能特性を考慮した大きめの注水流量特性を設定している。</p> <p>(g) 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能                      制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能は、中性子束高</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p>	<p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p>	<p>(10%以上)及び原子炉水位低(レベル2)にて作動するものとする。</p> <p>(h) ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動し、163L/minの流量及びほう酸濃度10.3wt%で注入するものとする。</p> <p>(i) 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)</p> <p>伝熱容量は、熱交換器1基当たり約25MW(サブプレッションプール水温97℃、海水温度26℃において)とする。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点(事象発生約11分後)で実施する。</p> <p>(b) 高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、事象発生から15分後(サブプレッションプール水温100℃到達前)に開始する。</p> <p>(c) 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱操作は、事象発生10分後より切替操作を開始するものとし、事象発生の約1分後にドライウェル圧力高信号が発信してから10分間は残留熱除去系(低圧注水モード)優先のインターロックがあることから、</p>	<p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                  操作条件の相違                  ・女川主運転員等操作があるが、泊はATWS緩和設備により安定状態まで導くことができるため有効性評価上期待する運転員等操作はない。</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>a. 主給水流量喪失</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第2.5.3図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第2.5.7図から第2.5.13図に、2次冷却系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次冷却系パラメータの推移を第2.5.14図から第2.5.18図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、主給水流量の喪失により、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下をATWS緩和設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより1次冷却材温度が上昇し、減速材</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>a. 主給水流量喪失</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第2.5.1.3図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力等の1次系パラメータの推移を第2.5.2.1図から第2.5.2.7図に、2次系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの推移を第2.5.2.8図から第2.5.2.12図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、主給水流量の喪失により、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下をATWS緩和設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより1次冷却材温度が上昇し、減速材</p>	<p>これに操作に要する時間を考慮して、事象発生20分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作を実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける中性子束、平均表面熱流束、炉心流量、原子炉蒸気流量、給水流量、逃がし安全弁流量、高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量、原子炉圧力、原子炉水位（シユラウド外水位）<sup>※1</sup>、炉心平均ボイド率、燃料被覆管温度、熱伝達係数及びクオリティの推移を第2.5.6図から第2.5.19図に、サブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移を第2.5.20図に示す。</p> <p>※1 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（狭帯域）の水位はシユラウド外の水位であることから、シユラウド外の水位を示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、主蒸気隔離弁閉信号が発生するものの、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるた</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>a. 主給水流量喪失</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.5.2図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.5.6図から第7.1.5.12図に、2次冷却系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.5.13図から第7.1.5.17図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>主給水流量の喪失の発生後、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下をATWS緩和設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより1次冷却材温度が上昇し、減速材温度の</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。</p> <p>1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。</p> <p>(添付資料 2.5.5、2.5.6、2.5.7)</p>	<p>温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。</p> <p>1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。</p> <p>(添付資料 2.5.5、2.5.6、2.5.7)</p>	<p>め、燃料被覆管の温度が一時的に約961℃まで上昇する。約2秒後に原子炉圧力高信号で代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により再循環ポンプが2台全てトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来、この原子炉圧力高信号(7.35MPa[gage])で作動する。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水は継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されて給水加熱喪失状態となるため、給水温度が低下して炉心入口サブクール度が増加するためである。これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約818℃まで上昇する。</p> <p>逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動により主蒸気がサブプレッションチェンバへ流入するため、格納容器圧力が上昇し、事象発生から約46秒後にドライウエル圧力高信号(13.7kPa[gage])によって高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)が起動する。また、原子炉水位が一時的に低下することから、事象発生から約50秒後に、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系も起動する。また、サブプレッションプール水温が上昇するとともに、サブプレッションプール</p>	<p>上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。</p> <p>1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。</p> <p>(添付資料 7.1.5.5、7.1.5.6、7.1.5.7)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>水位も上昇し、事象発生から約116秒後に高圧炉心スプレイ系の水源が復水貯蔵タンクからサブプレッションプールに自動で切り替わる。</p> <p>事象発生から約135秒後に主復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル1）に到達するが、自動減圧系及び代替自動減圧回路の作動は阻止される。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が継続しているため、炉心冷却は維持される。</p> <p>事象発生から約11分後（原子炉スクラムの失敗確認から10分後）、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入を開始する。</p> <p>事象発生15分後から、高圧炉心スプレイ系の水源についてサブプレッションプールから復水貯蔵タンクへの切替操作を開始する。</p> <p>事象発生から20分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）2台による格納容器除熱操作を開始する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に低下し、事象発生から約44分後に臨界未満に至る。その後は、原子炉水位を維持するとともに、サブプレッションチェンパ内のプール水の冷却を維持する。</p>	<p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。</p> <p>そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行う。</p>	<p>【大飯、高浜】記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・事象進展にCVの状態についても記載</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目等</p> <p><b>【比較のため移動】</b></p> <p>燃料被覆管温度は、第 2.5.13 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下にとどまる。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>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 2.5.9 図に示すとおり、約 18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。</p> <p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p><b>【比較のため移動】</b></p> <p>燃料被覆管温度は、第 2.5.2.7 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、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>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 2.5.2.3 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。</p> <p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は第 2.5.11 図及び第 2.5.12 図に示すとおり、主蒸気隔離弁閉止に伴い炉内のボイドが急減することで出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約 23 秒で最高の約 961℃に到達するが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は第 2.5.9 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 9.26MPa[gage] 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 9.56MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を十分下回る。</p> <p>また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約 0.21MPa[gage]、約 116℃以下に抑えられ、格納容器の限界圧力</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は第 7.1.5.12 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約 100 秒で最高の約 360℃に到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 0.1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.8 図に示すとおり、約 18.6MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.592MPa[gage]) を十分下回る。</p> <p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設</p>	<p><b>相違理由</b></p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・燃料被覆管の酸化量に関して具体的な数字を記載</p> <p>【高浜】 解析結果の相違 【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・泊はSI単位系で設計しており、最高使用圧力 17.10MPa[gage] の 1.2 倍の値をそのまま記載（大飯・高浜はMKS単位系で設計しており、最高使用圧力の 1.2 倍の値 210kg/cm<sup>2</sup>のSI単位系への換算値として記載）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「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、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]、約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。</p> <p>第2.5.8図及び第2.5.9図に示すとおり、事象発生時の600秒後時点において1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生時の約13.2時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生時の約21.3時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.5.8)</p> <p>なお、減速材温度係数初期値を-13pcm/℃とした場合については、原</p>	<p>備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]、約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第2.5.2.2図及び第2.5.2.3図に示すとおり、事象発生時の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の減温、減圧を行い、事象発生時の約13.5時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生時の約21時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.5.8)</p>	<p>(0.854MPa[gage])及び限界温度(200℃)を下回る。</p> <p>ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって中性子束は徐々に減少し、臨界未満に至る。その後は、原子炉水位及びサブプレッションプール水の冷却を維持することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.5.2)</p>	<p>備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「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、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.241MPa[gage]、約 124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.5.7図及び第7.1.5.8図に示すとおり、事象発生時の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生時の約14時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生時の約26.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.5.8)</p>	<p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 設計の相違</p> <p>→ CVの構造が泊・高浜が崩壊 CVに対して大飯は PCCVのため異なる</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>→ 泊は2次冷却系からの冷却について他の箇所同様に炉心冷却と記載</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違(女川実議の反映)</p> <p>【大飯】 記載方針の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 2.5.19 図に示すとおり、約 18.8MPa [gage] であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa [gage]) を下回ることを確認した。</p> <p>b. 負荷の喪失</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第 2.5.4 図に、原子炉出力、1 次冷却材平均温度、1 次冷却材圧力等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 2.5.20 図から第 2.5.26 図に、2 次冷却系除熱量、蒸気発生器 2 次側保有水量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 2.5.27 図から第 2.5.31 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、負荷の喪失により、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧</p>	<p>高浜発電所3 / 4号炉</p> <p>b. 負荷の喪失</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第 2.5.1.4 図に、原子炉出力、1 次冷却材平均温度、1 次冷却材圧力等の 1 次系パラメータの推移を第 2.5.2.13 図から第 2.5.2.19 図に、2 次系除熱量、蒸気発生器 2 次側保有水量等の 2 次系パラメータの推移を第 2.5.2.20 図から第 2.5.2.24 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、負荷の喪失により、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (1) から (4) の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>【再掲】</p> <p>本重要事故シーケンスにおける中性子束、平均表面熱流束、炉心流量、原子炉蒸気流量、給水流量、逃がし安全弁流量、高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量、原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド外水位）※1、炉心平均ボイド率、燃料被覆管温度、熱伝達係数及びクオリティの推移を第 2.5.6 図から第 2.5.19 図に、サブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移を第 2.5.20 図に示す。</p> <p>※1 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（狭帯域）の水位はシュラウド外の水位であることから、シュラウド外の水位を示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、主蒸気隔離弁閉信号が発生するも</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (1) から (4) の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>b. 負荷の喪失</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.3 図に、原子炉出力、1 次冷却材平均温度、1 次冷却材圧力等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.5.18 図から第 7.1.5.24 図に、2 次冷却系除熱量、蒸気発生器 2 次側保有水量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.5.25 図から第 7.1.5.29 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>負荷の喪失の発生後、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が上昇す</p>	<p>相違理由</p> <p>・泊炉炉心設計に基づく-18pcm/℃を用いて解析を実施しており、大飯のように-13pcm/℃とした場合の評価はしていない</p> <p>【大飯、高浜】記載方針の相違 (女川実装の反映)</p> <p>・具体的に評価した評価項目をまとめて記載</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違 (女川)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により、1次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障に伴う主給水の喪失による蒸気発生器水位の低下を ATWS 緩和設備が検知する。</p> <p>1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。</p> <p>(添付資料 2.5.6)</p>	<p>力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障に伴う主給水の喪失による蒸気発生器水位の低下を ATWS 緩和設備が検知する。</p> <p>1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。</p> <p>(添付資料 2.5.6)</p>	<p>この、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約961℃まで上昇する。約2秒後に原子炉圧力高信号で代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により再循環ポンプが2台全てトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来、この原子炉圧力高信号(7.35MPa[gage])で作動する。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水は継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されて給水加熱喪失状態となるため、給水温度が低下して炉心入口サブクール度が増加するためである。これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約818℃まで上昇する。</p> <p>逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動により主蒸気がサブプレッションチェンバへ流入するため、格納容器圧力が上昇し、事象発生から約46秒後にドライウェル圧力高信号</p>	<p>この時、原子炉は自動停止しないが、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により、1次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、全主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障に伴う主給水の喪失による蒸気発生器水位の低下を ATWS 緩和設備が検知する。</p> <p>1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。</p> <p>(添付資料 7.1.5.7)</p>	<p>相違理由</p> <p>出実施の反映</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(13.7kPa[gage])によって高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が起動する。また、原子炉水位が一時的に低下することから、事象発生から約50秒後に、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系も起動する。また、サブプレッションプール水温が上昇するとともに、サブプレッションプール水位も上昇し、事象発生から約116秒後に高圧炉心スプレイ系の水源が復水貯蔵タンクからサブプレッションプールに自動で切り替わる。</p> <p>事象発生から約135秒後に主復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル1）に到達するが、自動減圧系及び代替自動減圧回路の作動は阻止される。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が継続しているため、炉心冷却は維持される。</p> <p>事象発生から約11分後（原子炉スクラムの失敗確認から10分後）、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入を開始する。</p> <p>事象発生15分後から、高圧炉心スプレイ系の水源についてサブプレッションプールから復水貯蔵タンクへの切替操作を開始する。</p> <p>事象発生から20分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却</p>	<p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材が加圧</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（安</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目等</p> <p><b>【比較のため移動】</b></p> <p>燃料被覆管温度は、第 2.5.26 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下にとどまる。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>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 2.5.22 図に示すとおり、約 18.9MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage])を下回る。</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p><b>【比較のため移動】</b></p> <p>燃料被覆管温度は、第 2.5.2.19 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、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>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 2.5.2.15 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage])を下回る。</p>	<p>モード) 2 台による格納容器除熱操作を開始する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に低下し、事象発生から約 44 分後に臨界未満に至る。その後は、原子炉水位を維持するとともに、サブプレッションチェンパ内のプール水の冷却を維持する。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は第 2.5.11 図及び第 2.5.12 図に示すとおり、主蒸気隔離弁閉止に伴い炉内のボイドが急減することで出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約 23 秒で最高の約 961℃に到達するが、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は第 2.5.9 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 9.26MPa[gage] 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差 (高々約 0.3MPa) を考慮しても、約 9.56MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を十分下回る。</p>	<p>器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。</p> <p>そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は第 7.1.5.24 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約 118 秒で最高の約 360℃に到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 0.1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.20 図に示すとおり、約 18.6MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.592MPa[gage])を十分下回る。</p>	<p>川実議の反映)                  ・事象進展にCVの状態も記載</p> <p>【大飯、高浜】                  記載方針の相違 (女川実議の反映)                  ・燃料被覆管の酸化量に関して具体的な数字を記載</p> <p>【高浜】                  解析結果の相違                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違                  ・泊はSI単位系で設計しており、最高使用圧力 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の値をそのまま記載 (大飯・高浜)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「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、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]、約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。</p> <p>第2.5.21図及び第2.5.22図に示すとおり、事象発生後の600秒後時点において1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により</p>	<p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage]、約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第2.5.2.14図及び第2.5.2.15図に示すとおり、事象発生後の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水</p>	<p>また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約 0.21MPa[gage]、約 116℃以下に抑えられ、格納容器の限界圧力(0.854MPa[gage])及び限界温度(200℃)を下回る。</p> <p>ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって中性子束は徐々に減少し、臨界未満に至る。その後は、原子炉水位及びサブプレッションプール水の冷却を維持することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.5.2)</p>	<p>加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「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、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.241MPa[gage]、約 124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.5.19図及び第7.1.5.20図に示すとおり、事象発生後の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた炉心冷却を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により</p>	<p>はMKS単位系で設計しており最高使用圧力の1.2倍の値210kg/m<sup>2</sup>のSI単位系への換算値として記載</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>・CVの構造が泊・高浜が崩壊CVに対して大阪がPCCVのため異なる</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違</p> <p>・泊は2次冷却系が</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生約13.2時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生約21.3時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.5.8)</p> <p>なお、減速材温度係数初期値を-13pcm/°Cとした場合については、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第2.5.32図に示すとおり、約19.3MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回ることを確認した。</p>	<p>により未臨界を確保した後、1次系の減温、減圧を行い、事象発生約13.5時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより約21時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.5.8、2.5.9)</p>	<p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>より未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生約14時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生約26.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.5.8)</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>らの冷却について他の箇所同様に炉心冷却と記載</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は炉心設計に基づく-18pcm/°Cを用いて解析を実施しており、大飯のように-13pcm/°Cとした場合の評価はしていない</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・具体的に評価した評価項目をまとめて記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスは、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの起動を行い、<b>1次冷却系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はない。</b></p>	<p>2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスは、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの起動を行い、<b>1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はない。</b></p>	<p>2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>原子炉停止機能喪失では、<b>運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。</b></p> <p>また、<b>不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、ほう酸水注入系の起動操作、高圧炉心スプレイ系の水源切替操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作とする。</b></p>	<p>7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p><b>原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。</b></p> <p>また、本重要事故シーケンスは、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの起動を行い、<b>1次冷却系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くため、運転員等操作はない。</b></p>	<p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載                  【女川】                  運転員等操作の相違                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違                  ・泊は前段で事故の特徴を記載し、それに続く形で運転員等操作に関して記載したため記載が異なる</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よ</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                  運転員等操作の相違                  ・PWRでは運転員等操作はないが、女川では運転員等操作があるため、運転員等操作時間に与える影響を記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における減速材反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について±3.6pcm/°Cの不確</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における減速材反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について±3.6pcm/°Cの不確</p>	<p>って、実際の燃料棒表面での熱伝達は大くなり燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件としてMCPRの許容限界値（以下「SLMCPR」という。）で沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高めに評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ボロン反応度印加割合が大きくなり臨界未満までの時間が早くなるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転操作である高圧炉心スプレイ系水源切替操作に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: center;">（添付資料 2.5.3）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における減速材反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について±3.6pcm/°Cの不確</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「2.5.3(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>炉心におけるドップラ反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、ドップラ特性について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際のドップラ特性は解析結果に比べて大きくなり、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合に</p>	<p>かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>炉心におけるドップラ反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、ドップラ特性について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際のドップラ特性は解析結果に比べて大きくなるため、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合に</p>	<p>管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定することにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>炉心におけるドップラ反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、ドップラ特性について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際のドップラ特性は解析結果に比べて大きくなり、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合に</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>は、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「2.5.3(3) 感度解析」にて評価する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドブプラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含まれる。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル及び気液相対速度の解析モデルは、NUPEC 管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±</p>	<p>には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「(3) 感度解析」にて評価する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドブプラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含まれる。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールモデル及び気液相モデルは、NUPEC 管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±</p>	<p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等により燃料被覆管温度を高め評価するため、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、燃料棒表面熱伝達についての更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件設定により燃料被覆管温度を高め評価する可能性があり、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価する可能性があることから、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>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、臨界未満までの時間を遅く評価し、サブプレッションプール水温及び格納容器圧力を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 2.5.3, 2.5.4)</p>	<p>は、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「(3) 感度解析」にて評価する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドブプラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含まれる。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル及び気液相対速度の解析モデルは、NUPEC 管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±</p>	<p>【高浜】 モデル名称の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「2.5.3(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.5.2表及び第2.5.3表に示すとおりである。</p> <p>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熱出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、ドップラ特性及び減速材温度係数に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.5.2.1表及び第2.5.2.2表に示すとおりである。</p> <p>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熱出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、減速材温度係数（標準値）及びドップラ特性（標準値）、並びに標準値として設定している炉心崩壊熱、蒸気発生器2次側保有水量及び加圧器逃がし弁</p>	<p>0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第2.5.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。</p> <p>また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「(3) 感度解析」にて評価する。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.5.2表及び第7.1.5.3表に示すとおりである。</p> <p>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熱出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、ドップラ特性、減速材温度係数及び炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>解析条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本事故シナジェシスにおいてPWRでは解析条件を最確条件としているものがあるため記載が異なる</li> </ul> <p>【高浜】</p> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は個別解析の</li> </ul>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>個数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>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の30,300t/h（定格流量（85%））に対して最確条件は定格流量の約87%～約104%である。炉心流量が大きい場合は相対的にボイド率が低くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が緩和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなるが、事象発生の約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の1.23 に対して最確条件は約1.31 以上であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>ため、標準値に係る記載をしない（大飯と同様）</p> <p>【大飯】                      評価方針の相違                      ・泊では崩壊熱は事象進展に有意な影響を与えると考えられるため影響評価を実施（伊方と同様）</p> <p>【女川】                      運転員等操作の相違                      ・PWRでは運転員等操作はないが、女川では運転員等操作があるため、運転員等操作時間に与える影響を記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>与える影響はない。</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の1.25倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドブブラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組合せとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>初期条件の核データ（動的ドブ</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ラ係数)は、解析条件の平衡サイクル末期の値の0.9倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ドブブラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドブブラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故 等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。初期条件の外部水源の温度は、解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃である。外部水源の温度が低い場合は、原子炉への低温の注水が行われるため、事象進展に影響を与え、運転員等操作時間に影響を与える。よって、外部水源の温度が低い場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。初期条件の主蒸気流量、原子炉水位、給水温度及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポン</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ブがトリップせず、また、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある状態を設定している。</p> <p>なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機等により電源が供給されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件のほう酸水注入系のほう酸濃度は、解析条件の10.3wt%に対して最確条件は12.1wt%～13.4wt%である。解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも高くなるため、ボロン反応度印加割合が大きくなることにより臨界未満までの時間が短くなるが、その影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、解析条件の3秒に対して最確条件は3秒以上5秒以下であり、解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、原子炉出力の上昇が緩和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなるが、事象発生の約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップす</p>		

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「2.5.3(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>サイクル寿命中の減速材温度係数の変化及び装荷炉心ごとの変動を考慮し、減速材温度係数を最確値とした場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の低下が大きくなるため、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>ドブブラ特性は、装荷炉心ごとの変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、ドブブラ特性を最確値とした場合において、ドッ</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの定常誤差を考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>サイクル寿命中の減速材温度係数の変化及び装荷炉心ごとの変動を考慮し、減速材温度係数を最確値とした場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の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>ドブブラ特性は、装荷炉心ごとの変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、ドブブラ特性を最確値とした場合において、ドッ</p>	<p>るため、この影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。                  (添付資料 2.5.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の30,300t/h(定格流量(85%))に対して最確条件は定格流量の約87%～約104%である。炉心流量が大きい場合は相対的にボイド率が低くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、事象発生約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さい。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の1.23に対して最確条件は約1.31以上であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件と</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>初期条件のサイクル寿命中の減速材温度係数の変化及び装荷炉心ごとの変動を考慮し、減速材温度係数を最確条件とした場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の低下が大きくなるため、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>初期条件のドブブラ特性は、装荷炉心ごとの変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、ドブブラ特性を最確条件とした場合</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ブラ反応度帰還効果の不確かさは大きくない。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「2.5.3(3) 感度解析」にて確認する。</p>	<p>ブラ反応度帰還効果の不確かさは大きくならない。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるが、1次冷却材圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次冷却材圧力上昇に与える影響は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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、2次系除熱の効果が長くなり、1次冷却材圧力の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対する余裕は大きくなる。</p> <p>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数より多くなるため、加圧器逃がし弁からの放出により吸収できる1次冷却材膨張量が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する</p>	<p>した場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の1.25倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、その影響は小さい。</p> <p>なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組合せとした場合においても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデン</p>	<p>において、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくない。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>初期条件の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が、1次冷却材圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次冷却材圧力上昇に与える影響は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>【大飯】                  評価方針の相違                  ・崩壊熱は事象進展に有意な影響を与えると考えられるため影響評価を実施(伊方と同様)</p> <p>【高浜】                  評価方針の相違                  ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(大飯と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>余裕は大きくなる。</p>	<p>ト解析コードについて)。                      初期条件の核データ(動的ドップラ係数)は、解析条件の平衡サイクル末期の値の0.9倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ(動的ボイド係数)に記載のとおり評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している(「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント 解析コードについて」)。                      初期条件の主蒸気流量、原子炉水位、給水温度及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      初期条件の外部水源の温度は、解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃である。外部水源の温度が低い場合は、原子炉への低温の注水が行われるため、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、外部水源の温度が低い場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。                      事故条件の外部電源の有無につ</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>いては、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、第 2.5.21 図から第 2.5.24 図に示すとおり、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなることから、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>なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機等により電源が供給される。</p> <p>機器条件のほう酸水注入系のほう酸濃度は、解析条件の 10.3wt% に対して最確条件は 12.1wt%～13.4wt% であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、ボロン反応度印加割合が大きく、臨界未満までの時間が短くなるため、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>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、解析条件の 3 秒に対して最確条件は 3 秒以上 5 秒以下であり、解析条件の不確かさとし</p>		

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 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確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、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はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</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確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、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はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>て、主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなるが、事象発生の約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さい。</p> <p>(添付資料 2.5.3, 2.5.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後（事象発生約11分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状況把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は10分間を想定しているが、ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉スクラムの失敗が確認され次第、再循環ポンプの停止確認及び解析上考慮しない自動減圧系作</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】          評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】          運転員等操作の相違          ・PWRでは運転員等操作はないが、女川では運転員等操作があるため、運転員等操作時間に与える影響を記載          【大阪、高浜】          評価方針の相違          ・泊では操作条件の不確かさとして6要因が運転員等操作時</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>動阻止機能の手動操作後に速やかに実施する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による注水開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は、操作手順が変わりがなく、パラメータを起点としていない操作であることから、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる操作開始時間に与える影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、解析上の操作開始時間として事象発生15分後（サブプレッションプール水温100℃到達前）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状況把握の時間及び操作時間に時間余裕を含めて解析上はサブプレッションプール水温が80℃に到達してから約6分を想定しているが、高圧炉心スプレイ系水源の切替操作は、サブプレッションプール水温が80℃に到達され次第、速やかに実施する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、水源切替操作開始時間が早ま</p>		<p>問に与える影響を評価する方針</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う簡易なスイッチ操作であり、他の操作との重複を考慮した操作開始時間を設定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として、事象発生10分後より切替操作を開始し、事象発生20分後にサブプレッションプール水冷却を開始する設定としている。運転員等操作時間に与える影響として、サブプレッションプール水温の上昇に伴い警報が発報し、また、中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、操作手順に変わりがなく、パラメータを起点としていない操作であることから、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより、操作開始時間に与える影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(添付資料 2.5.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、その場合、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温は解析結果よりも低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があるが、注水温度が格納容器圧力及びサブプレッションプール水温に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は燃料被覆管温度のセカンドピークが発生した以降の操作であることから、燃料被覆管温度に影響はない。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほ</p>		<p>【女川】</p> <p>運転員等操作の相違・PWRでは運転員等操作はないが、女川では運転員等操作があるため、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を記載</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 感度解析</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、「2.5.2(2)a.(e) 減速材温度係数」に示すとおり感度解析を行う。</p> <p>感度解析に当たって、炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドブドラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の不確かさが全て1次冷却材圧力を厳しくする方向に作用することを仮定する。</p> <p>その結果は、第2.5.4表及び第2.5.5表、並びに第2.5.33図及び第2.5.34図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失」時において約19.6MPa[gage]となる。「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値</p>	<p>(3) 感度解析</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。</p> <p>感度解析に当たって、炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差、並びにドブドラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。</p> <p>その結果は、第2.5.3.1表及び第2.5.3.2表、並びに第2.5.3.1図及び第2.5.3.2図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.0MPa[gage]、「負荷の喪失」時において約19.2MPa[gage]となる。「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値</p>	<p>ほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に操作が遅れた場合、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇が大きくなるため、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱操作の開始が遅れた場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>(添付資料 2.5.3)</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>解析条件の不確かさにより、初期条件の外部水源の温度が最確条件のうち最低温度となる場合は、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。</p> <p>感度解析は、復水貯蔵タンクの設計上の最低使用温度である10℃で実施する。</p> <p>その結果、第2.5.25図から第2.5.28図に示すとおり、格納容器圧力の最高値は約0.21MPa[gage]となり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高値約0.21MPa[gage]より僅かに低く、0.854MPa[gage]を下回っている。サブプレッションプール水温の最高温度は約116℃となり、「2.5.2(3) 有効性評価の</p>	<p>(3) 感度解析</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。</p> <p>感度解析は、炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドブドラ反応度帰還効果の不確かさを考慮して実施する。炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の不確かさが全て1次冷却材圧力を厳しくする方向に作用することを仮定する。</p> <p>その結果は、第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表並びに第7.1.5.30図及び第7.1.5.31図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」時において約19.7MPa[gage]となる。「7.1.5.2(3) 有効性評価の結果」で示</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違（女川表紙の反映）</p> <p>【高浜】 記載方針の相違（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>約 18.6MPa[gage]及び 18.9MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っている。</p> <p>さらに、「2.5.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」とおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。                      (添付資料2.5.9)</p>	<p>約 18.5MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っている。</p> <p>さらに、「(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」とおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。                      (添付資料2.5.10)</p>	<p>結果」に示す最高温度約 116℃より低く、200℃を下回っている。</p> <p>なお、その他の評価項目である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管の酸化量については、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高値と同じである。</p> <p>解析条件の不確かさにより、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱操作の開始が遅れた場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。感度解析は、保守的な取扱いとして、格納容器の除熱を考慮しない場合を仮定する。その結果、第 2.5.29 図に示すとおり、事象発生から 50 分の範囲において、格納容器圧力の最高値は約 0.24MPa[gage]となり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」に示す最高値約 0.21MPa[gage]より上昇するものの、0.854MPa[gage]を下回っている。サブプレッションプール水温の最高温度は約 121℃となり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」に示す最高温度約 116℃より上昇するものの、200℃を下回っている。</p> <p>なお、その他の評価項目である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管の酸化量については、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高値と同じである。</p> <p>解析コードにおける重要現象の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達が小さい場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しないことを</p>	<p>す各々の最高値約 18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回っている。</p> <p>さらに、「(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」とおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回り、評価項目を満足できる。                      (添付資料7.1.5.10)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】                      記載方針の相違                      ・泊は既許可の設置                      変更許可申請書記載                      値の桁数が多い</p> <p>【大飯、高浜】                      記載表現の相違(伊                      方と同様)</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。</p>	<p>(4) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、「2.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。</p>	<p>仮定した場合の感度解析を行う。その結果、第2.5.30図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約961℃であり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高温度約961℃と同じであり、1200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す燃料被覆管厚さの1%以下と同じであり、15%を下回っている。</p> <p>(添付資料 2.5.6, 2.5.7)</p> <p>(4) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、操作開始時間が遅れた場合には臨界未達成タイミングが遅れることで格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が10分程度遅れる場合においても、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の最高値はそれぞれ約0.21MPa[gage]、約116℃から上昇するが、これらのパラメータの上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分な余裕があることから時間余裕がある。</p> <p>操作条件の高圧炉心スプレイ系の水源切替操作については、サブプレッションプール水温が80℃に到達した時点から6分程後としており、操作時間が確保でき</p>	<p>(4) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 運転員等操作の相違（PWRでは運転員等操作はあつたが、女川では運転員等操作があるため、操作時間余裕を確認している）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価した。感度解析結果より、不確かさの重量を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスでは、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを</p>	<p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価した。感度解析結果より、不確かさの重量を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスでは、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを</p>	<p>ることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水冷却操作については、操作が遅れた場合にはサブプレッションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が遅れる場合においても、サブプレッションプール水温の最高値は約116℃から上昇するが、サブプレッションプール水温度の上昇は緩やかであるため、限界温度200℃に対して十分な余裕があることから時間余裕がある。</p> <p>(添付資料2.5.3, 2.5.8)</p> <p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>ることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水冷却操作については、操作が遅れた場合にはサブプレッションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が遅れる場合においても、サブプレッションプール水温の最高値は約116℃から上昇するが、サブプレッションプール水温度の上昇は緩やかであるため、限界温度200℃に対して十分な余裕があることから時間余裕がある。</p> <p>(添付資料2.5.3, 2.5.8)</p> <p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。感度解析結果より、不確かさの重量を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスでは、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間及び要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.5.10)</p>	<p>安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間及び要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 2.5.11)</p>		<p>安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 7.1.5.9)</p>	<p>【大阪、高浜】                      評価方針の相違（女川実績の反映）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、水源、燃料及び電源の評価結果は同じである。</p>	<p>2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。「6.5.2 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</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち消防ポンプ用燃料（ガソリン）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、資源の評価結果は同じである。</p>	<p>2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 2.5.9)</p>	<p>7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり7名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の合計33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、水源、燃料及び電源の評価結果は同じである。</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） ・女川の他事象と同様の記載</p> <p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大阪、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 水源</p> <p>復水ピット（1,035m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、復水ピットが枯渇するまでの約18.7時間の注水継続が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生約13時間後から使用可能となるため、復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</p>	<p>a. 水源</p> <p>復水タンク（646m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約12.5時間の対応が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生約15時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約2.5時間は常用設備により復水タンクへの補給が必要となる。以降は、余熱除去系による冷却を継続するため、復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</p>	<p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水については、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源として使用できるようになる事象発生1日後までの対応を考慮すると、復水貯蔵タンクを水源とする期間の対応として合計約840m<sup>3</sup>の水が必要となる。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>また、事象発生1日後までに水源を切り替えた後の高圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱については、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはない。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合</p>	<p>a. 水源</p> <p>補助給水ピット（570m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、補助給水ピットが枯渇するまでの約7.4時間の注水継続が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生後14時間後から使用開始可能となるため、補助給水ピット枯渇から余熱除去系使用開始までの約6.6時間は常設設備により補助給水ピットへの補給が必要となる。以降は、余熱除去系による冷却を継続するため、補助給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</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 設計の相違 ・女川とPWRでは事故対応手段が異なる。PWRでは炉心注水は不要であり、2次冷却系の冷却に関しては補助給水ピットが枯渇する前までに補給する。</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・補助給水ピットの有効水量の相違 ・補助給水ピット水量の差異により注水継続時間が異なる ・大飯は復水ピットの容量が大きく、枯渇するまでの時間が長い ため補給不要</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7klの重油が必要となる。</p>	<p>は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約2.5時間は、復水タンクに消防ポンプ（約46m<sup>3</sup>/h（1台当たり））等による補給を行う。</p> <p>b. 燃料 (a) 重油</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約450.9klの重油が必要となる。</p> <p>常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25klの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク（約755kl）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kl）にて合計約1,055klの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、大容量送水ポンプ（タイプI）</p>	<p>でも同様の対応となる。</p> <p>b. 燃料</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32klの軽油が必要となる。</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約735klの軽油が必要となる。</p> <p>常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25klの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク（約755kl）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kl）にて合計約1,055klの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、大容量送水ポンプ（タイプI）</p>	<p>は、補助給水ピット枯渇から余熱除去系使用開始までの約6.6時間は、可搬型大型送水ポンプ車（約300m<sup>3</sup>/h（1台当たり））により海水の補給を行う。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1klの軽油が必要となる。</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・大飯は水源が枯渇する前に余熱除去系による冷却が可能のため外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は軽油のみを使用する</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・ディーゼル発電機の相違により必要な油量が異なるが、貯油槽の容量にて供給可能であり問題ない ・油の種類として泊は軽油を使用するが、大飯、高浜は重油を使用する</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kℓとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。</p>	<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約2.8kℓの重油が必要となる。</p> <p><b>【再掲】</b>                      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た場合、蒸気発生器給水用の海水を復水タンクへ補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の12.5時間後からの運転を想定して、2.5時間の運転継続に3号炉については約540、4号炉については約680のガソリンが必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約453.7kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク等の合計油量(460kℓ)にて供給可能である。</p> <p><b>(b) ガソリン</b>                      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た場合、蒸</p>	<p>による復水貯蔵タンクへの給水及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kℓの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク(約18kℓ)の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量約809kℓ）。</p> <p><b>【再掲】</b>                      軽油タンク（約755kℓ）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kℓ）にて合計約1,055kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p>	<p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7.4kℓの軽油が必要となる。</p> <p>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た場合、蒸気発生器給水用の海水を補助給水ピットへ補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生の7時間後からの運転を想定して、余熱除去系による冷却が使用開始可能となる事象発生の14時間後までの7時間の運転継続に約0.5kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給及び可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの蒸気発生器注水用の海水補給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約535.0kℓ）。</p>	<p>【大阪、高浜】                      記載方針の相違（女川実績の反映）                      【大阪、高浜】                      設備名称の相違</p> <p>【高浜】                      設計の相違                      【高浜】                      記載方針の相違                      ・評価時間の考え方を詳細に記載</p> <p>【大阪、高浜】                      記載方針の相違（女川実績の反映）                      【大阪、高浜】                      設計の相違                      ・貯油槽容量の相違</p> <p>【高浜】                      設計の相違                      ・泊は軽油のみを使</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は<b>仮定</b>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<b>給電</b>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<b>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</b>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>気発生器給水用の海水を復水タンクへ補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生後の12.5時間後からの運転を想定して、2.5時間の運転継続に3号炉については約540、4号炉については約680のガンリンが必要となる。</p> <p>2.5時間の運転継続に必要なガンリンは、これらを合計して約1220となるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄しているガンリン12,150にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は<b>仮定</b>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<b>給電</b>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<b>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</b>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. 5. 12)</p>	<p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は<b>想定</b>していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車（緊急時対策所用）についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>c. 電源</p> <p><b>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定</b>していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による<b>電源供給</b>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、<b>ディーゼル発電機の負荷</b>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><b>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車（緊急時対策所用）についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</b></p> <p>(添付資料7. 1. 5. 11)</p>	<p>用する</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・緊急所及び蓄電池の評価結果についても記載</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次冷却系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、長期対策としてほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。</p>	<p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、長期対策として緊急ほう酸濃縮及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。</p>	<p>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱手段を整備している。また、重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの、原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能、手動での原子炉スクラムの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系</p>	<p>7.1.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次冷却系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、安定状態に向けた対策としてほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を整備している。また、重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの、原子炉停止機能のバックアップとして手動での原子炉トリップの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。炉心損傷することはない。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違 ・泊では他事象も含めて余熱除去系による炉心冷却で統一した記載としている</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・手動での原子炉トリップについて記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。</p> <p>感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナシ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、事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシスに対して有効であり、事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。</p> <p>感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナシ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、事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシスに対して有効であり、事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間を与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、いずれの場合においても評価項目を満足している。</p> <p>(添付資料 2.5.5, 2.5.6, 2.5.7)</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱の炉心損傷防止対策は、選定した</p>	<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、評価項目を満足している。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる ATWS 緩和設備、余熱除去系による炉心冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シナシスに対して有効であることが確認でき、事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【女川】 運転員等操作の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文庫内で重複する表現のため記載していない(伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>		<p>※ 具体的な炉心相違防止対策を複数記載</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2.5.1.1表 「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について(1/2)</p> <p>第2.5.1.1表 「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について(1/2)</p> <p>第2.5.1.1表 「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について(1/2)</p>	<p>【大阪、高浜】                  名称等の相違                  ・設備仕様等の差異により「手順」重大事故等対策設備の記載、名称が異なる</p> <p>【大阪、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・泊でも女川同様、重大事故等対策設備（設計基調成図）の分類を導入する予定であり、整理出版次第、有効性評価報告に反映する</p>			



7.1.5 原子炉停止機能喪失

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

第2.5.2表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）（1/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
燃料コード	S PAH K K E - 2	燃料設定の考え方 燃料コードは、燃料燃焼率と燃料燃焼時間とを考慮して決定される。燃料燃焼率は、燃料燃焼率と燃料燃焼時間とを考慮して決定される。燃料燃焼率は、燃料燃焼率と燃料燃焼時間とを考慮して決定される。
中心抽出力（初期）	100% (15.413MW)	燃料燃焼率設定。
1次冷却材平均温度（初期）	15.03MPa(1at)	燃料燃焼率設定。
2次冷却材平均温度（初期）	307.1℃	燃料燃焼率設定。
炉心温度	炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	-1000℃ (-1000℃)	炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。
トップ特性	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	
対象炉心	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	

第2.5.1表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）（1/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
燃料コード	S PAH K K E - 2	燃料燃焼率設定。
中心抽出力（初期）	100% (15.413MW)	燃料燃焼率設定。
1次冷却材平均温度（初期）	15.03MPa(1at)	燃料燃焼率設定。
2次冷却材平均温度（初期）	307.1℃	燃料燃焼率設定。
炉心温度	炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	-1000℃	炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。
対象炉心	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	

第2.5.2表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）(1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
燃料コード	S PAH K K E - 2	燃料燃焼率設定。
中心抽出力（初期）	100% (15.413MW)	燃料燃焼率設定。
1次冷却材平均温度（初期）	15.03MPa(1at)	燃料燃焼率設定。
2次冷却材平均温度（初期）	307.1℃	燃料燃焼率設定。
炉心温度	炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	-1000℃	炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。
対象炉心	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	

第7.1.5.2表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）（1/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
燃料コード	S PAH K K E - 2	燃料燃焼率設定。
中心抽出力（初期）	100% (15.413MW)	燃料燃焼率設定。
1次冷却材平均温度（初期）	15.03MPa(1at)	燃料燃焼率設定。
2次冷却材平均温度（初期）	307.1℃	燃料燃焼率設定。
炉心温度	炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。炉心温度は、炉心温度と炉心温度とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	-1000℃	炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。
対象炉心	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	
炉心温度喪失（初期）	炉心温度喪失時の炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。炉心温度喪失は、炉心温度喪失と炉心温度喪失とを考慮して決定される。	

相違理由

【大飯、高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる  
 ・泊はMC初期値として炉心設計を包絡する-1800cm/℃を用いた解析を実施（大飯の-1600cm/℃と同じ考え方）  
 【大飯、高浜】  
 名称等の相違





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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
<p>第2.5.3表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（自前の喪失）（2/2）</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	<p>第2.5.4.2表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（自前の喪失）（2/2）</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	<p>第2.5.3表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（自前の喪失）（2/2）</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	<p>第7.1.5.3表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（自前の喪失）（2/2）</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。	<p>【大阪、高浜】                  設計の相違                  ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる                  【大阪、高浜】                  名称等の相違</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
外部電源	外部電源あり	外部電源ありとは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										
原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失とは、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指し、原子炉停止機能喪失の発生が同時に起こる緊急事態を指す。																																																																										

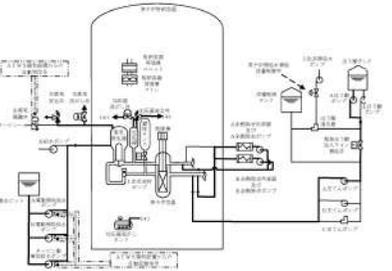
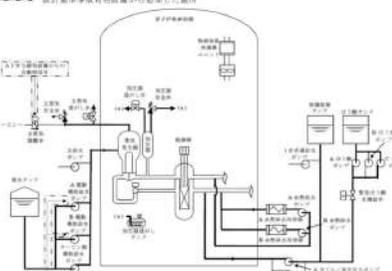
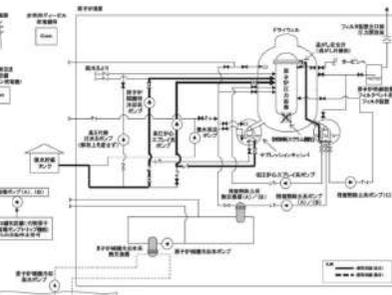
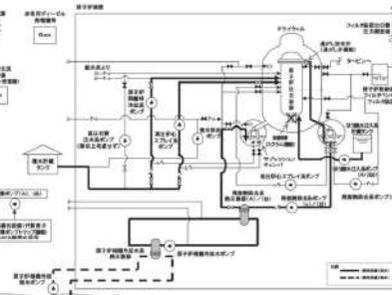
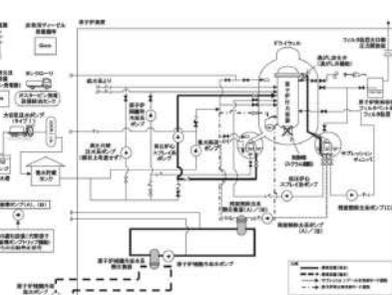
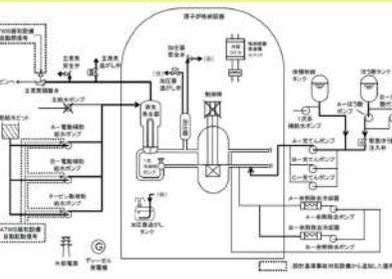
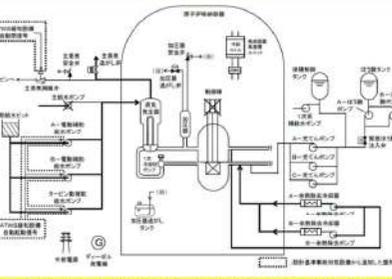
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																				
<p>第 2.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="190 295 548 406"> <thead> <tr> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.4MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p> <p>第 2.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="190 502 548 614"> <thead> <tr> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.9MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.6MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p>	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]	-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]	<p>第 2.5.3.1 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="616 311 1041 422"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.5MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.0MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p> <p>第 2.5.3.2 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="616 518 1041 630"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.5MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-13pcm/℃</td> <td>標準値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.2MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p>	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]	感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa[gage]	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]	感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa[gage]		<p>第 7.1.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1547 295 1973 406"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.00Pa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する<sup>(注1)</sup></td> <td>約 19.00Pa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。          炉心熱出力：定格値+2%          1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃          1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p> <p>第 7.1.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1547 502 1973 614"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.00Pa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/℃</td> <td>最悪値+20%</td> <td>考慮する<sup>(注1)</sup></td> <td>約 19.70Pa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。          炉心熱出力：定格値+2%          1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃          1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p>	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.00Pa[gage]	感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約 19.00Pa[gage]	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.00Pa[gage]	感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約 19.70Pa[gage]	<p>【大阪、高浜】          解析結果の相違          ・泊はMFC初値として炉心設計を包絡する-18pcm/℃を用いた解析を実施（大阪の-16pcm/℃と同じ考え方）          ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p>
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]																																																																																					
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]																																																																																					
-16pcm/℃	最悪値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]																																																																																					
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]																																																																																				
感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]																																																																																				
感度ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.00Pa[gage]																																																																																				
感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約 19.00Pa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値																																																																																				
基本ケース	-18pcm/℃	最悪値	考慮しない	約 18.00Pa[gage]																																																																																				
感度ケース	-18pcm/℃	最悪値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約 19.70Pa[gage]																																																																																				

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>設計基準事故対応段階から追加した箇所</p> <p>第2.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故対応段階から追加した箇所</p> <p>第2.5.1.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第2.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)              (原子炉停止及び原子炉注水)</p>  <p>第2.5.2図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)              (原子炉本島昇操作、原子炉注水及び格納容器加熱)</p>  <p>第2.5.3図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)              (原子炉注水、格納容器加熱及び原子炉冷却)</p>	 <p>第7.1.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)              (ATWS緩和設備及び緊急降圧設備)</p>  <p>第7.1.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)              (余熱除去系による炉心冷却)</p>	<p>【大阪、高浜】              設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】              名称等の相違</p> <p>【大阪、高浜】              記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>・対応手段に応じた概略系統図とし、図のタイトルで識別</p> <p>・外部電源、ディーゼル発電機を自記</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2.5.2図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要                  (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>第2.5.1.2図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要                  (判定プロセス) (1/2)</p>			<p>【大阪、高浜】                  記載方針の相違                  ・事象判定プロセスを第7.1.5.2図に含めている(川内と同様)</p>

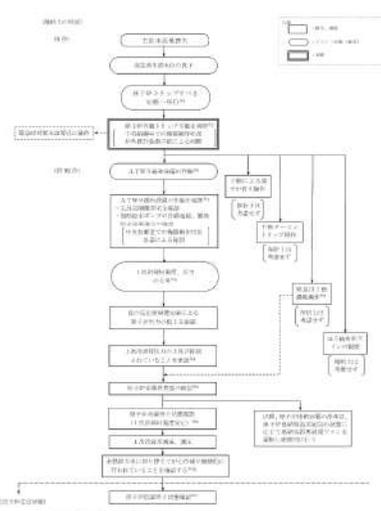
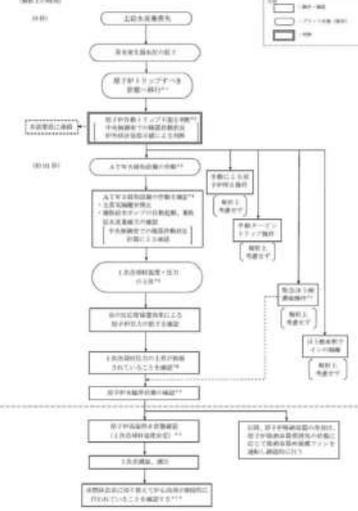
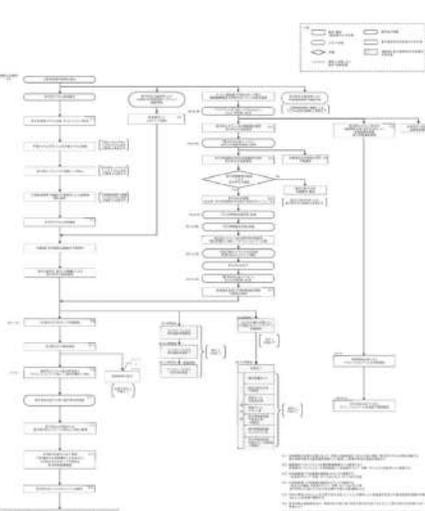
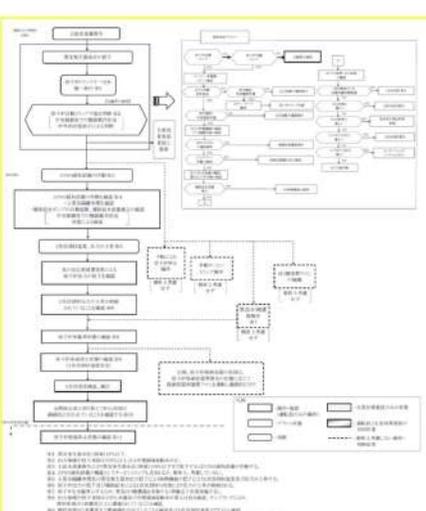
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 2.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要          (判定プロセス) (2/2)</p>	<p>図 2.5.1.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要          (判定プロセス) (2/2)</p>			<p>【大阪、高浜】          記載方針の相違          ・事象判定プロセスを第7.1.5.2 図に含めている(川内と同様)</p>

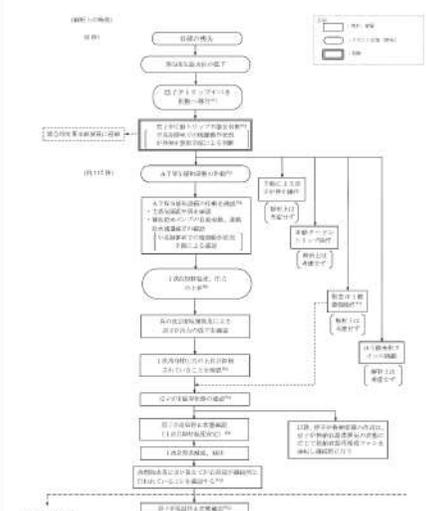
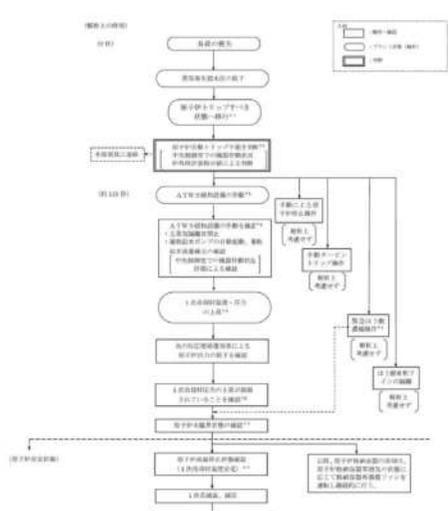
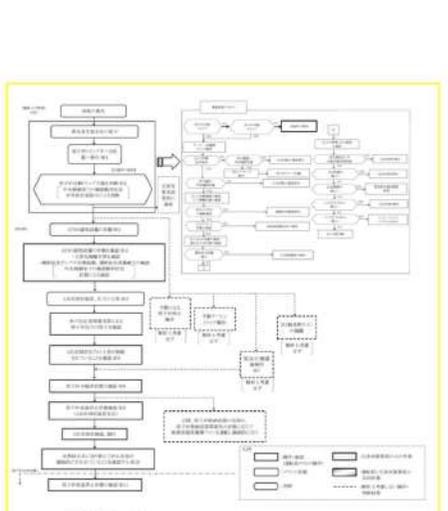
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要              (「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.5.1.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要              (「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要</p>	 <p>第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要              (「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大阪、高浜】              記載方針の相違（女川支援の反映）              ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策委員が行う作業を分けて記載              ・解析上考慮しない操作・判断結果を破線で記載              ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】              設計の相違              解析結果の相違              【大阪、高浜】              名称等の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要              （「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）</p>	 <p>第 2.5.1.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要              （「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）</p>	<p>（この欄は空欄です）</p>	 <p>第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要              （「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）</p>	<p>【大阪、高浜】              記載方針の相違（女川支援の反映）              ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策委員が行う作業を分けて記載              ・解析上考慮しない操作・判断結果を破線で記載              ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載              【大阪、高浜】              設計の相違              解析結果の相違              【大阪、高浜】              名称等の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 2.5.5.5 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流置喪失+原子炉トリップ失敗）</p> <p>第 2.5.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流置喪失+原子炉トリップ失敗）</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川委員の反映） ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載</li> <li>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</li> <li>【大阪、高浜】 名称等の相違</li> </ul>			

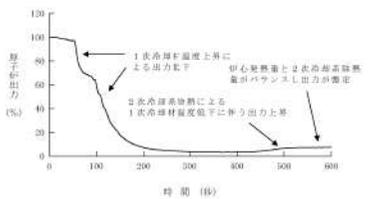
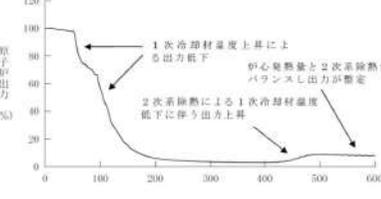
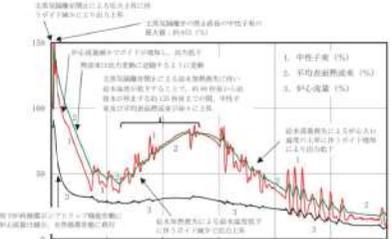
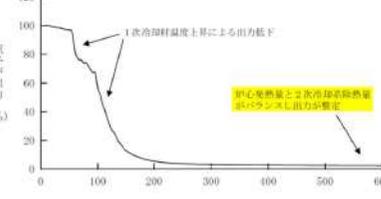
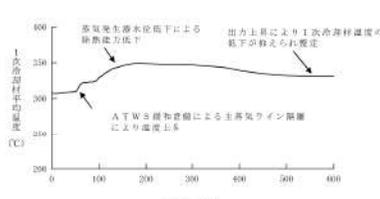
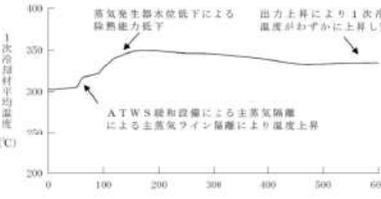
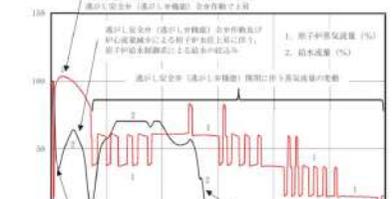
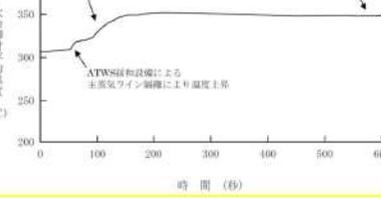
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.6 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）</p>	<p>第 2.5.1.6 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）</p>	<p>第 2.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）</p>		<p>【大阪、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載                  ・解析上考慮しない作業を色分けして記載                  【大阪、高浜】                  設計の相違                  解析結果の相違                  【大阪、高浜】                  名称等の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.7 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.2.1 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p>  <p>第2.5.6 図 中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移（事象発生から300秒後まで）</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第 7.1.5.6 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>相違理由</p>
<p>第 2.5.8 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p> 	<p>第 2.5.2.2 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p> 	<p>第 2.5.7 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移（事象発生から300秒後まで）</p> 	<p>第 7.1.5.7 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p> 	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違                  ・泊は補助給水流量が少ないため、解析時間(600秒)で高温冷却材のバーンが完了せず、出力が上昇し冷却材温度が低下しない                  【大阪、高浜】                  解析結果の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.9 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.3 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.9 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シールド外水位）の推移（事象発生から300秒後まで）</p>	<p>第 7.1.5.8 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.10 図 加圧器過がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.4 図 加圧器過がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>		<p>第 7.1.5.9 図 加圧器過がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違                  ・泊は補助給水流量が少ないため、1次冷却材温度・圧力の低下が緩やかになるため、圧力上昇を抑制するための加圧器過がし弁及び安全弁動作時間が長期化する</p>
<p>第 2.5.11 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.5 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>		<p>第 7.1.5.10 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違                  ・同上</p>

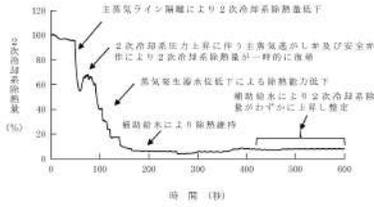
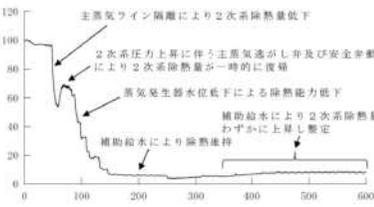
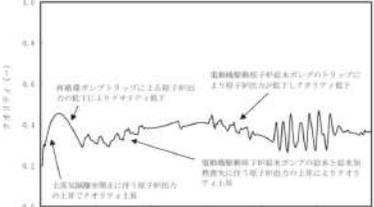
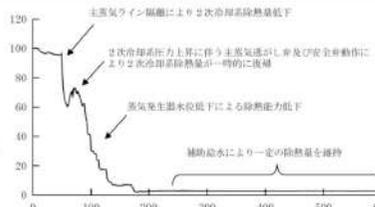
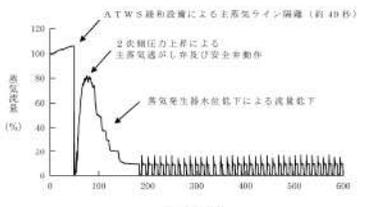
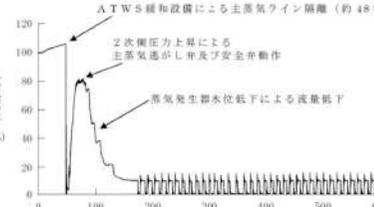
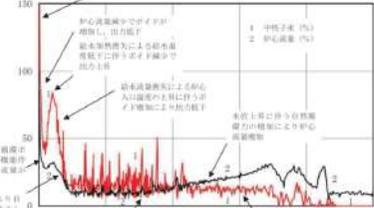
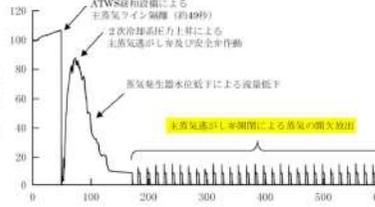
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第2.5.12図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）</p> <p>第2.5.13図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第2.5.2.6図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）</p> <p>第2.5.2.7図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第2.5.10図 炉心平均ボイド率の推移（事象発生から300秒後まで）</p> <p>第2.5.11図 燃料被覆管温度の推移（14ノード、事象発生から300秒後まで）</p> <p>第2.5.12図 燃料被覆管温度の推移（14ノード及び18ノード、事象発生から300秒後まで）</p> <p>第2.5.13図 燃料被覆管最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第7.1.5.11図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）</p> <p>第7.1.5.12図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】          解析結果の相違          ・炉は補助給水流量が少ないことから除圧機構が小さく、加圧機構がし弁が作用する期間が他プラントより長いため、減圧機構により多くのボイドが生じる</p> <p>【大阪、高浜】          解析結果の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.14 図 2次冷却系除熱量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.2.8 図 2次系除熱量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第 2.5.14 図 クオリティの推移（燃料被覆管最高温度の発生位置、事象発生から300秒後まで）</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第 7.1.5.13 図 2次拾遺系除熱量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.15 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.2.9 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第 2.5.15 図 中性子束及び炉心流量の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第 7.1.5.14 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

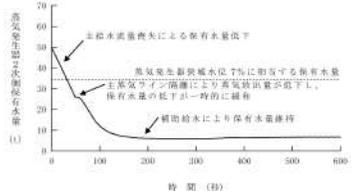
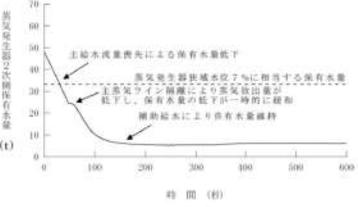
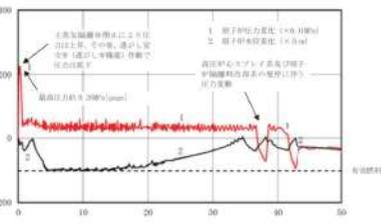
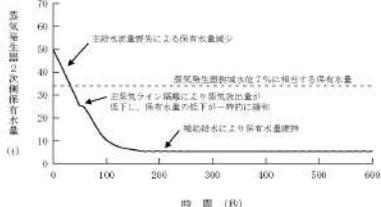
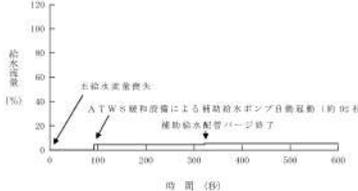
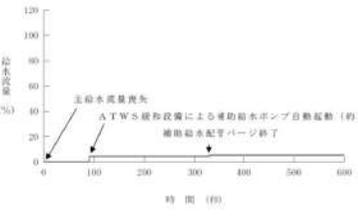
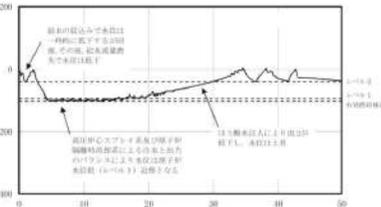
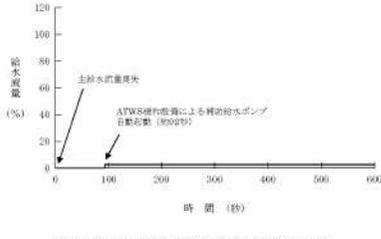
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.16 図 2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.10 図 2次系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.16 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移(事故発生から30分後まで)</p> <p>第 2.5.17 図 逃がし安全弁流量及び高圧中心スプレイズ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移（事故発生から30分後まで）</p>	<p>第 7.1.5.15 図 2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

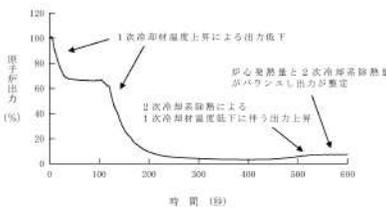
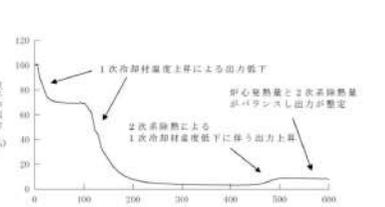
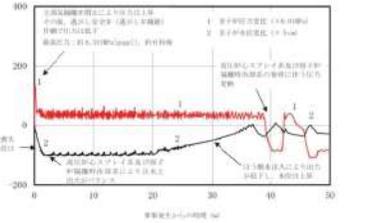
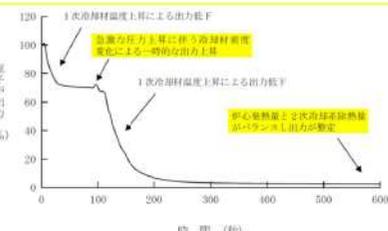
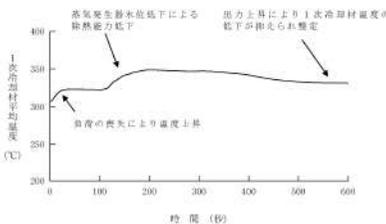
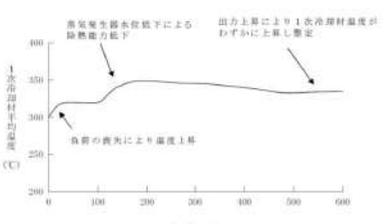
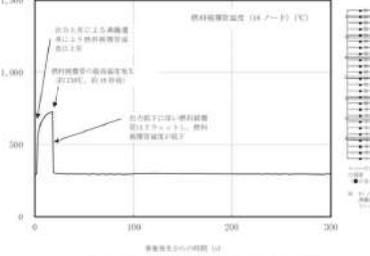
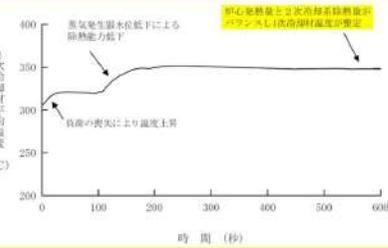
7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.5.17 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.11 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.18 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シールド外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.16 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.18 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.12 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.19 図 原子炉水位（シールド外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.17 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>



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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.20 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第 2.5.2.13 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.22 図 外部電源がない場合の原子炉圧力及び原子炉水位（シェラッド水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.18 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.21 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.14 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.23 図 外部電源がない場合の燃料温度の推移（事象発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.19 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.22 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.15 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.24 図 外部電源がない場合のサプレッションプール水温度及び格納容器圧力の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>第 7.1.5.20 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
		<p>第 2.5.25 図 注水温度 10℃の場合の中性子束及び炉心温度の推移（事象発生から50分後まで）</p>		

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>負荷の喪失による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>第 2.5.23 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>負荷の喪失による1次冷却材温度及び圧力上昇による加圧器逃がし弁及び安全弁動作</p> <p>第 2.5.2.16 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.26 図 注水温度 10℃ の場合の原子炉圧力及び原子炉水位（シロワッド外水位）の推移（事故発生から 30 分後まで）</p>	<p>第 7.1.5.21 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違                  ・泊は補助給水流量が少ないため、1次冷却材温度・圧力の降下が緩やかになるため、圧力上昇を抑制するための加圧器逃がし弁及び安全弁動作時間が長期化する</p>
<p>1次冷却材温度が安定することにより加圧器保水量の低下が認められ発生</p> <p>第 2.5.24 図 加圧器保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>1次冷却材温度上昇によりわずかに上昇し安定</p> <p>第 2.5.2.17 図 加圧器保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.27 図 注水温度 10℃ の場合の燃料温度の推移（事故発生から 300 秒後まで）</p>	<p>第 7.1.5.22 図 加圧器保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違                  ・同上</p>

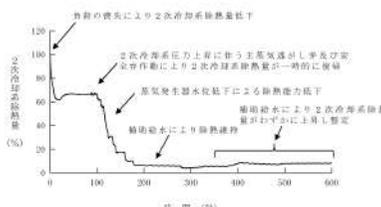
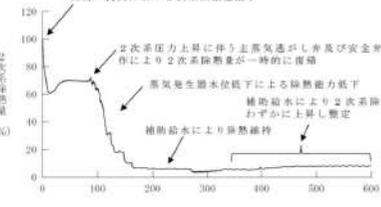
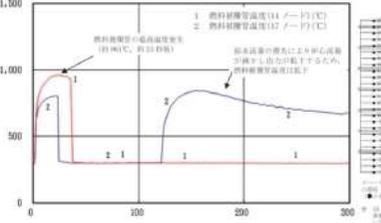
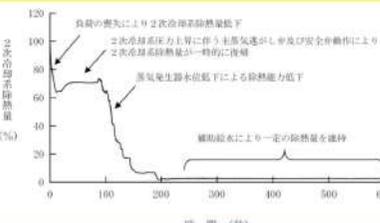
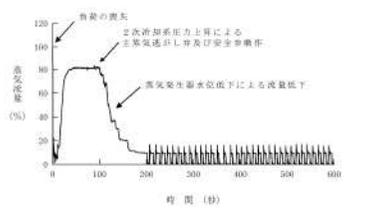
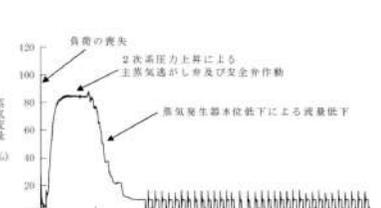
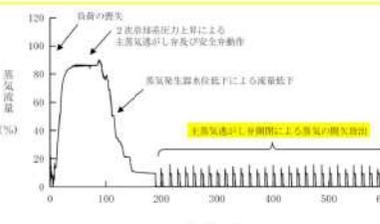
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>炉心上端ボイド率 (-)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>第 2.5.25 図 炉心上端ボイド率の推移 (負荷の喪失)</p> <p>温度 (℃)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>第 2.5.26 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (負荷の喪失)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>炉心上端ボイド率 (-)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>第 2.5.218 図 炉心上端ボイド率の推移 (負荷の喪失)</p> <p>温度 (℃)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>第 2.5.219 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (負荷の喪失)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 2.5.28 図 注水温度 10℃ の場合のサブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)</p> <p>第 2.5.29 図 格納容器の除熱を考慮しない場合のサブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>炉心上端ボイド率 (-)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>第 7.1.5.23 図 炉心上端ボイド率の推移 (負荷の喪失)</p> <p>温度 (℃)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>第 7.1.5.24 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (負荷の喪失)</p>	<p>【大阪、高浜】          解析結果の相違          ・ 炉は補助給水流量が少ないことから除熱能力が小さく、加圧器逃がし弁が作動する期間が他プラントより長いため、減圧沸騰により多くのボイドが生じる</p> <p>【大阪、高浜】          解析結果の相違</p>

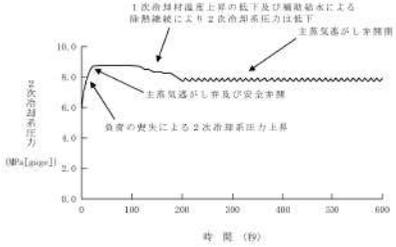
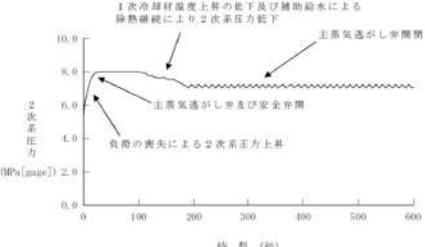
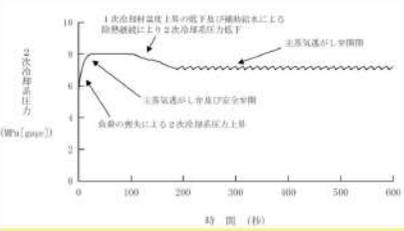
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.5.27 図 2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.220 図 2次系除熱量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.30 図 リクエットを考慮しない場合の燃料温度分布の推移（事故発生から300秒後まで）</p>	 <p>第 7.1.5.25 図 2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.28 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.221 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>		 <p>第 7.1.5.26 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.5.29 図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.22 図 2次系圧力の推移（負荷の喪失）</p>		 <p>第 7.1.5.27 図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.30 図 蒸気発生器2次側保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.23 図 蒸気発生器2次側保水量の推移（負荷の喪失）</p>		<p>第 7.1.5.28 図 蒸気発生器2次側保水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.5.31 図 給水流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>第 2.5.2.24 図 給水流量の推移（負荷の喪失）</p>		<p>第 7.1.5.29 図 給水流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

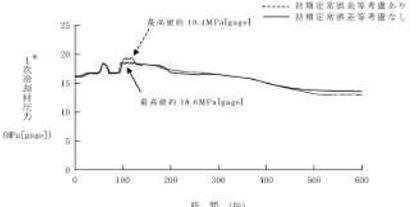
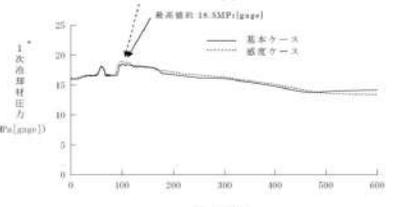
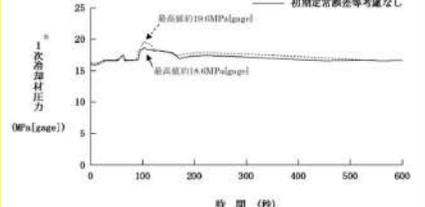
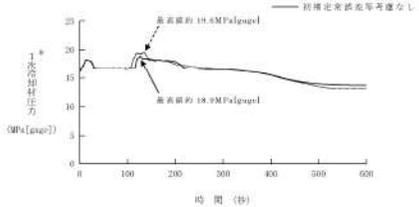
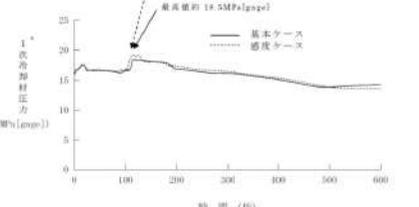
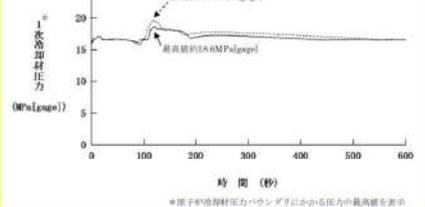
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.5.32 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）          （減速材温度係数初期値を-13pcm/°Cとした場合）</p>				<p>【大阪】                  解析方針の相違                  ・大阪では工認評価で                  -13pcm/°Cで評価した                  値を用いているため                  設置許可申請段階で                  -13pcm/°Cに含めても                  評価している（大阪独                  自）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

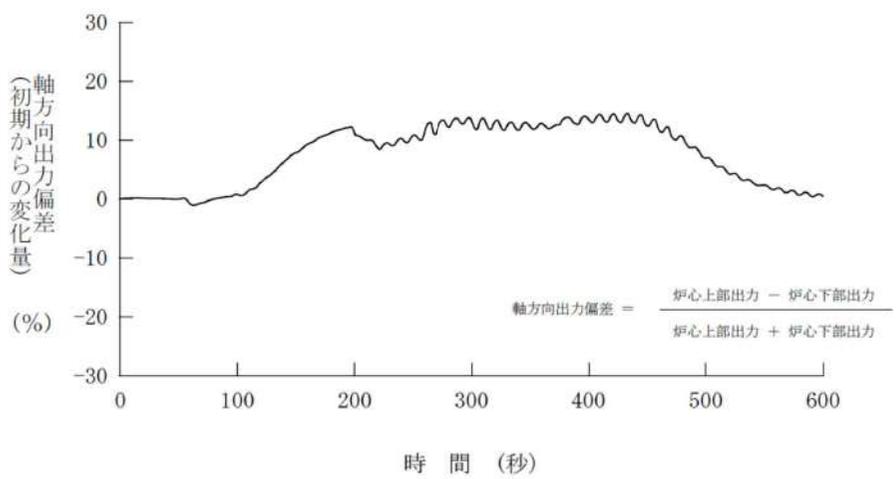
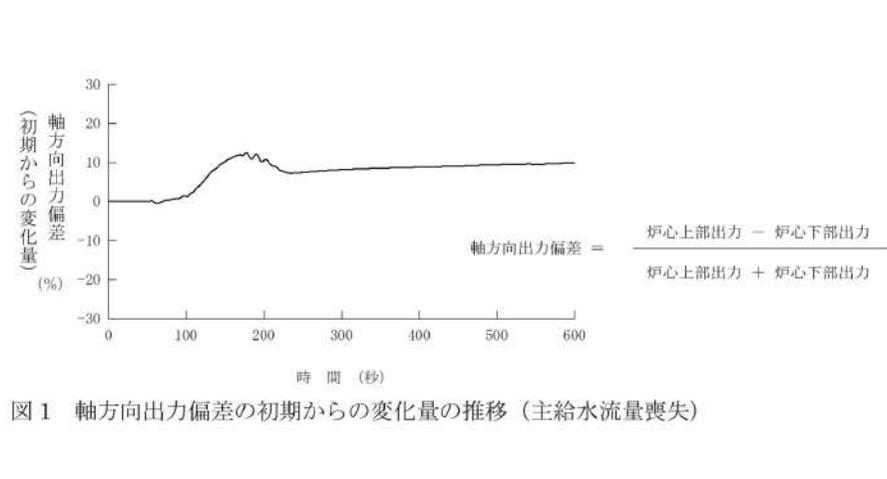
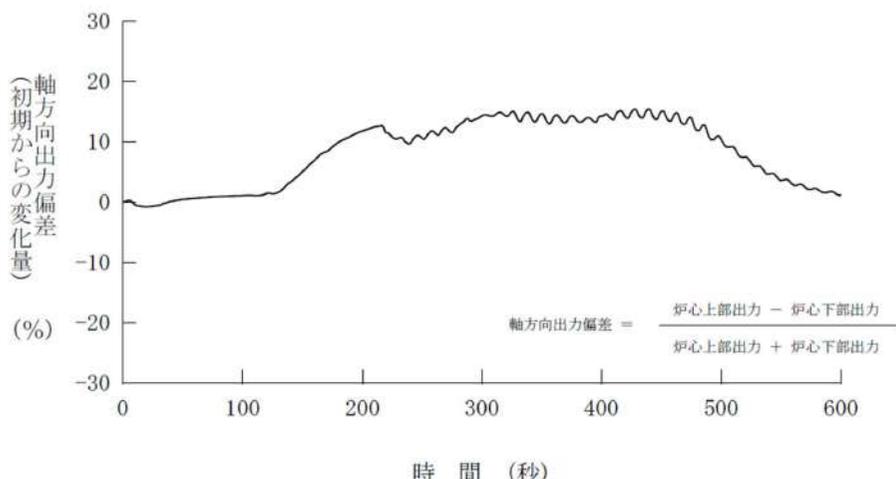
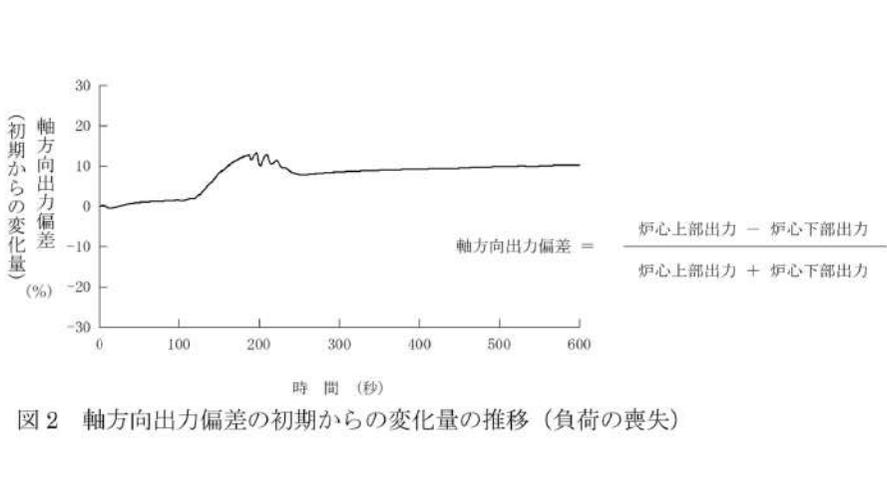
大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 2.5.33 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）                  （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	 <p>第 2.5.3.1 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）                  （定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	 <p>第 2.5.3.2 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）                  （定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	 <p>第 7.1.5.30 図 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）                  （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.34 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）                  （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	 <p>第 2.5.3.2 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）                  （定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	 <p>第 7.1.5.31 図 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）                  （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	 <p>第 7.1.5.30 図 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）                  （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違</p>

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.1</p> <p style="text-align: center;">ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ（制御棒挿入）せず、ATWS緩和設備の作動により1次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。</p> <p>このため、ATWS事象は、1次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力低下とは異なる。</p> <p>上記の相違点は、①NISの特性とATWS事象時の追従性の観点、②NISの追従性と運転操作の観点から、NISによるATWS事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。</p> <p>① NISの特性とATWS事象時の追従性</p> <p>a. NISの測定原理及び応答時間（応答遅れ）<sup>*1</sup>を踏まえると、ATWS事象進展中の原子炉出力変化の傾向（低下及び整定）を把握する点において運転管理上支障はない。</p> <p>※1：核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は10<sup>-4</sup>秒程度である。</p> <p>b. ATWS事象では、1次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無にかかわらず同様のことが言える。</p> <p>c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束とNIS出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向（上昇/低下、整定）が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。</p> <p>d. なお、ATWS事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない（図1及び図2参照）。</p> <p>②NISの追従性と運転操作</p> <p>ATWS事象は、ATWS緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおりNISにより出力の低下及び整定を確認することができる。</p> <p>また、ATWS事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の判断及びATWS緩和設備の作動状況を確認した後、緊急ほう酸濃縮を行って原子炉を停止（未臨界達成）する。その際、NIS指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮はNIS指示値とは関係なく直ちに開始する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.1</p> <p style="text-align: center;">ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ（制御棒挿入）せず、ATWS緩和設備の作動により1次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。</p> <p>このため、ATWS事象は、1次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力低下とは異なる。</p> <p>上記の相違点は、①NISの特性とATWS事象時の追従性の観点、②NISの追従性と運転操作の観点から、NISによるATWS事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。</p> <p>① NISの特性とATWS事象時の追従性</p> <p>a. NISの測定原理及び<span style="background-color: yellow;">応答時間</span>（応答遅れ）<sup>*1</sup>を踏まえると、ATWS事象進展中の原子炉出力変化の傾向（低下<span style="background-color: yellow;">及び整定</span>）を把握する点において運転管理上支障はない。</p> <p>※1：核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は10<sup>-4</sup>秒程度である。</p> <p>b. ATWS事象では、1次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無に<span style="background-color: yellow;">関わらず</span>同様のことが言える。</p> <p>c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束とNIS出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向（上昇/低下、整定）が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。</p> <p>d. なお、ATWS事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない（図1及び図2参照）。</p> <p>② NISの追従性と運転操作</p> <p>ATWS事象は、ATWS緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおりNISにより出力の低下及び整定を確認することができる。</p> <p>また、ATWS事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の判断及びATWS緩和設備の作動状況を確認したのち、緊急ほう酸濃縮を行って原子炉を停止（未臨界達成）する。その際、NIS指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮はNIS指示値とは関係なく直ちに開始する。</p>	

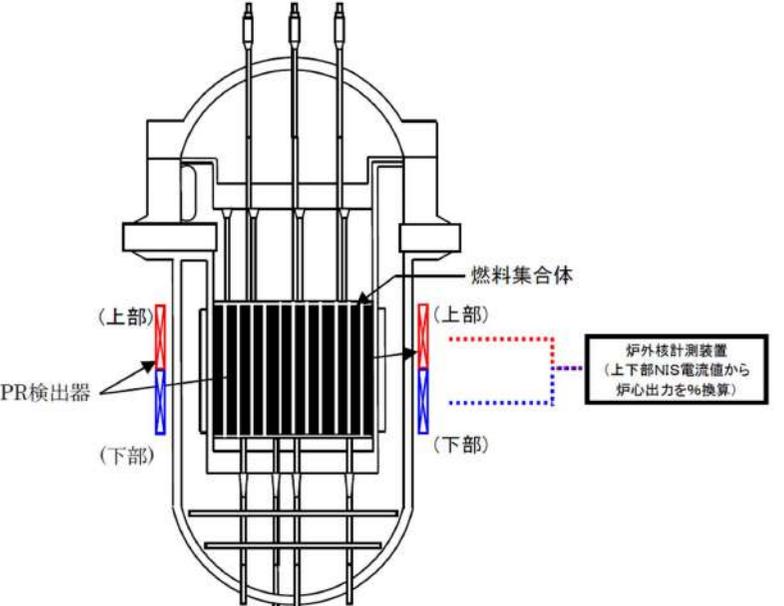
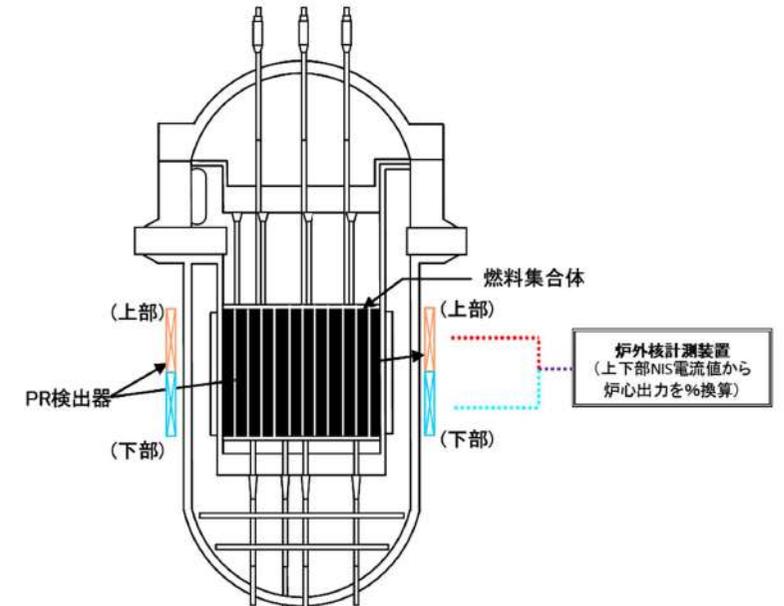
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>図1 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（主給水流量喪失）</p>	
 <p>図2 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>図2 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移（負荷の喪失）</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">NIS校正について</p> <p style="text-align: right;">添付</p> <p>○ NIS (Nuclear Instrumentation System: 炉外核計測装置)                      原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。</p> <p>① 中性子源領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視                      ② 中間領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視                      ③ 出力領域検出器 (4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視</p> <p>○ NIS校正の概要                      運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力 (SG熱出力) が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG熱出力を目標としたNIS校正を実施する。</p> <p>NIS校正の内容・頻度                      運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS指示値 (%換算) をSG熱出力 (%換算) にあわせるNIS校正を1ヶ月に1~2回程度実施する。                      なお、SG熱出力とは、蒸気発生器 (SG) を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。</p> 	<p style="text-align: center;">NIS校正について</p> <p style="text-align: right;">添付</p> <p>○ NIS (Nuclear Instrumentation System: 炉外核計測装置) とは                      原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。</p> <p>① 中性子源領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視                      ② 中間領域検出器 (2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視                      ③ 出力領域検出器 (4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視</p> <p>○ NIS校正の概要                      運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力 (SG熱出力) が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG熱出力を目標としたNIS校正を実施する。</p> <p>NIS校正の内容・頻度                      運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS指示値 (%換算) をSG熱出力 (%換算) にあわせるNIS校正を1ヶ月に1~2回程度実施する。                      なお、SG熱出力とは、蒸気発生器 (SG) を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。</p> 	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について）

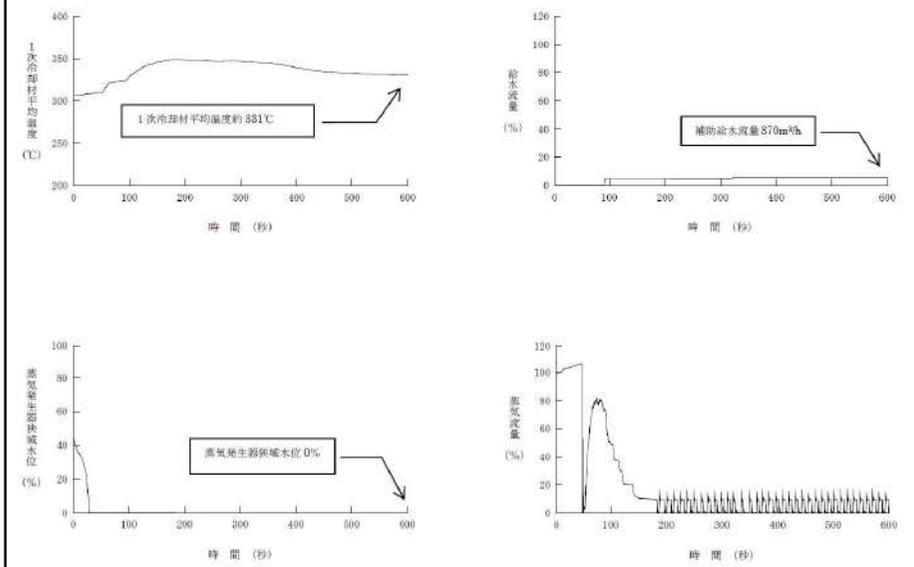
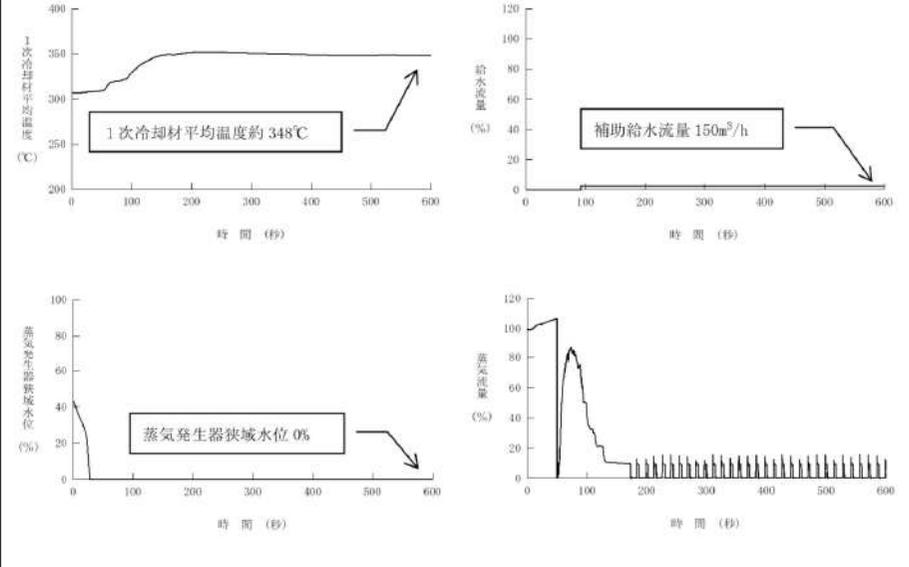
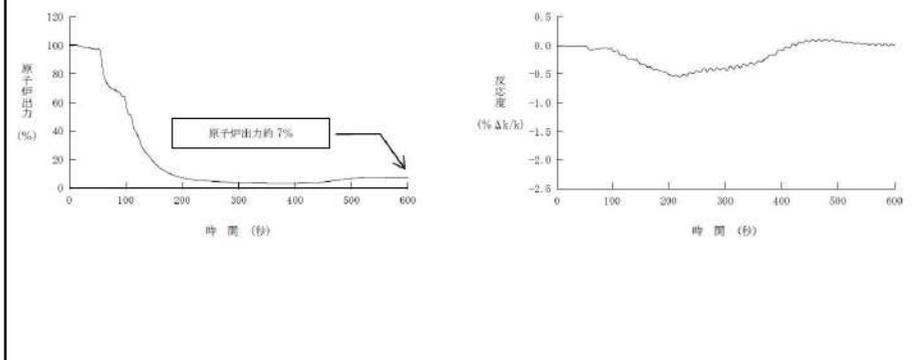
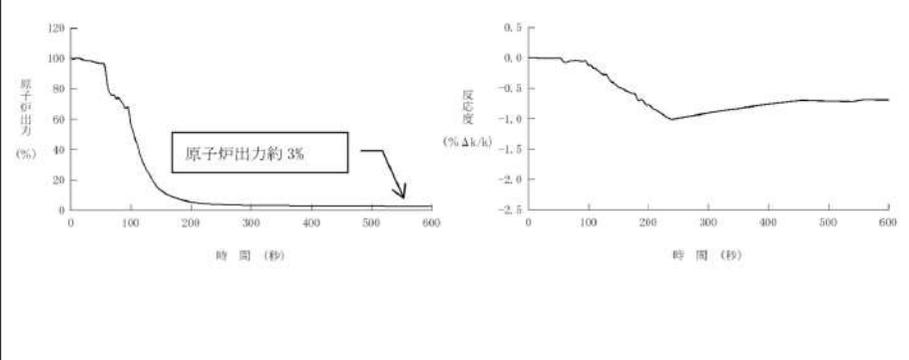
大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.2</p> <p>ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も約 331℃程度と高い状態である。〈添付 1 参照〉</p> <p>一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生の約 8.0 時間後）以降は、通常のプラント停止操作によって、1 次冷却系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。</p> <p>通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の開閉によって、1 次冷却系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材温度の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。</p> <p>評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次冷却系の除熱および SG 水位の回復は可能※であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮が完了し、原子炉が安定した状態となる約 8.0 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。</p> <p>※プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生の約 8.0 時間後）の期間において、補助給水流量約 370t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次冷却系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 331℃から無負荷温度約 292℃まで低下させるのに必要な顕熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.2</p> <p>ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について</p> <p>ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も 348℃程度と高い状態である。〈添付 1 参照〉</p> <p>一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生 4.5 時間後）以降は、通常のプラント停止操作※1によって、1 次冷却系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。</p> <p>通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の開閉によって、1 次冷却系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材温度の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。</p> <p>評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次冷却系の除熱および SG 水位の回復は可能※2であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮が完了し、原子炉が安定した状態となる約 4.5 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。</p> <p>※1 通常のプラント停止操作では、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却手段としてタービンバイパス弁を使用するが、有効性評価では主蒸気逃がし弁を使用する。</p> <p>※2 プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生の約 4.5 時間後）の期間において、補助給水流量約 150t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次冷却系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 348℃から無負荷温度約 286℃まで低下させるのに必要な顕熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

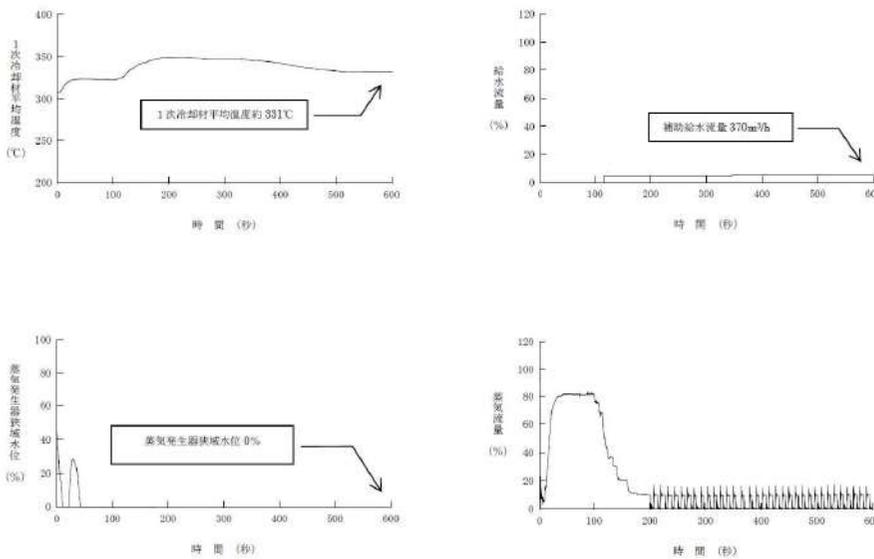
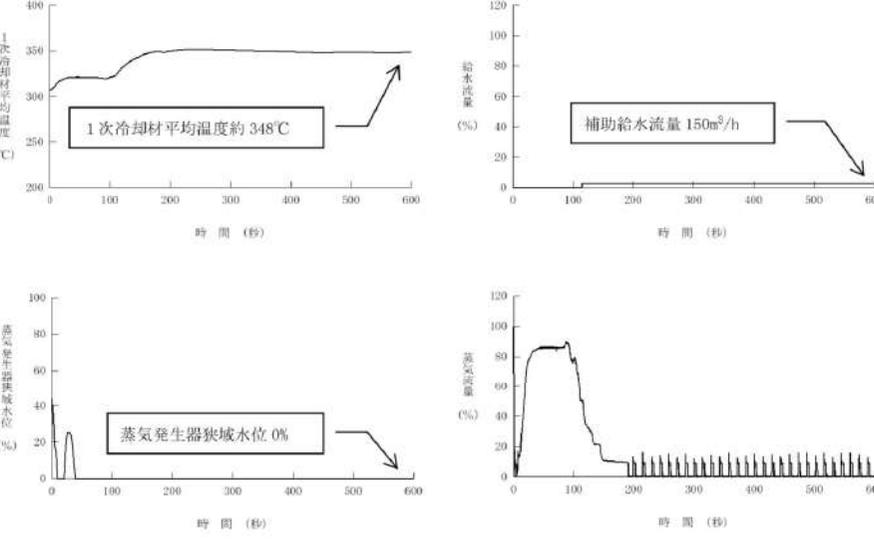
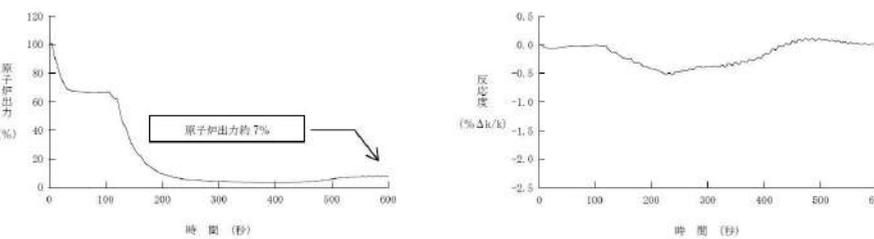
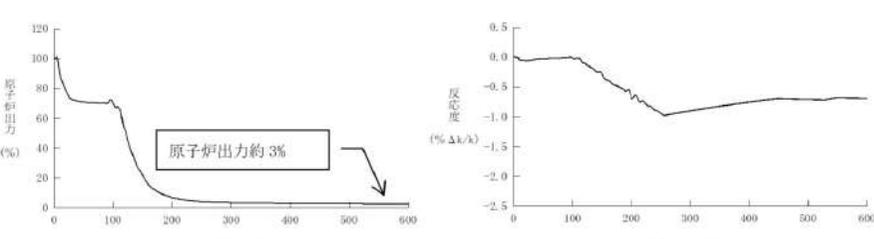
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
添付1	添付1	
ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（主給水流量喪失）	ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（主給水流量喪失）	
<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約331℃と高い状態にある。</p>	<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約348℃と高い状態にある。</p>	解析結果の相違
 <p>1次冷却材平均温度約331℃</p> <p>補助給水流量870m<sup>3</sup>/h</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p>	 <p>1次冷却材平均温度約348℃</p> <p>補助給水流量150m<sup>3</sup>/h</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p>	
<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし整定している。</p>	<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。</p>	
 <p>原子炉出力約7%</p> <p>反応度 (% Δk/k)</p>	 <p>原子炉出力約3%</p> <p>反応度 (% Δk/k)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（負荷の喪失）</p>	<p>ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（負荷の喪失）</p>	
<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約331℃と高い状態にある。</p>	<p>プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次冷却系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約348℃と高い状態にある。</p>	<p>解析結果の相違</p>
 <p>1次冷却材平均温度約331℃</p> <p>補助給水流量370m³/h</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p>	 <p>1次冷却材平均温度約348℃</p> <p>補助給水流量150m³/h</p> <p>蒸気発生器狭域水位0%</p>	
<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし整定している。</p>	<p>なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。</p>	
 <p>原子炉出力約7%</p>	 <p>原子炉出力約3%</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.3</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																		
<p>第1表 システム熱水力解析用データ                      (原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失/負荷の喪失))</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事象収束に重要な機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) ATWS緩和設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  i 設定点</td> <td>蒸気発生器水位7%(狭域)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>  ii 応答時間</td> <td>2.0秒</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>1-1)補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  i 給水開始(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>  ii 個数</td> <td>電動2台+タービン動1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>  iii 容量</td> <td>約370m<sup>3</sup>/h(蒸気発生器4基合計)</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>1-2)主蒸気ライン隔離</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)(主蒸気隔離弁閉止時間5秒を含む)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>  ii 個数</td> <td>1個(1ループ当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 主給水流量喪失</td> <td>全ての蒸気発生器への給水停止を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 負荷の喪失</td> <td>負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>3) 原子炉トリップ失敗</td> <td>原子炉トリップの失敗を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>(3) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>3,411MW</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td> <td>15.41MPa[gage]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材温度</td> <td>307.1℃</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>4) 主給水流量</td> <td>[ ]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>5) 主蒸気流量</td> <td>[ ]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>6) 2次側圧力</td> <td>[ ]MPa[gage]</td> <td>100%出力時</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">[ ]: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p style="text-align: center;">[ ]: 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(4)反応度補償効果</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1)減速材温度係数</td> <td>初期: -10pcm/℃</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>2)ドップラ特性</td> <td>ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性</td> <td>設計値</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 事象収束に重要な機器			1) ATWS緩和設備			i 設定点	蒸気発生器水位7%(狭域)	設計値	ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	1-1)補助給水ポンプ			i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	iii 容量	約370m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器4基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	1-2)主蒸気ライン隔離			i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)(主蒸気隔離弁閉止時間5秒を含む)	最大値(設計要求値)	ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値	(2) 事故条件			1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定	2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定	3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定	(3) 初期条件			1) 炉心熱出力	3,411MW	設計値	2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	設計値	3) 1次冷却材温度	307.1℃	設計値	4) 主給水流量	[ ]	設計値	5) 主蒸気流量	[ ]	設計値	6) 2次側圧力	[ ]MPa[gage]	100%出力時	名称	数値	解析上の取り扱い	(4)反応度補償効果			1)減速材温度係数	初期: -10pcm/℃	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	設計値	<p>第1表 システム熱水力解析用データ                      (原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失/負荷の喪失))</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事象収束に重要な機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) ATWS緩和設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  i 設定点</td> <td>蒸気発生器水位低(狭域水位7%)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>  ii 応答時間</td> <td>2.0秒</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>1-1)補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  i 給水開始(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>  ii 個数</td> <td>電動2台+タービン動1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>  iii 容量</td> <td>約150m<sup>3</sup>/h(蒸気発生器3基合計)</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>1-2)主蒸気ライン隔離</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>  i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)</td> <td>ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)</td> <td>最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>  ii 個数</td> <td>1個(1ループ当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 主給水流量喪失</td> <td>全ての蒸気発生器への給水停止を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 負荷の喪失</td> <td>負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>3) 原子炉トリップ失敗</td> <td>原子炉トリップの失敗を想定</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>(3) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>2,652MW</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td> <td>15.41MPa[gage]</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材温度</td> <td>306.6℃</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>4) 主給水流量</td> <td>[ ]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>5) 主蒸気流量</td> <td>[ ]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>6) 2次側圧力</td> <td>[ ]</td> <td>100%出力時</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">[ ]: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(4)反応度補償効果</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1)減速材温度係数</td> <td>初期: -18pcm/℃</td> <td>最大値(泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)</td> </tr> <tr> <td>2)ドップラ特性</td> <td>ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性</td> <td>最確値</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 事象収束に重要な機器			1) ATWS緩和設備			i 設定点	蒸気発生器水位低(狭域水位7%)	設計値	ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	1-1)補助給水ポンプ			i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	iii 容量	約150m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	1-2)主蒸気ライン隔離			i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値	(2) 事故条件			1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定	2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定	3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定	(3) 初期条件			1) 炉心熱出力	2,652MW	定格値	2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	定格値	3) 1次冷却材温度	306.6℃	定格値	4) 主給水流量	[ ]	設計値	5) 主蒸気流量	[ ]	設計値	6) 2次側圧力	[ ]	100%出力時	名称	数値	解析上の取り扱い	(4)反応度補償効果			1)減速材温度係数	初期: -18pcm/℃	最大値(泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)	2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	最確値	<p>設計の相違</p>
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(1) 事象収束に重要な機器																																																																																																																																																																				
1) ATWS緩和設備																																																																																																																																																																				
i 設定点	蒸気発生器水位7%(狭域)	設計値																																																																																																																																																																		
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
1-1)補助給水ポンプ																																																																																																																																																																				
i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値																																																																																																																																																																		
iii 容量	約370m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器4基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																																																																																																																		
1-2)主蒸気ライン隔離																																																																																																																																																																				
i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)(主蒸気隔離弁閉止時間5秒を含む)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値																																																																																																																																																																		
(2) 事故条件																																																																																																																																																																				
1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
(3) 初期条件																																																																																																																																																																				
1) 炉心熱出力	3,411MW	設計値																																																																																																																																																																		
2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	設計値																																																																																																																																																																		
3) 1次冷却材温度	307.1℃	設計値																																																																																																																																																																		
4) 主給水流量	[ ]	設計値																																																																																																																																																																		
5) 主蒸気流量	[ ]	設計値																																																																																																																																																																		
6) 2次側圧力	[ ]MPa[gage]	100%出力時																																																																																																																																																																		
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(4)反応度補償効果																																																																																																																																																																				
1)減速材温度係数	初期: -10pcm/℃	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																																																																																																																		
2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	設計値																																																																																																																																																																		
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(1) 事象収束に重要な機器																																																																																																																																																																				
1) ATWS緩和設備																																																																																																																																																																				
i 設定点	蒸気発生器水位低(狭域水位7%)	設計値																																																																																																																																																																		
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
1-1)補助給水ポンプ																																																																																																																																																																				
i 給水開始(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値																																																																																																																																																																		
iii 容量	約150m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																																																																																																																		
1-2)主蒸気ライン隔離																																																																																																																																																																				
i 主蒸気隔離弁閉止(起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)																																																																																																																																																																		
ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値																																																																																																																																																																		
(2) 事故条件																																																																																																																																																																				
1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定																																																																																																																																																																		
(3) 初期条件																																																																																																																																																																				
1) 炉心熱出力	2,652MW	定格値																																																																																																																																																																		
2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	定格値																																																																																																																																																																		
3) 1次冷却材温度	306.6℃	定格値																																																																																																																																																																		
4) 主給水流量	[ ]	設計値																																																																																																																																																																		
5) 主蒸気流量	[ ]	設計値																																																																																																																																																																		
6) 2次側圧力	[ ]	100%出力時																																																																																																																																																																		
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																																		
(4)反応度補償効果																																																																																																																																																																				
1)減速材温度係数	初期: -18pcm/℃	最大値(泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)																																																																																																																																																																		
2)ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	最確値																																																																																																																																																																		

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.4</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱いについて</p> <p>1. SPARKLE-2で用いる炉心の考え方</p> <p>SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。</p> <p>今回の原子炉停止機能喪失の評価では、大飯3、4号炉の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。</p> <p>原子炉停止機能喪失における1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。</p> <p>「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」及び「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」において、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度帰還効果は以下となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・減速材反応度帰還効果</li> <li>・ドップラ反応度帰還効果</li> </ul> <p>次頁以降に、上記のパラメータについて、原子炉停止機能喪失の評価に使用した炉心モデルの特性を示す。</p> <p>2. 減速材反応度帰還効果*</p> <p>a. SPARKLE-2での減速材反応度帰還効果の取り扱い</p> <p>SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、1点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理的パラメータを変更することで、反応度帰還効果量を設定する。</p> <p>減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。</p> <p>変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度帰還効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。</p> <p>b. 減速材温度係数の初期値の考え方</p> <p>原子炉停止機能喪失事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待しプラント状態を安定化させる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.4</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの<b>取扱い</b></p> <p>(1) SPARKLE-2で用いる炉心の考え方</p> <p>SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。</p> <p><b>今回の原子炉停止機能喪失</b>の評価では、泊3号炉の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。</p> <p>原子炉停止機能喪失における1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。</p> <p><b>「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」及び「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」</b>において、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度帰還効果は以下となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・減速材反応度帰還効果</li> <li>・ドップラ反応度帰還効果</li> </ul> <p>次頁以降に、上記のパラメータについて、<b>原子炉停止機能喪失</b>の評価に使用した炉心モデルの特性及び<b>泊3号炉の炉心特性に基づき設定した解析用減速材温度係数</b>を示す。</p> <p>(2) 減速材反応度帰還効果*</p> <p>a. SPARKLE-2での減速材反応度帰還効果の<b>取扱い</b></p> <p>SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、1点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理的パラメータを変更することで、反応度帰還効果量を設定する。</p> <p>減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。</p> <p>変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度帰還効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。</p> <p>b. 減速材温度係数の初期値の考え方</p> <p>原子炉停止機能喪失事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待しプラント状態を安定化させる。</p>	<p style="text-align: center;">記載方針の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この際、負の反応度帰還効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となることから、解析を行うにあたっては、減速材温度係数が、高温全出力運転中、最も正側となる時期を選定する。</p> <p>減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数の初期値を決定した。</p> <p>※：減速材反応度帰還効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量に変化することで生じるため、減速材の反応度帰還効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材反応度帰還効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材反応度帰還効果の設定について述べる際には、減速材温度係数として記述する。</p> <p>c. 減速材温度係数の初期値の設定の仕方</p> <p>大飯3、4号炉についてウラン燃料（ステップ2燃料）を装荷した平衡炉心と取替炉心の高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数評価値を図2に示す。減速材温度係数は、高温全出力時には高温零出力時より負側となるが、減速材温度係数の変化の様子は下記の理由により炉心毎で大きく変動しないことがわかる。</p>	<p>この際、負の反応度帰還効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となることから、解析を行うにあたっては、減速材温度係数が、高温全出力運転中、最も正側となる時期を選定する。</p> <p>減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数の初期値を決定した。</p> <p>※：減速材反応度帰還効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量に変化することで生じるため、減速材の反応度帰還効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材反応度帰還効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材反応度帰還効果の設定について述べる際には、減速材温度係数として記述する。</p> <p><b>c. 泊3号炉の炉心特性に基づく減速材温度係数の初期値の設定の仕方</b></p> <p>減速材温度係数は、図1に示すとおり、減速材温度の単位変化に対する減速材密度変化による中性子減速能力の変化とそこに溶解しているほう酸と冷却材の密度変化による中性子吸収能力の変化のバランスでその値が決定される。減速材温度が1℃上昇した際、減速材密度低下による中性子減速能力が低下することによる負の反応度と（図1①の効果）、同じく減速材とそこに溶解しているほう酸の密度低下による正の反応度の差分でその値が決定される（図1②及び③の効果）。</p> <p>ここで、泊3号炉のウラン燃料装荷炉心の減速材温度係数評価値を表1に、MOX燃料装荷炉心の減速材温度係数評価値を表2に示す。</p> <p>MOX燃料装荷炉心はウラン燃料炉心と比較すると、プルトニウムの熱中性子吸収断面積が大きいためほう素濃度が小さくなり減速材温度変化に伴うほう素の中性子吸収効果への影響が小さいこと、及び240Pu、242Puといった大きな共鳴吸収断面積を持つ核種が多く存在することから、減速材温度係数はより負側となっている。（図1③の効果が弱まる）。</p> <p>したがって、評価において減速材反応度帰還を小さくするように設定する目的から、ウラン燃料を装荷した炉心を対象に解析用減速材温度係数を検討した。</p> <p>ここで、表1に示した泊3号炉のウラン燃料（ステップ2燃料）を装荷した平衡炉心と取替炉心の高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数評価値を図2に示す。高温零出力から高温全出力に出力上昇する際には、臨界ほう素濃度が低下すること及び減速材は高温になるほど温度変化に伴う密度変化が大きくなることから、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時より負側に移行するが、減速材温度係数の変化の様子は下記の理由により炉心毎で大きく変動しない。</p>	<p>相違理由</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>MOX燃料装荷に伴い、減速材温度係数はウラン炉心を対象とする説明を追加</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 高温零出力状態から高温全出力状態へと出力上昇する際、減速材や燃料温度の上昇によって減速材温度係数及びドップラ係数に基づく負の反応度帰還効果が生じる。</p> <p>(b) 減速材反応度帰還効果は、減速材密度変化が要因であることから、出力上昇に伴う減速材温度上昇量に依存する。その減速材温度上昇量は高温零出力の炉心平均温度 <b>291.7℃</b> から高温全出力時の <b>□℃</b> とプラント固有の値であり炉心毎に変わらないことから、減速材反応度帰還効果量は炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p style="text-align: center;"><b>□</b>：枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p> <p>(c) ドップラ反応度帰還効果は、燃料温度変化が要因であることから、出力上昇に伴う燃料温度上昇量に依存する。その燃料温度上昇量は、高温零出力の 0MW から高温全出力の <b>3.411MW</b> に基づいて上昇し、この出力変化はプラント固有であり炉心毎に変わらないことから、ドップラ反応度帰還効果量も炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p>(d) このように、これら反応度帰還効果が炉心毎にばらつかないことから、出力上昇時にこれらの反応度帰還効果を補償するために希釈するほう素濃度の変化量も炉心毎に同程度となる。</p> <p>(e) 減速材温度係数は図1に示すメカニズムのとおり、ほう素濃度（<b>図中の③</b>の効果）と減速材温度（<b>図中の①と②</b>の効果）への依存性があるが、前述のとおりほう素濃度の変化量が炉心毎に同程度であり、かつ、減速材温度の変化も炉心毎に同一であることから、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の相対関係が炉心により変わらないため、その変化量についても炉心毎にばらつかず、同程度のものとなる。これは、図2に示す高温零出力時から高温全出力時の変化の傾向線がほぼ平行であることから、変化量が同程度であることがわかる。</p> <p>そこで、このような減速材温度係数の特性を踏まえて、<b>ステップ2 燃料装荷炉心の典型例である平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、図3に示す方法で大飯3、4号炉の入力条件に不確かさを考慮して「-16pcm/℃」を設定した。</b></p> <p>表1に示すとおり、大飯3、4号炉の種々の炉心の高温全出力時の減速材温度係数評価値と比較しても、「-16pcm/℃」は<b>正側の保守的な値</b>であり、高温零出力を含む高温出力運転中の減速材温度係数が負であるように炉心を設計することで担保できる値である。</p> <p>なお、高温出力運転中（高温零出力時を含む）の減速材温度係数が負であることは、設計段階に加えて、高温出力運転中最も減速材温度係数が正側となるサイクル初期において、零出力時炉物理検査により確認している。</p>	<p>1) 高温零出力状態から高温全出力状態へと出力上昇する際、減速材や燃料温度の上昇によって減速材温度係数及びドップラ係数に基づく負の反応度帰還効果が生じる。</p> <p>2) 減速材反応度帰還効果は、減速材密度変化が要因であることから、出力上昇に伴う減速材温度上昇量に依存する。その減速材温度上昇量は高温零出力の炉心平均温度 <b>286.1℃</b> から高温全出力時の <b>□℃</b> とプラント固有の値であり炉心毎に変わらないことから、減速材反応度帰還効果量は炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p style="text-align: center;"><b>□</b>：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p>3) ドップラ反応度帰還効果は、燃料温度変化が要因であることから、出力上昇に伴う燃料温度上昇量に依存する。その燃料温度上昇量は、高温零出力の 0MW から高温全出力の <b>2.652MW</b> に基づいて上昇し、この出力変化はプラント固有であり炉心毎に変わらないことから、ドップラ反応度帰還効果量も炉心毎で大きくばらつくことはない。</p> <p>4) このように、これら反応度帰還効果が炉心毎にばらつかないことから、出力上昇時にこれらの反応度帰還効果を補償するために希釈するほう素濃度の変化量も炉心毎に同程度となる。</p> <p>5) 減速材温度係数は図1に示すメカニズムのとおり、ほう素濃度（<b>図1③</b>の効果）と減速材温度（<b>図1①と②</b>の効果）への依存性があるが、前述のとおり<b>移行第2サイクル以降</b>のほう素濃度の変化量は炉心毎に同程度であり、かつ、減速材温度の変化も炉心毎に同一であることから、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の相対関係が炉心により変わらないため、その変化量についても炉心毎にばらつかず、同程度のものとなる。これは、図2に示す高温零出力時から高温全出力時の変化の傾向線がほぼ平行であることから、変化量が同程度であることがわかる。</p> <p>そこで、このような減速材温度係数の特性を踏まえて、<b>泊3号炉の炉心特性に基づきウラン燃料を装荷した平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、図3に示す方法で泊3号炉の入力条件に不確かさを考慮して「-18pcm/℃」を設定した。</b></p> <p>この値は、表1.2の平衡炉心を含む複数炉心の評価値及び表3の設計実績に対しても保守的な設定であり、高温零出力を含む高温出力運転中の減速材温度係数が負であるように炉心を設計することで担保できる値である。</p> <p>なお、高温出力運転中（高温零出力時を含む）の減速材温度係数が負であることは、設計段階に加えて、高温出力運転中最も減速材温度係数が正側となるサイクル初期において、零出力時炉物理検査により確認している。</p>	<p>設計の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉						泊発電所3号炉							相違理由
表1 取替炉心の減速材温度係数 (pcm/°C)						表1 減速材温度係数の評価値 (ウラン燃料装荷炉心) (pcm/°C)							設計の相違 ・MOX燃料装荷に 表を追加
サイクル	移行第1 サイクル	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	ステップ2燃料 装荷平衡炉心	サイクル <sup>注)</sup>	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取出 サイクル		
減速材温度係数	-25.1	-28.1	-26.8	-27.8	-27.9	減速材 温度係数	高温 零出力	-3.3	-9.3	-7.9	-7.9	-7.9	
							高温 全出力	-24.4	-31.5	-30.1	-30.1	-30.4	
<p>注) 初装荷炉心では、燃料の燃焼が進んでおらず核分裂生成物やプルトニウム等のアクチニドの蓄積がなく、比較的濃縮度の燃料が多く装荷されることから中性子スペクトルは取替炉心に比べて軟化し、相対的にほう素濃度が大きくなるので、減速材温度係数は正になりやすい。そのため、バーナブルポイズン棒を用いてサイクル初期のほう素濃度を低く抑え、高温零出力時の減速材温度係数を負にしている。</p> <p>初装荷炉心の高温全出力時の減速材温度係数は、取替炉心と同様に高温零出力よりも負側となる。ここで、前述のようにほう素濃度が相対的に大きいことから、高温零出力から高温全出力に至る際の臨界ほう素濃度の差が小さく、減速材温度係数が負側へ移行する量も小さくなる。</p> <p>しかし、今後の泊3号炉の取替炉心においては、このような炉心特性は生じないことから、第2サイクル以降を対象に解析用減速材温度係数を設定した。</p>													
						表2 減速材温度係数の評価値 (MOX燃料装荷炉心) (pcm/°C)							
						1 / 4 MOX燃料炉心							
							代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心				
						減速材 温度係数	高温 零出力	-11.5	-11.2	-12.1			
							高温 全出力	-34.6	-33.6	-36.3			
						表3 泊3号炉における減速材温度係数の設計実績 (pcm/°C)							
						サイクル		第2サイクル					
						減速材温度係数	高温零出力	-3.7					
							高温全出力	-25.0					

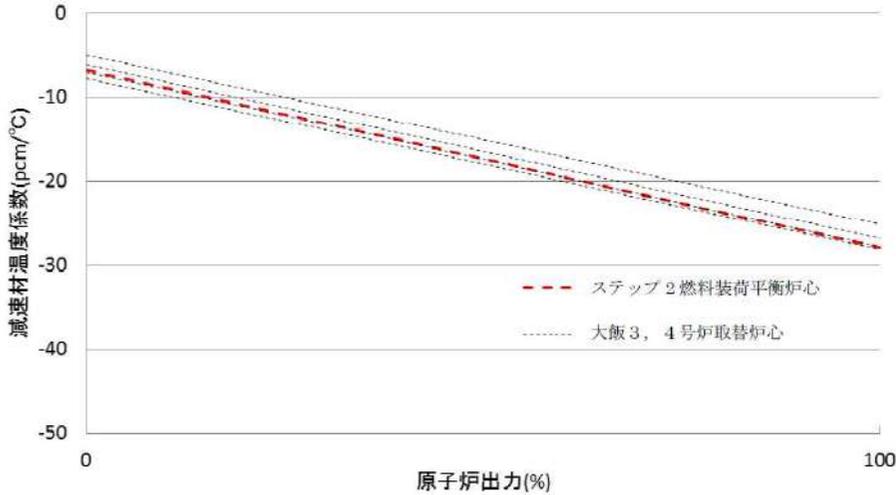
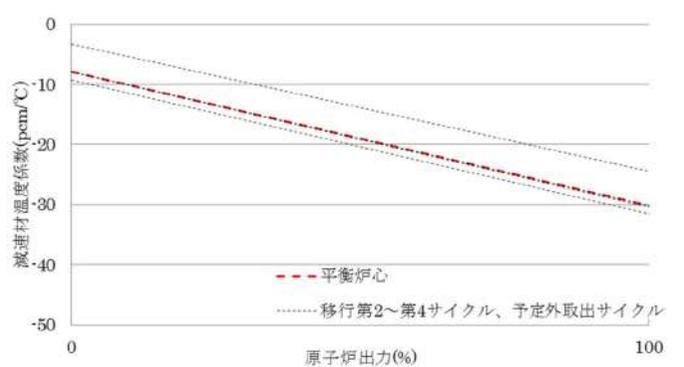
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 199 913 678"> <pre>             graph TD             A[減速材温度上昇] --&gt; B[減速材密度減少]             A --&gt; C[減速材中のほう素密度減少]             B --&gt; D[減速能力低下]             B --&gt; E[減速材による中性子吸収の減少]             C --&gt; F[ほう素による中性子吸収の減少]             D --&gt; G[①反応度減少]             E --&gt; H[②反応度増加]             F --&gt; I[③反応度増加]             </pre> </div> <div data-bbox="235 710 1025 821"> <p>減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となるが、ほう素濃度が高い場合には③の反応度増加効果が助長され、減速材温度係数は正側へと推移する。</p> </div> <div data-bbox="392 853 817 1316"> <p>高温出力～高温全出力</p> <p>減速材温度係数 (pcm/°C)</p> <p>減速材温度 (°C)</p> <p>ほう素濃度: 2,000ppm, 1,500ppm, 500ppm, 0ppm</p> <p>サイクル初期 (実線), サイクル末期 (点線)</p> </div> <div data-bbox="257 1356 952 1380"> <p>図1 ほう素濃度が高いほど減速材温度係数が正側となるメカニズム</p> </div>	<div data-bbox="1176 199 1848 646"> <pre>             graph TD             A[減速材温度上昇] --&gt; B[減速材密度減少]             A --&gt; C[減速材中のほう素密度減少]             B --&gt; D[減速能力低下]             B --&gt; E[減速材による中性子吸収の減少]             C --&gt; F[ほう素による中性子吸収の減少]             D --&gt; G[①反応度減少]             E --&gt; H[②反応度増加]             F --&gt; I[③反応度増加]             </pre> </div> <div data-bbox="1120 646 1904 893"> <p>減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となる。              なお、減速材温度係数には以下の定性的な特徴がある。              ✓炉心のほう素濃度が低いほど③の効果が弱まるため、減速材温度係数は負側の値となる。              ✓MOX燃料装荷炉心のようなほう素濃度が小さい炉心では、③の効果が弱まるため減速材温度係数は負側の値となる。              ✓MOX燃料装荷炉心のような共鳴吸収核種(240Pu, 242Pu等)を多く含む炉心では、減速材の温度上昇による中性子スペクトルの硬化が起こると、共鳴吸収核種による中性子吸収が増加するため、①の効果が強く表れることから、減速材温度係数は負側の値となる。</p> </div> <div data-bbox="1288 901 1713 1332"> <p>高温出力～高温全出力</p> <p>減速材温度係数 (pcm/°C)</p> <p>減速材温度 (°C)</p> <p>ほう素濃度: 2,000ppm, 1,500ppm, 500ppm, 0ppm</p> <p>サイクル初期 (実線), サイクル末期 (点線)</p> </div> <div data-bbox="1187 1348 1825 1372"> <p>図1 減速材反応度掃選効果のメカニズム及び減速材温度係数の特徴</p> </div>	

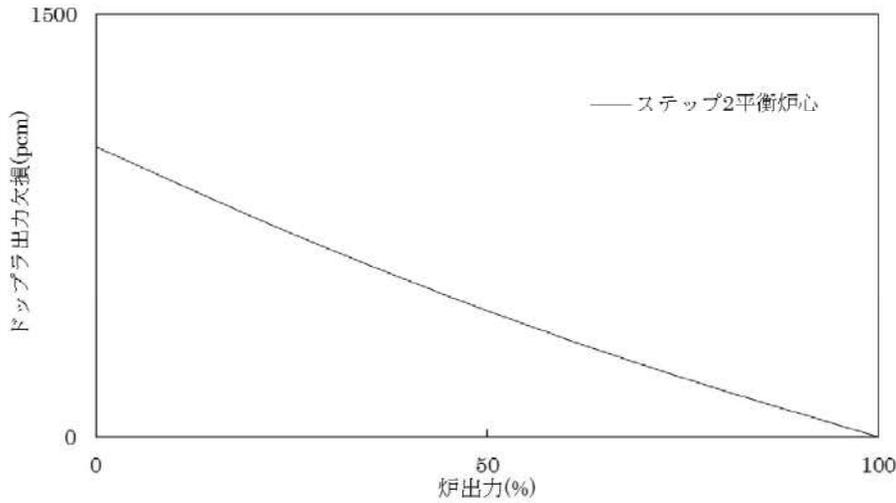
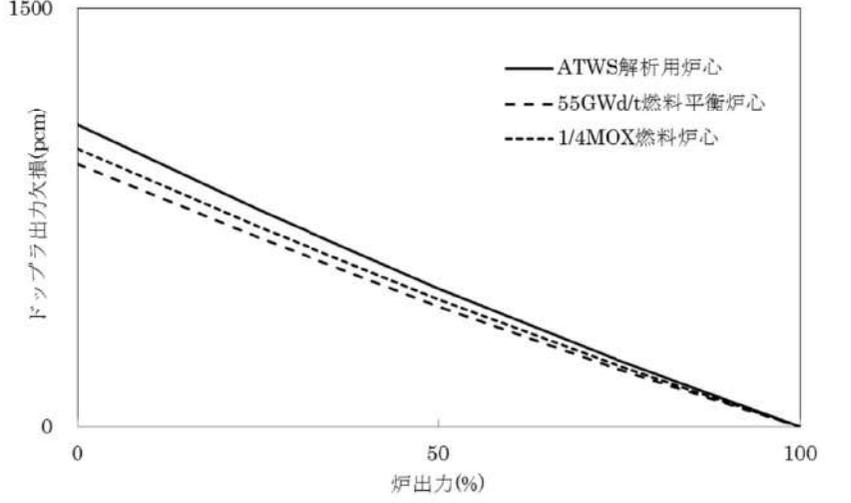
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数*</p> <p>※高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の関係を示すため、便宜上、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数を直線で結んでいる。</p> <div data-bbox="145 845 996 1340" style="border: 2px solid black; height: 310px; width: 380px;"></div> <p>図3 解析用減速材温度係数の設定方法</p> <div data-bbox="436 1380 1019 1420" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。             </div>	 <p>図2 高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数*</p> <p>※高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の関係は、厳密には上に凸の単調減少であるが、複数の炉心で単調減少である傾向が変化しないことを示すため、便宜上、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数を直線で結んでいる。</p> <div data-bbox="1120 678 1892 1340" style="border: 2px solid black; height: 415px; width: 345px;"></div> <p>図3 解析用減速材温度係数の設定方法</p> <div data-bbox="1400 1396 1848 1420" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。             </div>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. ドブプラ反応度帰還効果</p> <p>a. SPARKLE-2でのドブプラ反応度帰還効果の<b>取り扱い</b></p> <p>ドブプラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、例えばドブプラ効果を大きめに見積もりたい場合には、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span></p> <p>b. 解析で考慮したドブプラ効果</p> <p>原子炉停止機能喪失では、出力低下に伴う正の反応度帰還効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。</p> <p>炉心のドブプラ特性は主に装荷される燃料の種類によるが、大飯3、4号炉のように主にステップ2燃料が単独で装荷されている炉心では大きくばらつかない。そこで、ドブプラ効果については、減速材温度係数のように取替炉心の包絡性は考慮せず、ステップ2平衡炉心のドブプラ特性を代表的に使用することとした。原子炉停止機能喪失解析用炉心のドブプラ出力欠損を図4に示す。</p>  <p>図4 ドブプラ出力欠損</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 250px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span></p>	<p>(3) ドブプラ反応度帰還効果</p> <p>a. SPARKLE-2でのドブプラ反応度帰還効果の<b>取扱い</b></p> <p>ドブプラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、<b>例え</b>ばドブプラ効果を大きめに見積もりたい場合には、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span></p> <p>b. 解析で考慮したドブプラ効果</p> <p><b>原子炉停止機能喪失</b>では、出力低下に伴う正の反応度帰還効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。</p> <p>そこで、原子炉停止機能喪失解析用炉心については、55Gwd/t燃料及びMOX燃料が装荷された炉心で、共通に使用できるドブプラ特性を持たせた。55Gwd/t燃料及びMOX燃料装荷炉心と原子炉停止機能喪失解析用炉心のドブプラ出力欠損の関係を図4に示す。</p>  <p>図4 ドブプラ出力欠損</p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 250px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span></p>	<p>設計の相違                  ・MOX燃料装荷有無による差異</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>2, 3, 4 ループプラントにおいて標準的に使用する減速材温度係数初期値について</p> <p>2, 3, 4 ループプラントにおいて標準的に使用する減速材温度係数初期値の-13pcm/℃の設定の考え方については以下のとおりである。</p> <p>1. 概要</p> <p>14×14 型燃料装荷 2 ループ、15×15 型燃料装荷 3 ループ、17×17 型燃料装荷 3 ループ、17×17 型燃料装荷 4 ループ炉心に対して適用できる値として、高温零出力で 0pcm/℃となるような炉心が高温全出力時にとり得る減速材温度係数に対し、より正側の減速材温度係数として-13pcm/℃を設定した。</p> <p>2. 設定の前提及び設定の考え方</p> <p>(1) 高温零出力時の減速材温度係数の制限値</p> <p>サイクル初期、高温零出力時の減速材温度係数は、原子炉起動前の炉物理検査において負であることを確認するため、高温零出力時の減速材温度係数の上限は制限値の 0pcm/℃となる。</p> <p>(2) 各ループの種々の炉心に対する高温零出力から高温全出力に出力上昇する際の減速材温度係数の変化幅</p> <p>高温零出力から高温全出力に出力上昇する際には、希釈により臨界ほう素濃度が低下することから、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時に比べて負側に移行するが、その変化幅は炉心ごとに若干変動するものの、大きく変わらない。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p>記載方針の相違          ・大飯では工認評価に -13 pcm/℃で評価した値を用いているため設置許可申請段階で -13pcm/℃についても評価している(大飯独自)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い）

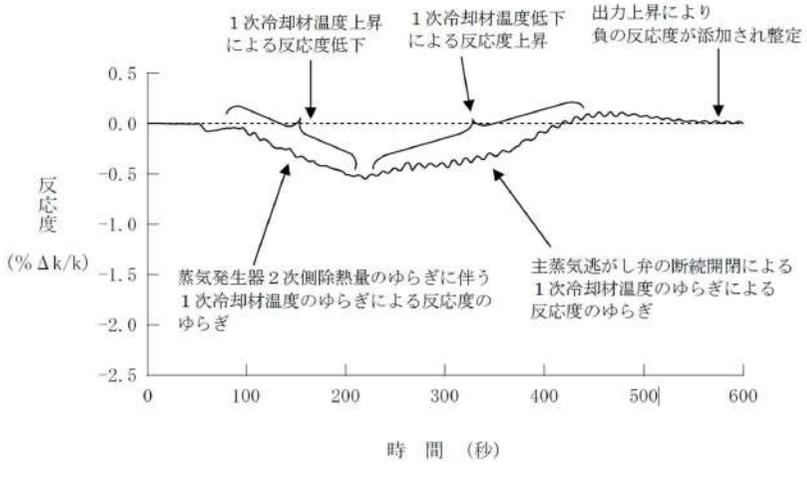
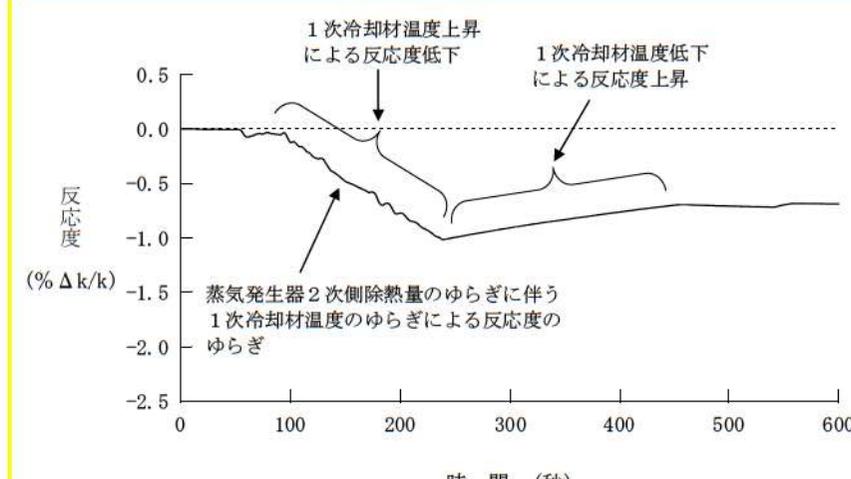
大飯発電所3 / 4号炉						泊発電所3号炉	相違理由
<p>別表1に大飯3, 4号炉における減速材温度係数の評価値を示す。上記で定めた原子炉停止機能喪失解析用減速材温度係数の初期値は、別表1に示すとおり、ステップ2ウラン燃料が装荷された炉心より正側の値となっていることから、今回の解析での使用にあたって適切である。</p>							
別表1 取替炉心の減速材温度係数 (pcm/°C)							
サイクル	移行第1 サイクル	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	ステップ2燃料 装荷平衡炉心		
減速材温度係数	-25.1	-28.1	-26.8	-27.8	-27.9		

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.5.5</p> <p style="text-align: center;">「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について</p> <p>SPARKLE-2コードは、核計算部分をCOSMO-Kコードにより評価している。COSMO-Kコードは、核計算モデルとして2群拡散方程式を採用し、非定常状態を解いている。従って、1点炉近似方程式で用いられる反応度は直接評価しておらず、また、静特性解析における固有値もない。</p> <p>そこで、以下に示す定義に従い、時々刻々SPARKLE-2で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めている。</p> <p>ある反応度 <math>\rho</math> が炉心に添加された場合の中性子密度 <math>n(t)</math> 及び遅発中性子先行核濃度 <math>c(t)</math> の時間変化は次式に従う。</p> $\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \sum_k \bar{\beta}_k}{l^*} n(t) + \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ $\frac{dC_k}{dt} = \frac{\bar{\beta}_k}{l^*} n(t) - \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ <p>この式を変形すると、反応度に関する次式が得られる。</p> $\rho(t) = \bar{\beta} + \frac{l^*}{n} \frac{dn}{dt} - \frac{l^*}{n} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ $= \bar{\beta} + l^* \frac{\ln(n(t)/n(t-\Delta t))}{\Delta t} - \frac{l^*}{n(t)} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ <p>右辺は、SPARKLE-2の解析により全て求められるので、反応度を算出することができる。<math>\beta</math> は実効遅発中性子割合、<math>\lambda</math> は遅発中性子先行核の崩壊定数、<math>l^*</math> は即発中性子寿命であり、中性子密度及び遅発中性子先行核濃度は、以下の式に基づき数値計算を行い求めている。</p> $n(t) = \sum_g \frac{\int \phi_g(\vec{r}, t) d\vec{r}}{\int d\vec{r}}$ $\bar{C}_k(t) = \bar{C}_k(t - \Delta t) \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) + \frac{\bar{\beta}_k}{\bar{\lambda}_k l^*} n(t) \{1 - \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t)\}$ $\bar{C}_k(0) = \frac{\bar{\beta}_{eff,k}}{\bar{\lambda}_k l^*} n(0)$	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.5.5</p> <p style="text-align: center;">「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について</p> <p>SPARKLE-2コードは、核計算部分をCOSMO-Kコードにより評価している。COSMO-Kコードは、核計算モデルとして2群拡散方程式を採用し、非定常状態を解いている。従って、1点炉近似方程式で用いられる反応度は直接評価しておらず、また、静特性解析における固有値もない。</p> <p>そこで、以下に示す定義に従い、時々刻々SPARKLE-2コードで評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めている。</p> <p>ある反応度 <math>\rho</math> が炉心に添加された場合の中性子密度 <math>n(t)</math> 及び遅発中性子先行核濃度 <math>c(t)</math> の時間変化は次式に従う。</p> $\left\{ \begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\rho - \sum_k \bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) + \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \\ \frac{dC_k}{dt} &= \frac{\bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) - \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \end{aligned} \right.$ <p>この式を変形すると、反応度に関する次式が得られる。</p> $\rho(t) = \bar{\beta} + \frac{\ell^*}{n} \frac{dn}{dt} - \frac{\ell^*}{n} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ $= \bar{\beta} + \ell^* \frac{\ln(n(t)/n(t-\Delta t))}{\Delta t} - \frac{\ell^*}{n(t)} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t)$ <p>右辺は、SPARKLE-2の解析により全て求められるので、反応度を算出することができる。<math>\beta</math> は実効遅発中性子割合、<math>\lambda</math> は遅発中性子先行核の崩壊定数、<math>\ell^*</math> は即発中性子寿命であり、中性子密度及び遅発中性子先行核濃度は、以下の式に基づき数値計算を行い求めている。</p> $n(t) = \sum_g \frac{\int \phi_g(\vec{r}, t) d\vec{r}}{\int d\vec{r}}$ $\bar{C}_k(t) = \bar{C}_k(t - \Delta t) \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) + \frac{\bar{\beta}_k}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(t) \{1 - \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t)\}$ $\bar{C}_k(0) = \frac{\bar{\beta}_{eff,k}}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(0)$	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="537 734 784 766">図1 反応度の推移</p>	 <p data-bbox="1478 766 1680 798">図1 反応度の推移</p>	<p data-bbox="1971 239 2105 271">解析結果の相違</p> <ul data-bbox="1971 271 2105 798" style="list-style-type: none"> <li>・泊は補助給水量が少ないため、SG2 次側保有量が少なく、主蒸気逃がし弁作動時の1次冷却材温度のゆらぎによる反応度のゆらぎが小さい。</li> <li>・泊は補助給水量が少ないため、1次冷却材温度の低下による正の反応度が小さく、臨界に至らず整定。</li> </ul>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

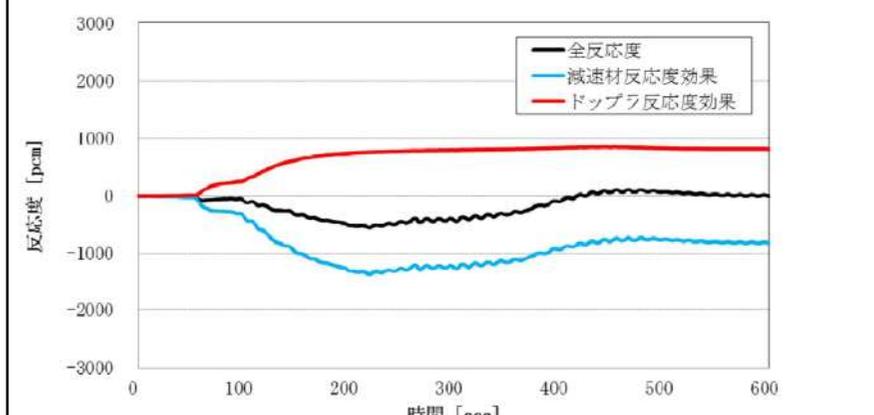
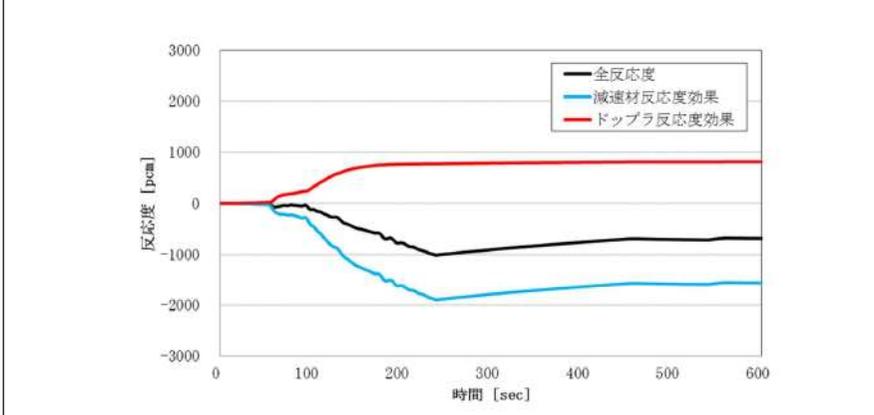
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における 反応度フィードバックについて</p> <p>1. ATWSの反応度変化に影響を与える要素                  SPARKLE-2における3次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。</p> <p>原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の2つある。</p> <p>1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック                  &lt;正の反応度&gt;</p> <p>2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック*                  &lt;負の反応度&gt;                  ※ボイド生成によるフィードバック効果を含む</p> <p>上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、それらの効果は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 燃焼について                      ATWSは解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成/消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。</li> <li>● 制御棒について                      ATWS解析中に制御棒位置は変化しない。</li> <li>● ほう素について                      ATWSは解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。</li> <li>● 初期ボイドの消滅について                      事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい*。（※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcm は保守的に算出したものである）</li> </ul> <p>したがって、事象進展中の減速材フィードバック効果及びドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第1図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における 反応度フィードバックについて</p> <p>1. ATWSの反応度変化に影響を与える要素                  SPARKLE-2における3次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。</p> <p>原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の2つある。</p> <p>1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック                  &lt;正の反応度&gt;</p> <p>2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック*                  &lt;負の反応度&gt;                  ※ボイド生成によるフィードバック効果を含む</p> <p>上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、それらの効果は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 燃焼について                      ATWSは解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成/消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。</li> <li>● 制御棒について                      ATWS解析中に制御棒位置は変化しない。</li> <li>● ほう素について                      ATWSは解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。</li> <li>● 初期ボイドの消滅について                      事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい*。                      ※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcm は保守的に算出したものである</li> </ul> <p>したがって、事象進展中の減速材フィードバック効果及びドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第1図に示す。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① ある時間 t における3次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量及び中性子束を各炉心領域で抽出</p> <p>② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率及び生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価</p> <p>③ ①②を事象進展（解析計算）期間にわたって実施</p>	<p>① ある時間 t における3次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量及び中性子束を各炉心領域で抽出</p> <p>② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率及び生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価</p> <p>③ ①②を事象進展（解析計算）期間にわたって実施</p>	
<p>なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している&lt;別紙1参照&gt;</p>	<p>なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している&lt;別紙1参照&gt;</p>	
 <p>図1 ATWS事象における反応度推移</p>	 <p>第1図 ATWS事象における反応度推移</p>	
<p>*全反応度は、時々刻々SPARKLE-2で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたもの。</p>	<p>*全反応度は、時々刻々SPARKLE-2で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたもの。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

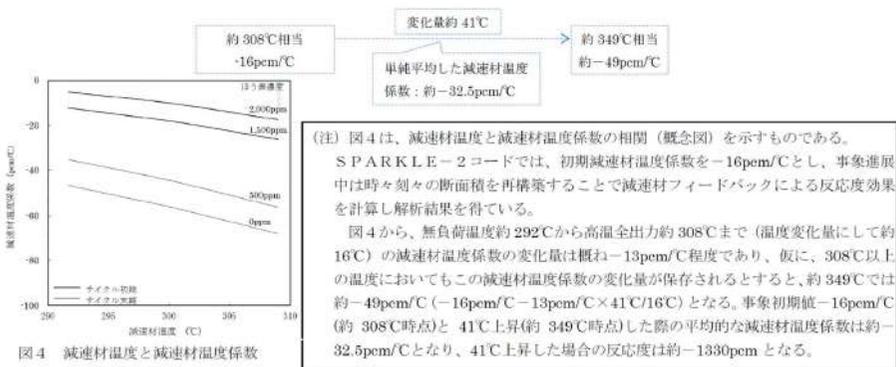
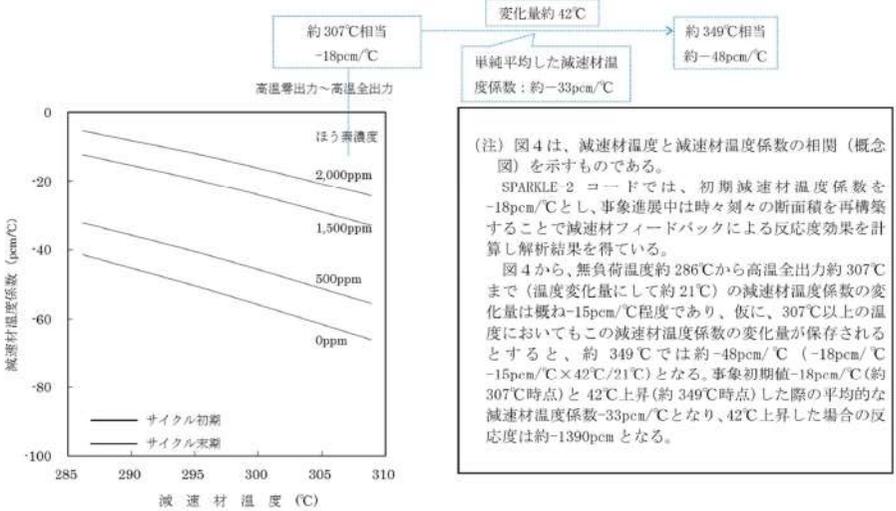
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p>	
<p>今回示した反応度成分は、簡易的な手法で評価しているが、以下に示すように、ATWS事象進展における燃料実効温度（炉心平均）の変化量とATWS解析用炉心のドップラ出力欠損との関係から評価した結果と照らしても概ね整合がとれており、妥当な結果と考える。</p>	<p>今回示した反応度成分は、簡易的な手法で評価しているが、以下に示すように、ATWS事象進展における燃料実効温度（炉心平均）の変化量とATWS解析用炉心のドップラ出力欠損との関係から評価した結果と照らしても概ね整合がとれており、妥当な結果と考える。</p>	
<p>図1 ATWS事象における反応度推移</p>	<p>図1 ATWS事象における反応度推移</p>	
<p>図2 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移</p>	<p>図2 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移</p>	
<p>図3 ドップラ出力欠損（ATWS解析）</p>	<p>図3 ドップラ出力欠損（ATWS解析）</p>	
<p>（注）図3は、出力とドップラ出力欠損の相関を示すものだが、燃料実効温度は減速材温度（1次冷却材温度）の影響を受ける。ATWS事象では、出力は崩壊熱レベルまで低下しているものの、1次冷却材温度が高い状態であるため、燃料実効温度は無負荷温度まで低下せず、約380°Cとなる（図2参照）</p> <p>図3から、燃料実効温度が約620°Cから約380°Cまで低下した際に添加される正の反応度は約700pcmとなる。</p>	<p>（注）図3は、出力とドップラ出力欠損の相関を示すものだが、燃料実効温度は減速材温度（1次冷却材温度）の影響を受ける。ATWS事象では、出力は崩壊熱レベルまで低下しているものの、1次冷却材温度が高い状態であるため、燃料実効温度は無負荷温度まで低下せず、約400°Cとなる（図2参照）</p> <p>図3から、燃料実効温度が約610°Cから約400°Cまで低下した際に添加される正の反応度は約700pcmとなる。</p>	

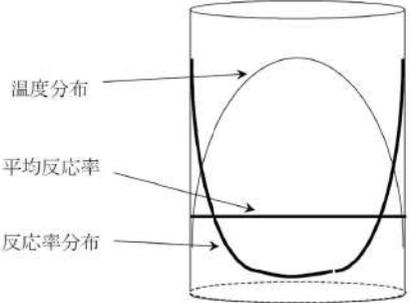
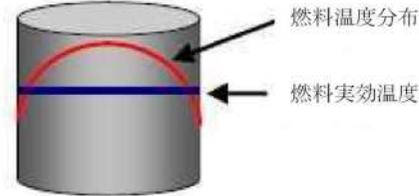
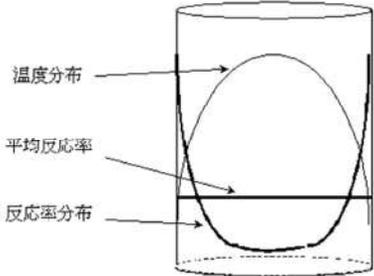
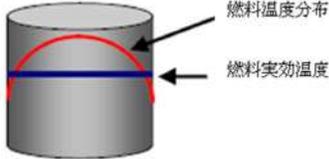
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4 減速材温度と減速材温度係数の関係（概念図）</p> <p>(注) 図4は、減速材温度と減速材温度係数の相関（概念図）を示すものである。SPARKLE-2コードでは、初期減速材温度係数を-16pcm/Cとし、事象進展中は時々刻々の断面積を再構築することで減速材フィードバックによる反応度効果を計算し解析結果を得ている。</p> <p>図4から、無負荷温度約292°Cから高温全出力約308°Cまで（温度変化量にして約16°C）の減速材温度係数の変化量は概ね-13pcm/C程度であり、仮に、308°C以上の温度においてもこの減速材温度係数の変化量が保存されるとすると、約349°Cでは約-49pcm/C（-16pcm/C - 13pcm/C × 41°C/16°C）となる。事象初期値-16pcm/C（約308°C時点）と41°C上昇（約349°C時点）した際の平均的な減速材温度係数は約-32.5pcm/Cとなり、41°C上昇した場合の反応度は約-1330pcmとなる。</p>	 <p>図4 減速材温度と減速材温度係数の関係（概念図）</p> <p>(注) 図4は、減速材温度と減速材温度係数の相関（概念図）を示すものである。SPARKLE-2コードでは、初期減速材温度係数を-18pcm/Cとし、事象進展中は時々刻々の断面積を再構築することで減速材フィードバックによる反応度効果を計算し解析結果を得ている。</p> <p>図4から、無負荷温度約286°Cから高温全出力約307°Cまで（温度変化量にして約21°C）の減速材温度係数の変化量は概ね-15pcm/C程度であり、仮に、307°C以上の温度においてもこの減速材温度係数の変化量が保存されるとすると、約349°Cでは約-48pcm/C（-18pcm/C - 15pcm/C × 42°C/21°C）となる。事象初期値-18pcm/C（約307°C時点）と42°C上昇（約349°C時点）した際の平均的な減速材温度係数は約-33pcm/Cとなり、42°C上昇した場合の反応度は約-1390pcmとなる。</p>	

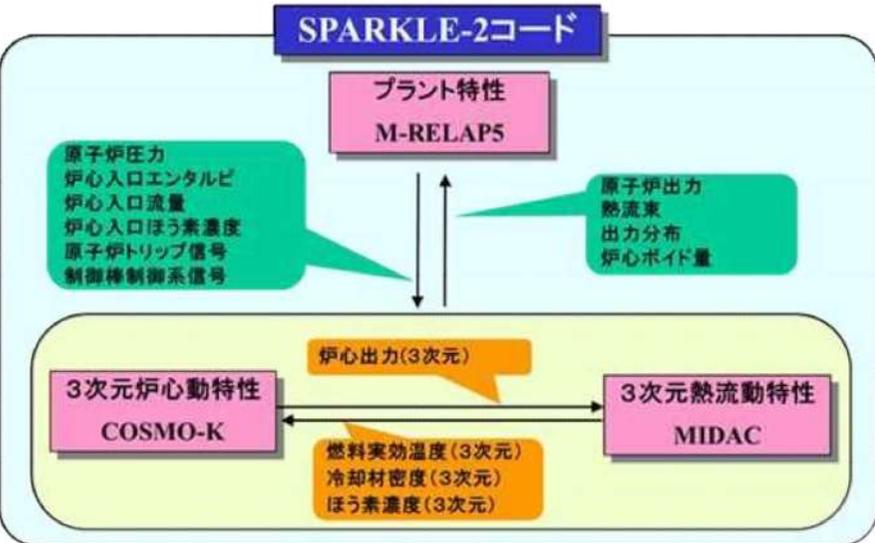
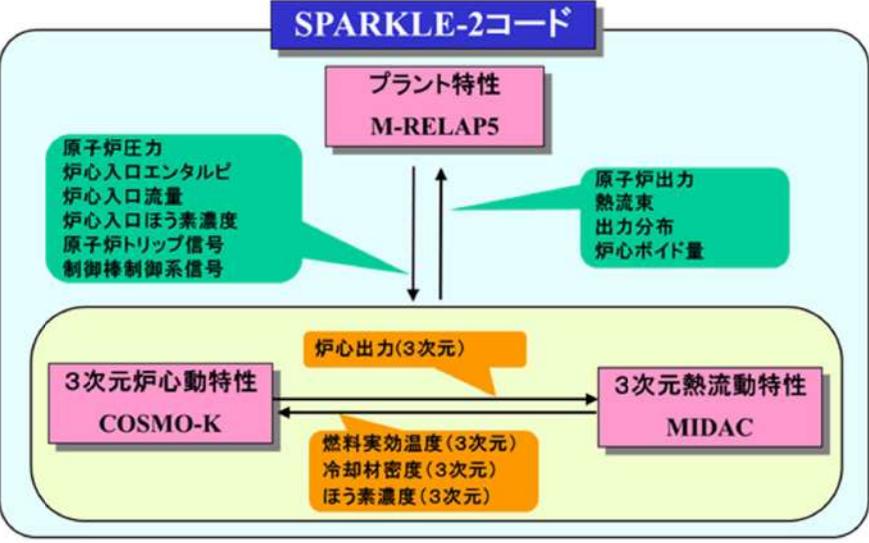
7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">燃料実効温度（炉心平均）について</p> <p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位*の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。</p> <p>※ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅</p> <p>ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。</p> <p>一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。</p>  <p style="text-align: center;">図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）</p>  <p style="text-align: center;">図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）</p>	<p style="text-align: center;">燃料実効温度（炉心平均）について</p> <p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位*の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。</p> <p>※ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅</p> <p>ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。</p> <p>一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。</p>  <p style="text-align: center;">図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）</p>  <p style="text-align: center;">図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および燃料実効温度（概念図）</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

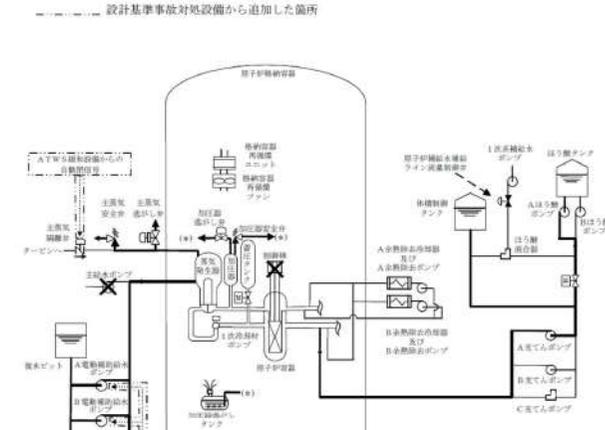
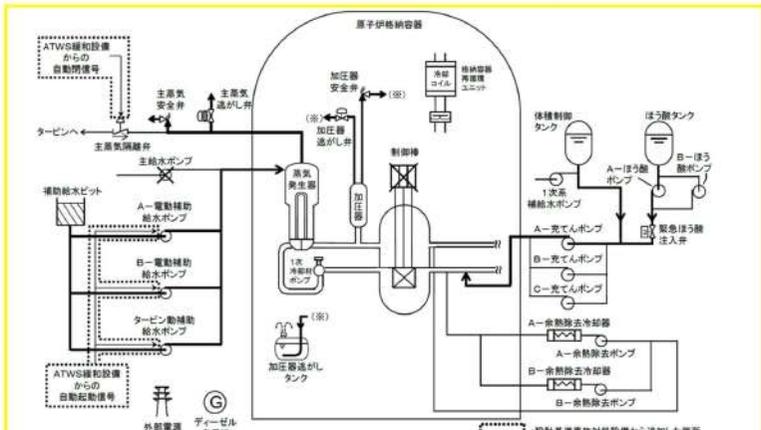
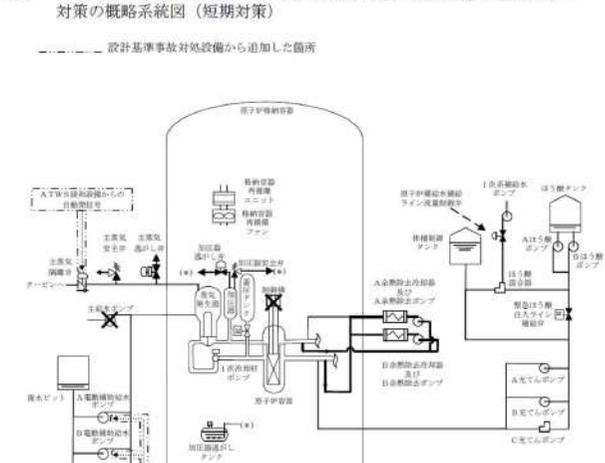
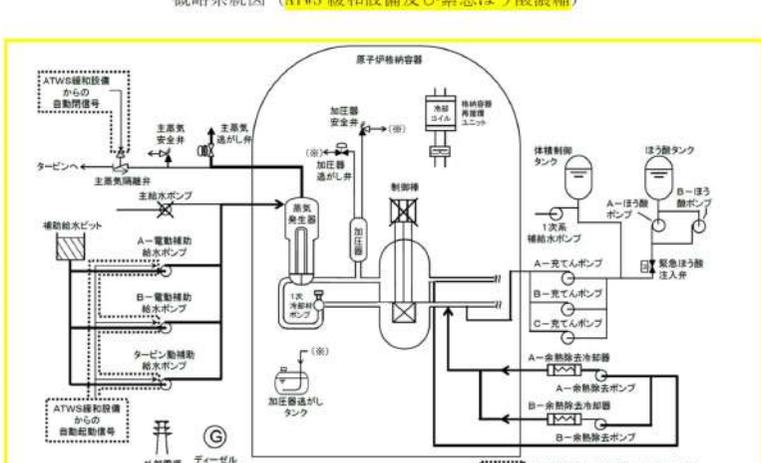
7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) における反応度フィードバックについて)

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

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>SPARKLE-2コード</p> <p>プラント特性 M-RELAP5</p> <p>原子炉圧力 炉心入口エンタルピ 炉心入口流量 炉心入口ほう素濃度 原子炉トリップ信号 制御棒制御系信号</p> <p>原子炉出力 熱流束 出力分布 炉心ポイド量</p> <p>3次元炉心動特性 COSMO-K</p> <p>3次元熱流動特性 MIDAC</p> <p>炉心出力(3次元)</p> <p>燃料実効温度(3次元) 冷却材密度(3次元) ほう素濃度(3次元)</p>	 <p>SPARKLE-2コード</p> <p>プラント特性 M-RELAP5</p> <p>原子炉圧力 炉心入口エンタルピ 炉心入口流量 炉心入口ほう素濃度 原子炉トリップ信号 制御棒制御系信号</p> <p>原子炉出力 熱流束 出力分布 炉心ポイド量</p> <p>3次元炉心動特性 COSMO-K</p> <p>3次元熱流動特性 MIDAC</p> <p>炉心出力(3次元)</p> <p>燃料実効温度(3次元) 冷却材密度(3次元) ほう素濃度(3次元)</p>	

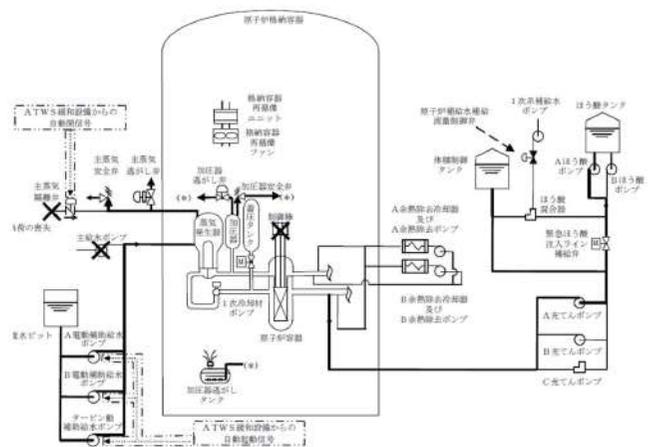
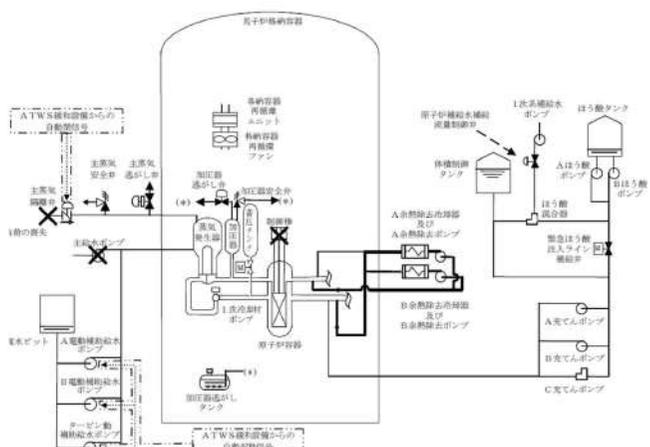
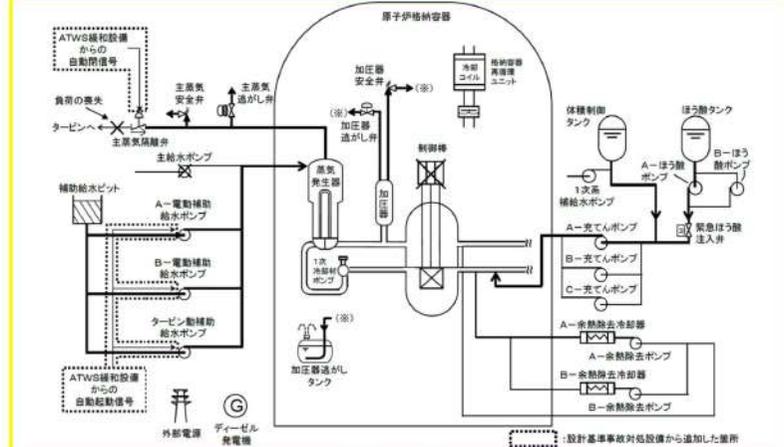
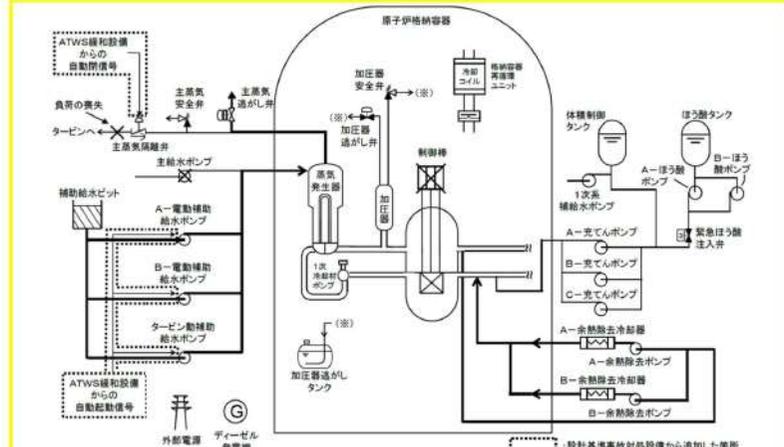
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 2.5.6</p>	<p>添付資料 7.1.5.7</p>	
<p>重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p>	<p>重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p>	
<p>「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>	<p>「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>	
		
<p>図1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>	<p>図1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（ATWS緩和設備及び緊急ほう酸濃縮）</p>	
		
<p>図2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）</p>	<p>図2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（余熱除去系による炉心冷却）</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p> <p>----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>  <p>図3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p> <p>----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>  <p>図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉安定以降の対策）</p>	<p>また、重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図              (ATWS緩和設備及び緊急ほう濃槽)</p>  <p>図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図              (余熱除去系による炉心冷却)</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.8 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 2.5.8</p> <p>安定停止状態について</p> <p>原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷喪失+原子炉トリップ失敗）時の安定停止状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度まで1次冷却材を濃縮後、余熱除去系が使用可能となる1次冷却材の温度、圧力まで減温、減圧し、さらに、余熱除去系により1次冷却材温度 93℃以下まで冷却され、炉心の冷却が維持されている状態</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について                  燃料取替ほう素濃度まで濃縮するには、濃縮開始から約 6.1 時間必要であり、事象発生の 21 分後から実施することから約 6.5 時間で濃縮完了する。更にサンプリング結果が出るまでに約 1.5 時間が必要であることから、事象発生の約 8.0 時間後を高温停止状態とした。                  なお、ほう酸濃縮を開始すると速やかに未臨界が達成されるとともに、放出された約 34t 分は、燃料取替ほう素濃度までの濃縮量（約 103t）により回復され、約 8.0 時間の中に包含される。                  また、高温停止状態に到達する事象発生の約 8.0 時間後に、蒸気発生器2次側での冷却により、177℃、2.7MPa[gage]まで減温、減圧するために必要な時間（約 5.2 時間）を加えた約 13.2 時間を余熱除去系が使用可能となる時間とした。</p> <p>余熱除去系による長期安定状態の維持について                  余熱除去系が使用可能となる時間（約 13.2 時間）に、余熱除去系ウォーミング（約 1 時間：定検実績より算出）及び1次冷却系温度 177℃から 93℃までの冷却時間（約 7.1 時間：定検実績より算出）を足した時間（約 21.3 時間）にて低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。また、1次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、余熱除去系により長期にわたり炉心の冷却が可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能である。</p>	<p>添付資料 2.5.2</p> <p>安定状態について</p> <p>原子炉停止機能喪失時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】                  原子炉安定停止状態の確立について                  高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心の冷却が維持される。また、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し、未臨界が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について                  残留熱除去系によるサブプレッションプール水冷却モードによる格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回るとともに、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を上回ることなく、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】                  上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。また、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	<p>添付資料 7.1.5.8</p> <p>安定状態について</p> <p>原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）及び（負荷喪失+原子炉トリップ失敗）時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】                  原子炉安定停止状態の確立について                  燃料取替ほう素濃度まで濃縮するには、濃縮開始から約 2.6 時間必要であり、事象発生約 15 分経過後から実施することから約 2.8 時間で濃縮完了する。更にサンプリング結果が出るまでに約 1 時間が必要であることから、事象発生から約 4.5 時間を原子炉安定停止状態とした。また、ほう酸濃縮を開始すると速やかに未臨界が達成される。                  なお、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から系外へ放出された分の補給については、下で求めた必要なほう酸量の緊急ほう酸濃縮による補給後に化学体積制御設備等により補給することができ、約 4.5 時間の中に包含される。                  余熱除去系が使用可能となる時間（約 14 時間）に、余熱除去系ウォーミング（約 2 時間：定検実績より算出）、加圧器気相減操作（約 4 時間：定検実績より算出）及び1次冷却材温度 176℃から 93℃までの冷却時間（約 6.5 時間：定検実績より算出）を足した時間（約 26.5 時間）にて低温停止状態となる。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について                  加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。そのため、原子炉格納容器開気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】                  上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.8 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>＜ほう酸濃縮時間＞</p> <p>緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注水して燃料取替ほう素濃度（2,800ppm）まで濃縮するまでの時間を算出。</p> <p>条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・初期ほう素濃度（C<sub>BO</sub>）：0 ppm</li> <li>・ほう酸タンクほう素濃度（C<sub>BAT</sub>）：8,300 ppm</li> <li>・燃料取替ほう素濃度（C<sub>F</sub>）：2,800 ppm</li> <li>・RCS重量（W<sub>0</sub>）：255 t</li> <li>・RCSからの放出量（V）：34t</li> </ul> <p>・放出された約 34t 分を緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注水後のRCSほう素濃度（C<sub>B1</sub>）は、</p> $C_{B1} = \frac{V \times C_{BAT} + C_{BO} \times (W_0 - V)}{W_0} = \frac{34[t] \times 8,300[ppm] + 0[ppm] \times (255[t] - 34[t])}{255[t]} \approx 1,106[ppm]$ <p>・燃料取替ほう素濃度までの濃縮に必要なほう酸量（W）は、以下の式による。</p> $W = W_0 \times \ln \frac{C_{BAT} - C_{B1}}{C_{BAT} - C_F} + V - 255[t] \times \ln \frac{8,300[ppm] - 1,106[ppm]}{8,300[ppm] - 2,800[ppm]} + 34[t] \approx 103[t]$ <p>・緊急ほう酸濃縮流量は 17.0t/h であることから、緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度を達成するための時間（t）は、</p> $t = \frac{103[t]}{17.0[t/h]} \approx 6.1 \text{ 時間}$		<p>＜ほう酸濃縮時間＞</p> <p>緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注入して燃料取替ほう素濃度（約 3,200ppm）まで濃縮するまでの時間を算出。</p> <p>条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・初期ほう素濃度（炉心末期）：0 ppm</li> <li>・ほう酸タンクほう素濃度（C<sub>BAT</sub>）：21,000 ppm</li> <li>・燃料取替ほう素濃度（C<sub>F</sub>）：3,200 ppm</li> <li>・RCS重量（W<sub>0</sub>）：215.7 t</li> </ul> <p>燃料取替ほう素濃度までの濃縮に必要なほう酸量（W）は、以下の式による。</p> $W = W_0 \times \ln \frac{C_{BAT} - 0}{C_{BAT} - C_F} = 215.7 \times \ln \frac{21,000}{21,000 - 3,200} = 35.7$ <p>・緊急ほう酸濃縮流量は 13.6m<sup>3</sup>/h(13.8t/h)であることから、緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度を達成するための時間(t)は、</p> $t = \frac{35.7[t]}{13.8[t]} \approx 2.6 \text{ 時間}$	<p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失））

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.10</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>		<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.9</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （原子炉停止機能喪失）</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	





泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失））

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
	<p style="text-align: center;">表 7.1.5-2 解析コードにおける重要現象の正確さが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">【注】</th> <th style="width: 15%;">重要現象</th> <th style="width: 15%;">解析コード</th> <th style="width: 15%;">運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th style="width: 15%;">解析コードによる影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>出力制御</td> <td>出力制御システム</td> <td>出力制御システムは、解析コードでは制御棒位置に依存して出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。</td> <td>出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。</td> <td>出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。</td> </tr> <tr> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> </tr> <tr> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> </tr> <tr> <td>炉心</td> <td>炉心</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> <td>炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。</td> </tr> </tbody> </table>	【注】	重要現象	解析コード	運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響	解析コードによる影響	出力制御	出力制御システム	出力制御システムは、解析コードでは制御棒位置に依存して出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。	出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。	出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。	炉心	炉心	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心	炉心	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心	炉心	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。		
【注】	重要現象	解析コード	運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響	解析コードによる影響																								
出力制御	出力制御システム	出力制御システムは、解析コードでは制御棒位置に依存して出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。	出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。	出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。出力制御システムは、運転員が出力制御棒位置を調整することにより、出力を制御する。																								
炉心	炉心	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。																								
炉心	炉心	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。																								
炉心	炉心	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。	炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。炉心は、燃料棒が炉心に挿入されている状態である。																								

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉停止機能喪失))

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

大阪発電所3/4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
項目	解析条件の考え方	運転員等操作時間による影響	解析条件の考え方	運転員等操作時間による影響	解析条件の考え方	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	相違理由	
炉心熱出力	100% (6.411MW) 定常値を規定。		100% (6.411MW) 定常値を規定。		100% (6.411MW) 定常値を規定。				
1次冷却炉圧力	15.41MPa(gage) 定常値を規定。		15.41MPa(gage) 定常値を規定。		15.41MPa(gage) 定常値を規定。				
1次冷却炉平均温度	307.1℃	307.1℃	307.1℃	307.1℃	307.1℃	307.1℃			
炉心前断熱	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。		サイタル末期断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。		サイタル末期断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。				
蒸気発生器の冷却保有水量	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)			

項目	解析条件の考え方		運転員等操作時間による影響
	解析条件	最悪条件	
炉心熱出力 (評価項目)	100% (6.411MW)	100% (6.411MW)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
1次冷却炉圧力 (評価項目)	15.41MPa(gage)	15.41MPa(gage)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
1次冷却炉平均温度 (評価項目)	307.1℃	307.1℃	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
炉心前断熱 (評価項目)	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
蒸気発生器の冷却保有水量 (評価項目)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。

項目	解析条件の考え方		運転員等操作時間による影響
	解析条件	最悪条件	
炉心熱出力	100% (6.411MW)	100% (6.411MW)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
1次冷却炉圧力	15.41MPa(gage)	15.41MPa(gage)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
1次冷却炉平均温度	307.1℃	307.1℃	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
炉心前断熱	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
蒸気発生器の冷却保有水量	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。

項目	解析条件の考え方		運転員等操作時間による影響
	解析条件	最悪条件	
炉心熱出力	100% (6.411MW)	100% (6.411MW)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
1次冷却炉圧力	15.41MPa(gage)	15.41MPa(gage)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
1次冷却炉平均温度	307.1℃	307.1℃	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
炉心前断熱	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。	炉心前断熱は、炉心前断熱の保守的な値を規定し、断熱値が低いと保守的な値を規定し、断熱値が高くなることを許容する。このため、断熱値は高くなるサイタル末期断熱を参考に断熱値を規定。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。
蒸気発生器の冷却保有水量	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータによる影響はない。評価項目となるパラメータによる影響はない。





泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉停止機能喪失))

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
	<p style="text-align: center;">表2 解析条件を基礎条件とした場合の運転員等操縦時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (原子炉停止機能喪失) (4/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 20%;">解析条件の概要</th> <th style="width: 20%;">運転員等操縦時間による影響</th> <th style="width: 20%;">運転員等操縦時間による影響</th> <th style="width: 25%;">評価項目となるパラメータに与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失時の原子炉出力低下</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失時の原子炉出力低下</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> <td>運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析条件の概要	運転員等操縦時間による影響	運転員等操縦時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	原子炉停止機能喪失時の原子炉出力低下	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	原子炉停止機能喪失時の原子炉出力低下	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。		
項目	解析条件の概要	運転員等操縦時間による影響	運転員等操縦時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響														
原子炉停止機能喪失時の原子炉出力低下	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。														
原子炉停止機能喪失時の原子炉出力低下	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。	運転員が原子炉出力低下を検知し、原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。この操作は、運転員が原子炉出力を低下させるための操作を行う。														

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉停止機能喪失))

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p style="text-align: center;">表3 操作条件が要員の配置に与える影響、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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%; text-align: center;">項目</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">解析条件 (操作条件) の不確かさ</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">条件設定の考え方</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">操作時間余裕</td> </tr> <tr> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>操作開始時間</td> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>操作終了時間</td> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">事後評価において、ATWS緩和設備により自動動作する蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの配管により炉心の冷却を確保し、プラントを安定状態に置くことから、運転員等操作はない。このため、操作条件の不確かさによる要員の配置に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	条件設定の考え方	操作時間余裕	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作開始時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作終了時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	<p style="text-align: center;">表3 運転員等操作時間と与える影響、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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%; text-align: center;">項目</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">解析条件 (操作条件) の不確かさ</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">条件設定の考え方</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">操作時間余裕</td> </tr> <tr> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>操作開始時間</td> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>操作終了時間</td> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">表3 運転員等操作時間と与える影響、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</p> <p style="text-align: center;">事後評価において、ATWS緩和設備により自動動作する蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの配管により炉心の冷却を確保し、プラントを安定状態に置くことから、運転員等操作はない。このため、操作条件の不確かさによる要員の配置に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	条件設定の考え方	操作時間余裕	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作開始時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作終了時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	<p style="text-align: center;">表3 運転員等操作時間と与える影響、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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%; text-align: center;">項目</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">解析条件 (操作条件) の不確かさ</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">条件設定の考え方</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">操作時間余裕</td> </tr> <tr> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>操作開始時間</td> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>操作終了時間</td> <td>解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕</td> <td>条件設定の考え方</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">事後評価において、ATWS緩和設備により自動動作する蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの配管により炉心の冷却を確保し、プラントを安定状態に置くことから、運転員等操作はない。このため、操作条件の不確かさによる要員の配置に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	条件設定の考え方	操作時間余裕	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作開始時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作終了時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	<p style="text-align: center;">相違理由</p>
項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	条件設定の考え方	操作時間余裕																																																
解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
操作開始時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
操作終了時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	条件設定の考え方	操作時間余裕																																																
解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
操作開始時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
操作終了時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	条件設定の考え方	操作時間余裕																																																
解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
操作開始時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																
操作終了時間	解析上の操作項目と条件に見込まれる操作時間余裕	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響																																																

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.9</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について</p> <p>1. 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における不確かさの影響について</p> <p>最確条件を基本ケースとした場合は、入力条件の不確かさによる1次冷却材圧力の最大値への感度は軽微であるが、1次冷却材圧力の最大値付近において加圧器安全弁開度の余裕が小さいような条件では、入力条件の不確かさ（解析コード又は解析条件の不確かさ）による原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値への感度が大きくなるとの知見を踏まえ、これらの不確かさによる影響を感度解析にて確認する。具体的には、今回の有効性評価を行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の入力条件に対し、さらに解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づき、感度解析を行う。</p> <p>不確かさとして有効性評価への考慮が必要となる項目としては、減速材反応度帰還効果、ドブブラ反応度帰還効果、1次冷却材平均温度、原子炉熱出力及び1次冷却材圧力があるが、各項目の不確かさには解析コードの不確かさ及び解析条件の不確かさを含み、感度解析における各不確かさの取扱いを表1に示す。</p> <p>(1) 初期条件の不確かさが原子炉停止機能喪失時の有効性評価に与える影響</p> <p>「主給水流量喪失」における感度解析結果を表2及び図1～図4に、「負荷の喪失」の感度解析結果を表3及び図5～図8に示すとおり、初期条件の不確かさの全てが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づく感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は「主給水流量喪失」において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失」において約19.6MPa[gage]となり、各々の基本ケースでの結果である約18.6MPa[gage]及び約18.9MPa[gage]に比べて上昇するものの、対策の有効性を確認する項目である最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る結果となる。また、この感度解析結果と判断基準との間には、解析コードの不確かさのうち1次冷却材平均温度および1次冷却材圧力の不確かさによる影響(約0.6MPa)を上回る裕度がある。</p> <p>なお、ここで想定した感度解析条件は、解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づくものであるが、不確かさのうち初期定常誤差(炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力)、ドブブラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果の不確かさについては、それぞれが独立したパラメータであり、これらの不確かさの全てが同時に1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用する可能性は小さい。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.10</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について</p> <p>1. 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における不確かさの影響について</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、最適評価条件に対し、入力条件の不確かさのうち評価指標となる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の上昇への影響が最も大きい減速材温度係数初期値(以下「MTC初期値」という。)に保守性を考慮したもとしている。</p> <p>最確条件を基本ケースとした場合は、入力条件の不確かさによる1次冷却材圧力の最大値への感度は軽微であるが、1次冷却材圧力の最大値付近において加圧器安全弁開度の余裕が小さいような条件では、入力条件の不確かさ（解析コード又は解析条件の不確かさ）による原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値への感度が大きくなるとの知見を踏まえ、これらの不確かさによる影響を感度解析にて確認する。具体的には、今回の有効性評価を行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の入力条件に対し、さらに解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づき、感度解析を行う。</p> <p>不確かさとして有効性評価への考慮が必要となる項目としては、減速材反応度帰還効果、ドブブラ反応度帰還効果、1次冷却材平均温度、原子炉熱出力及び1次冷却材圧力があるが、各項目の不確かさには解析コードの不確かさ及び解析条件の不確かさを含み、感度解析における各不確かさの取扱いを表1に示す。</p> <p>(1) 初期条件の不確かさが原子炉停止機能喪失時の有効性評価に与える影響</p> <p>「主給水流量喪失」における感度解析結果を表3及び図1～図4に、「負荷の喪失」の感度解析結果を表4及び図5～図8に示すとおり、初期条件の不確かさの全てが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づく感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は「主給水流量喪失」において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」において約19.7MPa[gage]となり、各々の基本ケースでの結果である約18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの、対策の有効性を確認する項目である最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る結果となる。また、この感度解析結果と判断基準との間には、解析コードの不確かさのうち1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の不確かさによる影響(約0.6MPa)を上回る裕度がある。</p> <p>なお、ここで想定した感度解析条件は、解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づくものであるが、不確かさのうち初期定常誤差(炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力)、ドブブラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果の不確かさについては、それぞれが独立したパラメータであり、これらの不確かさの全てが同時に1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用する可能性は小さい。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

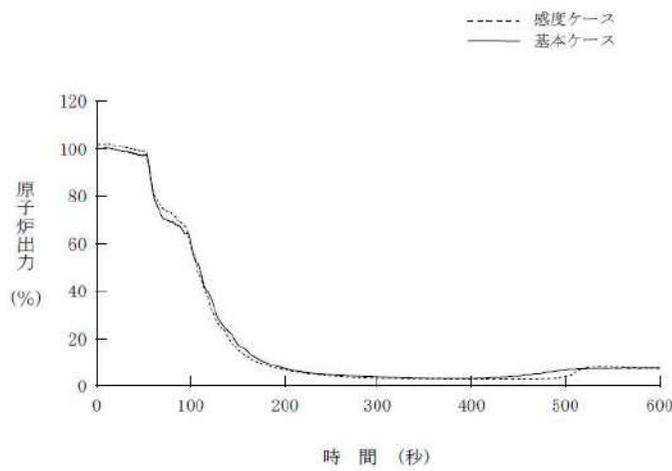
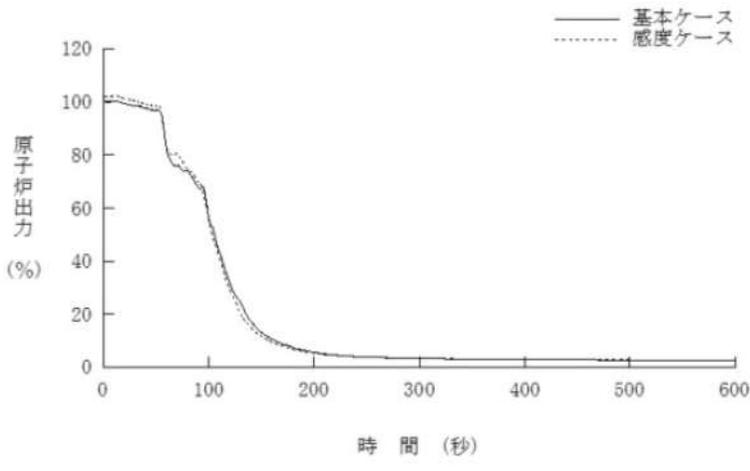
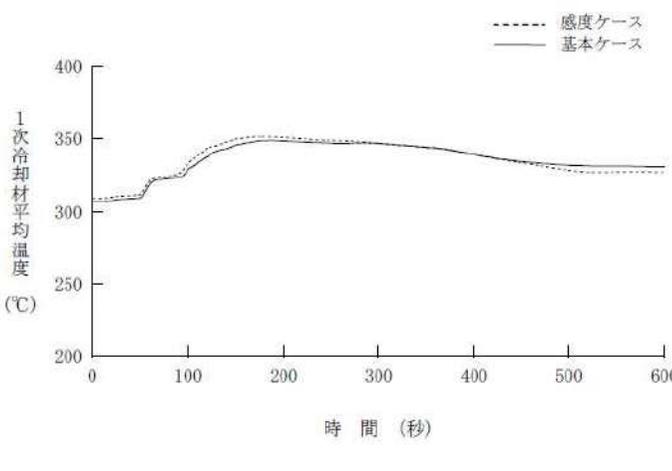
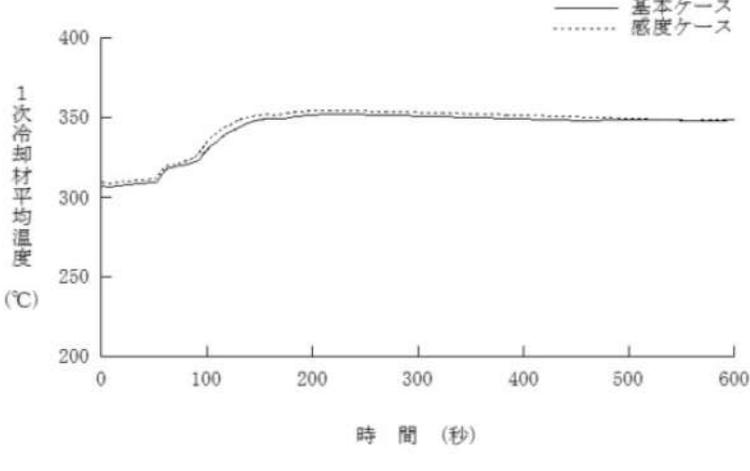
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>2. まとめ</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、入力条件の不確かさのうち最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を考慮しており、その他の不確かさについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、最適評価条件としたものとしているが、その他の入力条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定においても、原子炉停止機能喪失事象における原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認した。</p> <p>表1 感度解析における解析コード及び解析条件の不確かさの取扱い</p> <table border="1" data-bbox="235 518 945 1321"> <thead> <tr> <th>解析コードの不確かさ</th> <th>解析条件の不確かさ</th> <th>感度解析での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドブプラ反応度帰還効果</td> <td>±10%</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>減速材反応度帰還効果</td> <td>±3.6pcm/°C</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>±2°C</td> <td>±2.2°C</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>—</td> <td>±2%</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>±0.2MPa</td> <td>±0.21MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 代表4ループによる評価結果に基づくものであり、加圧器安全弁開度の余裕の違いにより、1次冷却材温度の不確かさによる1次冷却材圧力への影響は若干変動すると考えられるが、その変動は解析結果と判断基準の余裕に比べれば小さいものである。</p>	解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い	ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき	減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき	1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C	炉心熱出力	—	±2%	1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa	<p>2. まとめ</p> <p>原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、入力条件の不確かさのうち最も評価指標への影響が大きいMTC初期値に保守性を考慮しており、その他の不確かさについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、最適評価条件としたものとしているが、その他の入力条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定においても、原子炉停止機能喪失事象における原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認した。</p> <p>表1 感度解析における解析コード及び解析条件の不確かさの取扱い</p> <table border="1" data-bbox="1187 518 1832 1321"> <thead> <tr> <th>解析コードの不確かさ</th> <th>解析条件の不確かさ</th> <th>感度解析での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドブプラ反応度帰還効果</td> <td>±10%</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>減速材反応度帰還効果</td> <td>±3.6pcm/°C</td> <td>取替炉心毎のばらつき</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>±2°C</td> <td>±2.2°C</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>—</td> <td>±2%</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>±0.2MPa</td> <td>±0.21MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 代表4ループによる評価結果に基づくものであり、加圧器安全弁開度の余裕の違いにより、1次冷却材温度の不確かさによる1次冷却材圧力への影響は若干変動すると考えられるが、その変動は解析結果と判断基準の余裕に比べれば小さいものである。</p>	解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い	ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき	減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき	1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C	炉心熱出力	—	±2%	1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa	<p>記載表現の相違          ・泊は最初に読み替えを実施</p>
解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い																																				
ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき																																				
減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき																																				
1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C																																				
炉心熱出力	—	±2%																																				
1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa																																				
解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い																																				
ドブプラ反応度帰還効果	±10%	取替炉心毎のばらつき																																				
減速材反応度帰還効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎のばらつき																																				
1次冷却材平均温度	±2°C	±2.2°C																																				
炉心熱出力	—	±2%																																				
1次冷却材圧力	±0.2MPa	±0.21MPa																																				

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																														
<p>表2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="253 526 936 758"> <thead> <tr> <th>減速材 温度係数 初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.4MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p> <p>表3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="253 938 936 1169"> <thead> <tr> <th>減速材 温度係数 初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.9MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.6MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C、1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。</p>	減速材 温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値	-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]	減速材 温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値	-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]	-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]	<p>表2 初期MTCの評価結果（核的不確かさ含まず）</p> <table border="1" data-bbox="1124 240 1897 392"> <thead> <tr> <th>燃焼度時点</th> <th>ウラン平衡炉心</th> <th>MOX平衡炉心</th> <th>取替炉心の例 (第2サイクル)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サイクル初期</td> <td>-30.1pcm/°C</td> <td>-34.6pcm/°C</td> <td>-25.0pcm/°C</td> </tr> </tbody> </table> <p>表3 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1131 477 1883 700"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>MTC初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.8MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、下記を考慮した。          炉心熱出力：定格値+2%          1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C          1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p> <p>表4 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1131 890 1890 1114"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>MTC初期値</th> <th>ドップラ効果</th> <th>初期定常誤差</th> <th>原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基本ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-18pcm/°C</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する*</td> <td>約 19.7MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：初期定常誤差として、下記を考慮した。          炉心熱出力：定格値+2%          1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C          1次冷却材圧力：定格値+0.21MPa</p>	燃焼度時点	ウラン平衡炉心	MOX平衡炉心	取替炉心の例 (第2サイクル)	サイクル初期	-30.1pcm/°C	-34.6pcm/°C	-25.0pcm/°C	解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]	感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.8MPa[gage]	解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値	基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]	感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.7MPa[gage]	<p>記載方針の相違</p>
減速材 温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値																																																													
-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																													
-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]																																																													
減速材 温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値																																																													
-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]																																																													
-16pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]																																																													
燃焼度時点	ウラン平衡炉心	MOX平衡炉心	取替炉心の例 (第2サイクル)																																																													
サイクル初期	-30.1pcm/°C	-34.6pcm/°C	-25.0pcm/°C																																																													
解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値																																																												
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]																																																												
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.8MPa[gage]																																																												
解析ケース	MTC初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値																																																												
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.8MPa[gage]																																																												
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.7MPa[gage]																																																												

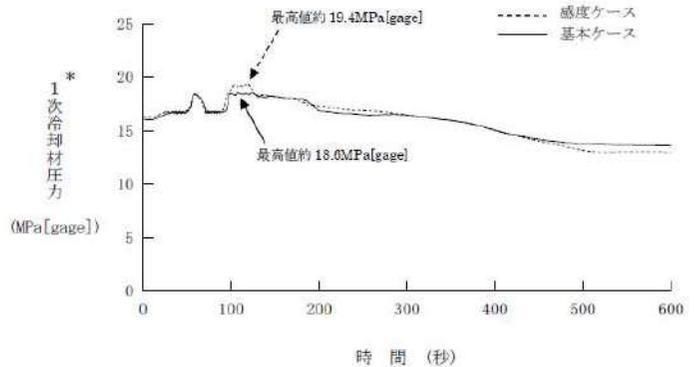
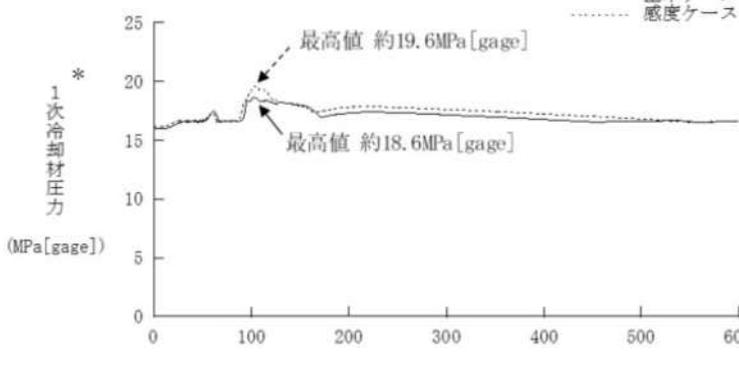
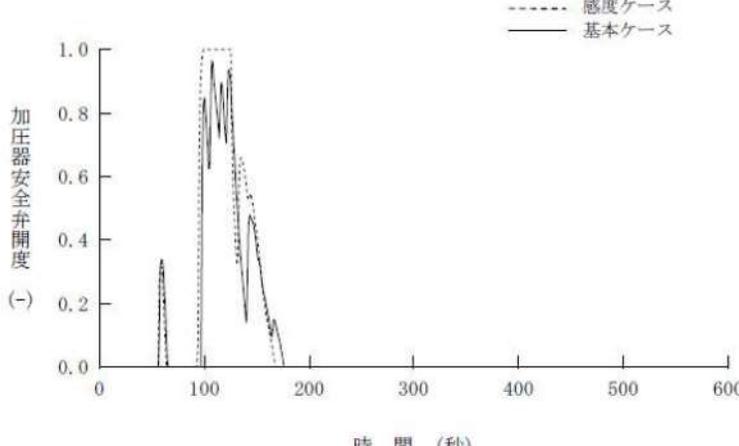
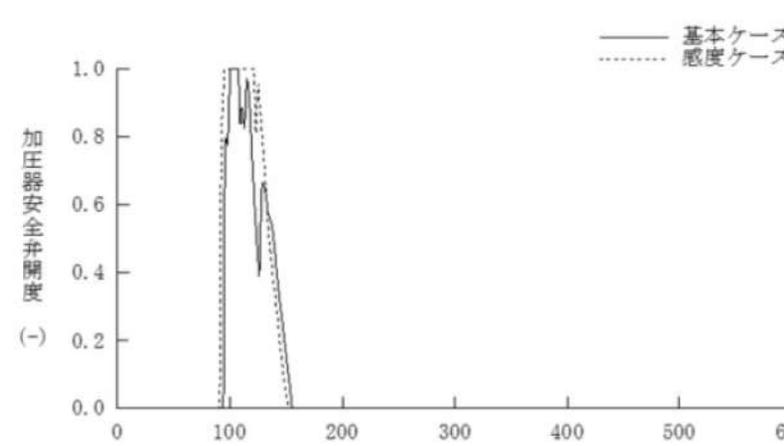
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 原子炉出力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p>図1 原子炉出力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	
 <p>図2 1次冷却材平均温度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p>図2 1次冷却材平均温度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 **原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価**において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p>図3 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）</p>	
 <p>図4 加圧器安全弁開度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	 <p>図4 加圧器安全弁開度の推移比較（主給水流量喪失）</p>	

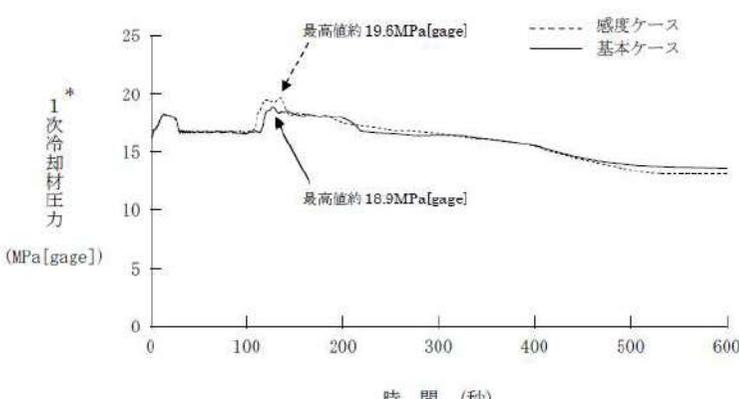
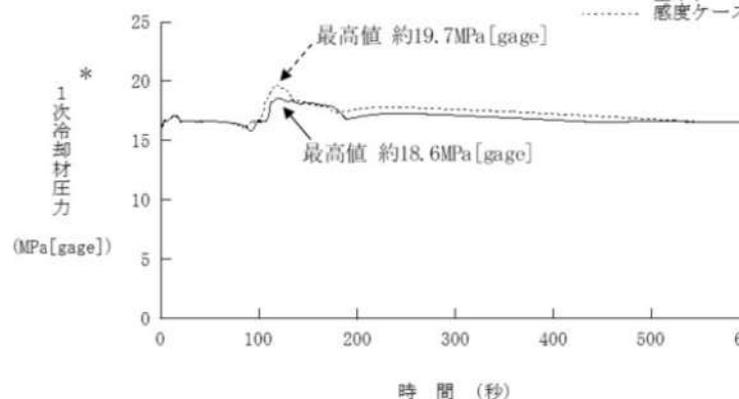
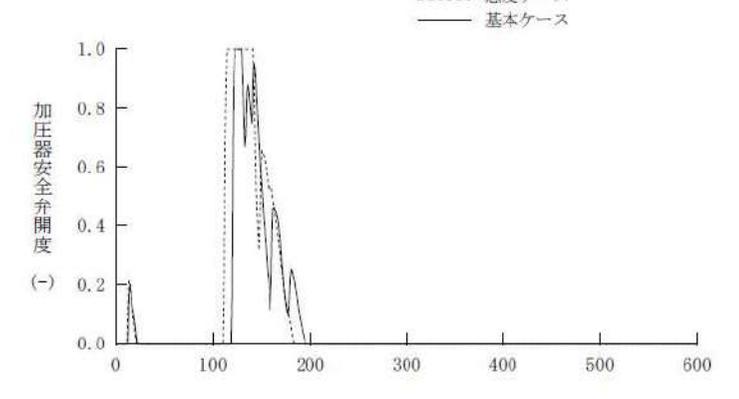
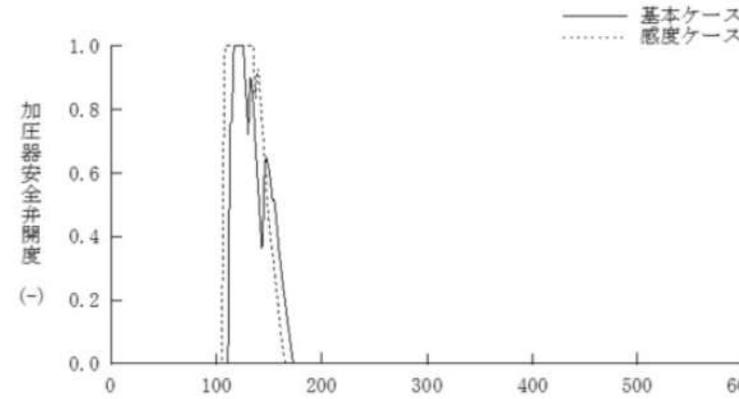
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5 原子炉出力の推移比較（負荷の喪失）</p>	<p>図5 原子炉出力の推移比較（負荷の喪失）</p>	
<p>図6 1次冷却材平均温度の推移比較（負荷の喪失時）</p>	<p>図6 1次冷却材平均温度の推移比較（負荷の喪失時）</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失 (添付資料 7.1.5.10 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図7 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）</p> <p>*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示</p>	 <p>図7 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）</p> <p>*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示</p>	
 <p>図8 加圧器安全弁開度の推移比較（負荷の喪失）</p>	 <p>図8 加圧器安全弁開度の推移比較（負荷の喪失）</p>	
<p>以上</p>		

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【「2次冷却系からの除熱機能喪失」の添付資料 2.1.12 を参照しているため、参考までに添付資料 2.1.12 を記載】</p> <p>添付資料 2.1.12</p> <p>燃料評価結果について</p>	<p>添付資料 7.1.5.11</p> <p>水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）</p> <p>1. 水源に関する評価（蒸気発生器注水）</p> <p>重要事故シーケンス</p> <p>【主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗】及び【負荷の喪失+原子炉トリップ失敗】</p> <p>○水源                  補助給水ピット：570m<sup>3</sup>（有効水量）</p> <p>○水使用パターン                  補助給水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器への必要注水量を以下に示す。</p> <p>【必要注水量内訳】注水温度 40℃</p> <p>① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去 : 11.6m<sup>3</sup>                  （原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他）</p> <p>② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去 : 156.5m<sup>3</sup>                  （1次冷却材及び蒸気発生器保有水量等の顕熱）</p> <p>③ 蒸気発生器水位回復 : 104.4m<sup>3</sup></p> <p>上記①～③の合計 : 249.3m<sup>3</sup></p> <p>④ 崩壊熱除去 : 320.7m<sup>3</sup></p> <p>800 700 600 500 400 300 200 100 0</p> <p>補助給水ピット容量 (有効水量) 570m<sup>3</sup></p> <p>249.3m<sup>3</sup> (①+②+③)</p> <p>補助給水量 320.7m<sup>3</sup> (④)</p> <p>伊停止後経過時間 [h]</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・水源評価に関しては大飯は本文のみに記載し、泊は添付資料に詳細に記載</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																			
<p>1. 燃料消費に関する評価（2次冷却系からの除熱機能喪失）                      重要事故シーケンス【主給水流量喪失+補助給水機能喪失】</p> <p>プラント状況：3、4号炉運転中。                      事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機から給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合を想定する。</p>	<p>補助給水ピットの有効水量570m<sup>3</sup>から、1次冷却材系統を出力運転状態から170℃まで減温するために必要な給水量等（249.3m<sup>3</sup>）を差し引き、崩壊熱除去に使用可能な水量（320.7m<sup>3</sup>）を求め、崩壊熱曲線から使用可能水量が枯渇する時間を評価すると7.4時間後となる。</p> <p>○水源評価結果                      事故後、7.4時間までに、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うことにより、対応可能である。                      7.4時間までに、可搬型大型送水ポンプ車により補給が可能なことは成立性評価（所要時間）にて確認した。</p> <p>2. 燃料消費に関する評価                      重要事故シーケンス                      【主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗】及び【負荷の喪失+原子炉トリップ失敗】</p> <p>事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。</p>	<p>設計の相違                      記載表現の相違（女川実績の反映）</p>																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th>号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時系列 事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ</td> <td>非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ</td> <td>緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761ℓ</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761ℓ</td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能</td> <td>4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table>	燃料種別	重油		号炉	3号炉	4号炉	時系列 事象発生直後～7日間（=168h）	非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ	非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ	合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761ℓ	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761ℓ	結果	3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能	<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>時系列 事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>ディーゼル発電機 （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） <math display="block">V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}</math> <math display="block">= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}</math> = 約527.1kℓ</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約（24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台）×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ</td> </tr> <tr> <td>事象発生7h後～14h後（=7h） &lt;補助給水ピットへの注水&gt;</td> <td>可搬型大型送水ポンプ車（1台）起動。 燃費約72ℓ/h(最大負荷) ×1台×7h=約0.5kℓ</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約535.0kℓ</td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ディーゼル発電機重油消費量計算式</p> $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$ <table border="1"> <tr> <td>V：重油必要容量(kℓ)</td> <td>N：発電機定格出力(kW) = 5,600</td> </tr> <tr> <td>H：運転時間(h) = 168(7日間)</td> <td>γ：燃料油の密度(kg/kℓ) = 825</td> </tr> <tr> <td>c：燃料消費率(kg/kW・h) = 0.2311</td> <td></td> </tr> </table>	燃料種別	軽油	時系列 事象発生直後～7日間（=168h）	ディーゼル発電機 （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kℓ	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約（24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台）×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ	事象発生7h後～14h後（=7h） <補助給水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車（1台）起動。 燃費約72ℓ/h(最大負荷) ×1台×7h=約0.5kℓ	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約535.0kℓ	結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能	V：重油必要容量(kℓ)	N：発電機定格出力(kW) = 5,600	H：運転時間(h) = 168(7日間)	γ：燃料油の密度(kg/kℓ) = 825	c：燃料消費率(kg/kW・h) = 0.2311	
燃料種別	重油																																				
号炉	3号炉	4号炉																																			
時系列 事象発生直後～7日間（=168h）	非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ	非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ B-DG：燃費約1,770ℓ/h×168h=約297,360ℓ 合計：約594,720ℓ																																			
事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約3,041ℓ																																			
合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761ℓ	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761ℓ																																			
結果	3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能																																			
燃料種別	軽油																																				
時系列 事象発生直後～7日間（=168h）	ディーゼル発電機 （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ = 約527.1kℓ																																				
事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約（24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台）×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ																																				
事象発生7h後～14h後（=7h） <補助給水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車（1台）起動。 燃費約72ℓ/h(最大負荷) ×1台×7h=約0.5kℓ																																				
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約535.0kℓ																																				
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能																																				
V：重油必要容量(kℓ)	N：発電機定格出力(kW) = 5,600																																				
H：運転時間(h) = 168(7日間)	γ：燃料油の密度(kg/kℓ) = 825																																				
c：燃料消費率(kg/kW・h) = 0.2311																																					

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p style="text-align: right;">添付資料 2.5.5</p> <p style="text-align: center;">外部電源喪失を想定した場合の感度解析</p> <p>有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなるため、外部電源は喪失しない条件としている。</p> <p>この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。</p> <p>解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。</p> <p>(1) 事象発生直後に再循環ポンプがトリップする。                  (2) 事象発生直後にタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップし、後備の電動機駆動原子炉給水ポンプは起動しない。                  (3) 高圧炉心スプレイ系は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動を考慮した注水遅れを適用する。</p> <p>解析結果を表1及び図1から図6に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。</p> <p style="text-align: center;">表1 解析結果</p> <table border="1" data-bbox="264 938 936 1433"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>感度解析 (外部電源なし)</th> <th>ベースケース (外部電源あり)</th> <th>評価項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 8.50</td> <td>約 9.42</td> <td>10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 0.15</td> <td>約 0.21</td> <td>0.854 MPa[gage] (限界圧力)を下回る</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温 (°C)</td> <td>約 102</td> <td>約 116</td> <td>200°C (限界温度)を下回る</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度 (°C)</td> <td>約 730 (18ノード)</td> <td>約 961 (14ノード)</td> <td>1,200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.50	約 9.42	10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る	格納容器圧力 (MPa[gage])	約 0.15	約 0.21	0.854 MPa[gage] (限界圧力)を下回る	サブプレッションプール水温 (°C)	約 102	約 116	200°C (限界温度)を下回る	燃料被覆管最高温度 (°C)	約 730 (18ノード)	約 961 (14ノード)	1,200°C以下	燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.5.12</p> <p style="text-align: center;">外部電源喪失を想定した場合の感度解析</p> <p>有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、1次冷却材ポンプの運転を継続するほうが、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、外部電源は喪失しない条件としている。</p> <p>この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、事象発生時点で外部電源の喪失を仮定すると、結局、「外部電源喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」となり、解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。</p> <p>(1) 事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする。</p> <p>解析結果を表1及び図1から図4に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。</p> <p style="text-align: center;">表1 解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1102 948 1908 1353"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>感度解析 (外部電源なし)</th> <th>ベースケース (外部電源あり)</th> <th>評価項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 17.2</td> <td>約 18.6</td> <td>20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度 (°C)</td> <td>約 350</td> <td>約 360</td> <td>1,200°C以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管の酸化量 (%)</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下</td> <td>酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 17.2	約 18.6	20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る	燃料被覆管最高温度 (°C)	約 350	約 360	1,200°C以下	燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下	<p>※新規作成資料</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違                  ・泊は今回の申請で2つの重要事故シーケンスを示している</p> <p>設計の相違</p>
項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 8.50	約 9.42	10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																							
格納容器圧力 (MPa[gage])	約 0.15	約 0.21	0.854 MPa[gage] (限界圧力)を下回る																																							
サブプレッションプール水温 (°C)	約 102	約 116	200°C (限界温度)を下回る																																							
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 730 (18ノード)	約 961 (14ノード)	1,200°C以下																																							
燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下																																							
項目	感度解析 (外部電源なし)	ベースケース (外部電源あり)	評価項目																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage])	約 17.2	約 18.6	20.592MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)を下回る																																							
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 350	約 360	1,200°C以下																																							
燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下																																							

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 中性子束及び炉心流量の推移</p>	<p>図1 原子炉出力の推移</p>	
<p>図2 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移</p>	<p>図2 1次冷却材平均温度の推移</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移</p>	<p>図3 1次冷却材圧力の推移</p>	
	<p>図3 1次冷却材圧力の推移</p>	
<p>図4 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外水位）の推移</p>		

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失（添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. サプレッションプール水温(°C)                  2. 格納容器圧力(×0.005MPa[gage])</p> <p>最高温度約102°C, 約39分後</p> <p>出力の低下に伴い、上昇率は緩和</p> <p>ほう酸水注入による出力低下及び残留熱除去系によるサプレッションプール水冷却により減少傾向</p> <p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）作動により蒸気がサプレッションチェンバへ流出し、温度及び圧力が上昇</p> <p>最高圧力約0.15MPa[gage], 約39分後</p> <p>事象発生からの時間 (min)</p>	<p>—— 燃料実効温度 (炉心平均)                  - - - 燃料被覆管温度 *                  ····· 1次冷却材温度 (炉心平均)</p> <p>原子炉出力低下に伴う温度低下</p> <p>約350°C (約16秒)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。</p>	
<p>図5 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移</p>		
<p>燃料被覆管温度 (18ノード) (°C)</p> <p>出力上昇による沸騰遷移により燃料被覆管温度は上昇</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生 (約730°C, 約18秒後)</p> <p>出力低下に伴い燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管温度が低下</p> <p>事象発生からの時間 (s)</p> <p>7スベーク                  6スベーク                  5スベーク                  4スベーク                  3スベーク                  2スベーク                  1スベーク</p> <p>スベーク位置とノードの関係 (●が各ノードを示す)</p> <p>※ 17ノード位置では沸騰遷移は発生していない。</p>		
<p>図6 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>図4 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移</p>	

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性	添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料2.5.2 安定状態について	添付資料 7.1.5.8 安定状態について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、安定状態の考え方は女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
添付資料2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉停止機能喪失)	添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉停止機能喪失)	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、操作条件の不確かさの考え方は女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
添付資料2.5.4 リュウットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響		×	×	ATWS事象のリュウットはBWR特有の事象であり泊のATWS事象では考慮不要のためまとめ資料の作成は不要と判断		
添付資料2.5.5 外部電源喪失を想定した場合の感度解析	添付資料7.1.5.10 外部電源喪失を想定した場合の感度解析	×⇒○	×⇒○		まとめ資料：改めて女川の添付資料の内容を確認し、泊にも同様の資料が必要と判断したため 比較表：まとめ資料を新規に作成するに当たり、女川の添付資料の内容をベースとしたことから比較表を作成	
添付資料2.5.6 注水温度に関する感度解析		×	×	泊のATWS事象では減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制しプラントを安定させるため炉心注水は実施しない。このため、まとめ資料の作成は不要と判断		
添付資料2.5.7 格納容器除熱に関する感度解析		×	×	泊のATWS事象では加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。このため、まとめ資料の作成は不要と判断		
添付資料2.5.8 SLC 起動を手動起動としていることについての整理		×	×	泊では緊急ほう酸濃縮は解析上考慮しておらず、濃縮操作も通常の運転操作であることからまとめ資料の作成は不要と判断		
添付資料2.5.9 7日間における水源、燃料評価結果について(原子炉停止機能喪失)	添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について(原子炉停止機能喪失)	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置(NIS)追従性と運転操作について	○	×⇒○			
	添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント安定後から事象収束までの運転操作の成立性について	○	×⇒○			
	添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(原子炉停止機能喪失)	○	×⇒○			
	添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について	○	×⇒○			
	添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗)における反応度フィードバックについて	○	×⇒○			
	添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について	○	×⇒○			
	添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力パワンドリにかかるとの圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について	○	×⇒○			