

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE715-9 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

7.1.5 原子炉停止機能喪失

令和4年8月
北海道電力株式会社

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

7.1.5 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	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
比較結果等を取りまとめた資料				
1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯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				
2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
事故シーケンスグループの特徴	原子炉の出力運転中に、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。	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。	差異なし （泊と大飯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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
項目	大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
炉心損傷防止対策	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。	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。	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。	差異なし （ATWS 緩和設備の名称が異なるが、炉心損傷防止対策としては同一）
重要事故シーケンス	<ul style="list-style-type: none"> 「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)	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 18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[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、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	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
	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 18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[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、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	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
2-4) 主な差異				
項目	大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
解析条件（減速材温度係数初期値）	-16pcm/℃	-18pcm/℃	-13pcm/℃（標準値）	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
2-5) 差異の識別の省略				
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 1次系（泊、高浜） ⇔ 1次冷却系（大飯） ➤ 2次系（泊、高浜） ⇔ 2次冷却系（大飯） ➤ ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（泊） ⇔ MOX 燃料（高浜） 				

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

7.1.5 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	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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、「原子炉トリップが必要な起回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) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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。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、本事故シーケンスグループでは、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</p>	<p>7.1.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>7.1.5.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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、「原子炉トリップが必要な起回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) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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。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、本事故シーケンスグループでは、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。長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保</p>	<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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、「原子炉トリップが必要な起回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) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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。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、本事故シーケンスグループでは、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。長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を</p>	<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、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) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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。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>本事故シーケンスグループは、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ケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉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、本事故シーケンスグループでは、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</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊では他の事故シーケンスグループ等の記載に合わせて、</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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って除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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>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</p>	<p>し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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>対策の概略系統図を第 7.1.5.1 図に、対応手順の概要を第 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うち「7.1.5.2(1) 有効性評価の方法」に示す</p>	<p>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って除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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>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</p>	<p>ほう酸水の注入によって原子炉停止する。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</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。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>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</p>	<p>炉心損傷防止対策の基本的考え方には用いている設備を記載していない。具体的な設備については(3)炉心損傷防止対策に記載する方針。</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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>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>重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計7名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員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>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係わらず、制御棒が原子炉へ挿入されないことが原子炉トリップ遮断器表示「入」又は制御棒炉底位置表示不点灯により確認され、出力領域中性子束指示が5%以上又は中間領域起動率指示が正である場合には、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>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係わらず、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>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>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>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</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では制御棒が挿入されない場合の確認事項を明確化</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>(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>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>(添付資料 7.1.5.1)</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（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>緊急ほう酸濃縮に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。</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>(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>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、ドライウエル圧力高（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>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、主復水器ホットウエ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</p>	<p>【高浜】 設備名称の相違</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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</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>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>長期対策として、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</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>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</p>	<p>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。自動減圧系作動阻止機能作動の確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</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</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> <p>【大飯、高浜】 運用の相違</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>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次冷却材温度（広域－高温側）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。また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 7.1.5.2)</p>	<p>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>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>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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り、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、ドブブラ反応度帰還効果、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。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める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時</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>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り、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、ドブブラ反応度帰還効果、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。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める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間</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り、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、ドブブラ反応度帰還効果、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。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める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時</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・ドブブラ/ボロン）、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ブプレッション・プール水冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント動特性解析コード 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、サブ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める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>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量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>本重要事故シークエ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、本重要事故シークエ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>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、</p>	<p>間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>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量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>本重要事故シークエ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、本重要事故シークエ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>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</p>	<p>間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>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量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>本重要事故シークエ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、本重要事故シークエ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>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</p>	<p>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>本重要事故シークエ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、本重要事故シークエ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>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p>

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

7.1.5 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	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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/℃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/℃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/℃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 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>(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。</p> <p>(添付資料 1.5.2)</p> <p>b. 事故条件 (a) 起因事象</p>	<p>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/℃を設定する。</p> <p>(e) ドップラ特性 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>(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。</p> <p>(添付資料6.5.2, 7.1.5.4, 7.1.5.5)</p> <p>b. 事故条件 (a) 起因事象</p>	<p>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/℃(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 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>(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。</p> <p>(添付資料 1.5.2、2.5.4、2.5.5)</p> <p>b. 事故条件 (a) 起因条件</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/℃に設定</p> <p>【大飯】 記載方針の相違</p> <p>【大飯】 記載箇所の相違 ・大飯の添付資料2.5.4は泊の(f)項に引用</p> <p>【大飯】 設計の相違 ・大飯はMOX燃料を装荷しない</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ない。(大飯と同様)</p>	

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

7.1.5 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	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、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、圧力評価上厳しくなる。</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>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、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、圧力評価上厳しくなる。</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>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、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、圧力評価上厳しくなる。</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 1. 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 11. 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 i11. 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>(d) 外部電源 外部電源は使用できるものとする。外部電源がある場合、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。</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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</p> <p>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、「蒸気発生器水位低」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</p> <p>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</p> <p>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 4 基の蒸気発生器に合計 370m³/h の流量で注水するものとする。</p>	<p>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</p> <p>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「蒸気発生器水位低」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</p> <p>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</p> <p>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 3 基の蒸気発生器に合計 150m³/h の流量で注水するものとする。</p>	<p>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</p> <p>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、「蒸気発生器水位異常低」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</p> <p>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</p> <p>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 3 基の蒸気発生器に合計 280m³/h の流量で注水するものとする。</p>	<p>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</p> <p>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</p> <p>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一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</p> <p>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) にて、原子炉冷却材圧力パ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、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</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</p>	<p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違</p>

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

7.1.5 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	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>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、 90.8m³ / 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) 高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル2）又はドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、 0m³ / h～1,190m³ / h（9.07MPa[dif]～0MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>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（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 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（サプレッションプール水冷却モード）</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 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>(3) 有効性評価の結果 a. 主給水流量喪失 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</p>	<p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 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>(3) 有効性評価の結果 a. 主給水流量喪失 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</p>	<p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 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>(3) 有効性評価の結果 a. 主給水流量喪失 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</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 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。 (a) 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分間経過した時点（事象発生約11分後）で実施する。 (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。 (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、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 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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>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7.1.5.6図から第7.1.5.12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>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>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>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、熱伝達係数及びブ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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(添付資料 2.5.5、2.5.6、2.5.7)</p>	<p>(添付資料 7.1.5.5、7.1.5.6、7.1.5.7)</p>	<p>(添付資料 2.5.5、2.5.6、2.5.7)</p>	<p>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エルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプが</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(b) 評価項目等</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>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</p>	<p>(b) 評価項目等</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]であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.592MPa[gage]) を下回る。</p> <p>燃料被覆管温度は第 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、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い</p>	<p>(b) 評価項目等</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>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</p>	<p>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。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。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バ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</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違 【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相違が多い</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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>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2.5.8図及び第2.5.9図に示すとおり、事象発生の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</p>	<p>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>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 0.241MPa[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未臨界を確保した後、1次系の減温、減圧を行い、事象発生の約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。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安</p>	<p>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>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2.5.2.2図及び第2.5.2.3図に示すとおり、事象発生の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</p>	<p>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、逃がし安全弁の動作により、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。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>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>【大飯】 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>【大飯、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、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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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2.5.19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</p>	<p>定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.5.8)</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>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若しくは復水器の故障に伴う主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下を</p>	<p>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>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</p>	<p>【大飯】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊は炉心設計に基づき-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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>(b) 評価項目等</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>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>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</p>	<p>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>(b) 評価項目等</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]であり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.592MPa[gage])を下回る。</p> <p>燃料被覆管温度は第 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、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>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 0.241MPa[gage]、約 124℃にとどまる。このため、本事象におい</p>	<p>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>(b) 評価項目等</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>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>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</p>	<p>差異の説明</p> <p>【高浜】 解析結果の相違</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余裕が多い</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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、事象発生後の約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後の約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/°Cとした場合については、原子炉冷却材圧力パ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>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未臨界を確保した後、1次系の減温、減圧を行い、事象発生後の約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後の約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。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7.1.5.8)</p>	<p>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、事象発生後の約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>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯、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】 記載方針の相違 ・泊は炉心設計H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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</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、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。</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</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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</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、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。</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</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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</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、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。</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</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、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。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、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。</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めに評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>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>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>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に設定するため、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>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。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大き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M CPRの許容限界値（以下「SLM CPR」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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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</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)</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</p>	<p>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>(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管温度を高めめに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めめに評価することから、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めに設定することにより燃料被覆管温度を高めめに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めめに評価することから、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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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ッ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、</p>	<p>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ッ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</p>	<p>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ッ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</p>	<p>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>【高詞】 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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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±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</p>	<p>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±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</p>	<p>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±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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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。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>(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</p>	<p>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。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、ドップラ特性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>(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。</p>	<p>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。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</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。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>(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</p>	<p>差異の説明</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大飯と同様）</p> <p>【大飯】 評価方針の相違 ・泊では崩壊熱は事象進展に優位な影響を与えると考えられるため影響評価を実施（伊方と同様）</p> <p>【女川】 運転員等操作の相違 ・PWRでは運手人頭操作はないが、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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>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>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>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</p>	<p>差異の説明</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>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、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、動的ドブプ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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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</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</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</p>	<p>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>(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、事象発生の</p>	

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

7.1.5 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	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>ドップラ特性は、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、ドップラ特性を最確値とした場合において、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「2.5.3(3) 感度解析」にて確認する。</p>	<p>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>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>ドップラ特性は、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、ドップラ特性を最確値とした場合において、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</p>	<p>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>ドップラ特性は、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、ドップラ特性を最確値とした場合において、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</p>	<p>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</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 評価方針の相違 ・崩壊熱は事象進展に優位な影響を</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
	<p>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>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余裕は大きくなる。</p>	<p>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（動的ドブブラ係数）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」）。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>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。</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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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</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、「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、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</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</p>	<p>余裕が大きくなる。</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>(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</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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>一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>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>一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>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（サブレーションプール水温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レー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、サブレー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</p>	<p></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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>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>(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</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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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プ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</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プ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</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、並びにドブプ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</p>	<p>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悪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。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。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</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p>

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

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>「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。</p> <p>(添付資料2.5.9)</p>	<p>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、評価項目となるパラメータは最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を満足できる。</p> <p>(添付資料7.1.5.10)</p>	<p>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。</p> <p>(添付資料2.5.10)</p>	<p>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(サブレー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、本重要事故シナシ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。サブレー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、</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は既許可の設置 変更許可申請書記載 値の相違が多い</p> <p>【大阪、高浜】 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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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、「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>(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>「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到達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地替操作については、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</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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。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>(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。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>(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。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>ヨ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。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。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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
(添付資料 2.5.10)	(添付資料 7.1.5.9)	(添付資料 2.5.11)		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>事故シークエンスグループ「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>事故シークエンスグループ「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、号炉間の事故シークエ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、重要事故シークエンス「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>a. 水源</p> <p>復水ピット (1,035m³：有効水量) を水源とする補助給水ポンプを用い</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>事故シークエンスグループ「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」に示す中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)の合計33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シークエンスグループ「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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>なお、重要事故シークエンス「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>a. 水源</p> <p>補助給水ピット (570m³：有効水量) を水源とする、補助給水ポンプを用い</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>事故シークエンスグループ「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>事故シークエンスグループ「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、号炉間の事故シークエ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、重要事故シークエンス「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>a. 水源</p> <p>復水タンク (646m³：有効水量) を水源とする補助給水ポンプを用いた</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>事故シークエンスグループ「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>事故シークエンスグループ「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>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</p>	<p>【大飯、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大飯、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飯、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> <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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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、事象発生後の約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でも同様の対応である。</p>	<p>た蒸気発生器への注水による2次冷却については、補助給水ピットが枯渇するまでの約7.4時間の対応が可能である。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操作が必要となる。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を用いた補給を行う。</p>	<p>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、事象発生後の約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46m³/h（1台当たり））等による補給を行う。</p>	<p>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840m³の水が必要となる。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m³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でも同様の対応となる。</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 ため給水不要</p> <p>【高浜】 設計の相違</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>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527.1klの軽油が必要となる。</p>	<p>b. 燃料</p> <p>(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>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32kの軽油が必要となる。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。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</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】 設計の相違</p>

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

7.1.5 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	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4klの軽油が必要となる。</p> <p>補助給水ピットへの補給については、事象発生約7時間後から約14時間後までの運転を想定して、7日間の運転継続に約0.5klの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して約535.0klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kl)にて供給可能である。</p>	<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約2.8klの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約453.7klとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量(460kl)にて供給可能である。</p> <p>(b) ガソリン</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</p>	<p>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)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>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違 ・泊は燃料として軽油のみを使用するため、重油とガソリンを使い分ける高浜と比較すると記載が異なるが、実施する内容は同様</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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 2. 1. 12)</p>	<p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料7. 1. 5. 11)</p>	<p>炉については約 680のガソリンが必要となる。</p> <p>2. 5 時間の運転継続に必要なガソリンは、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ソリン 12, 1500にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 2. 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>【高浜】 設計の相違 ・泊は軽油のみを使用する</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊では各設備の設計方針は SA まとめ資料で説明しており改めて有効性評価には記載しない方針 ・緊対所の電源:SA61条にて緊急時対策所用発電機 1台で電源供給可能な容量を有すること</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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。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>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。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、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。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。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（サブプレッションプール水冷却モード）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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。</p> <p>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。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。</p> <p>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、本事故シークエンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シークエンスグループ「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ークエンスに対して有効であり、事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。</p> <p>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。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。</p> <p>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>発電所災害対策要員は、本事故シークエンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、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作動させる 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ークエンスに対して有効であり、事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。</p> <p>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。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。</p> <p>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、本事故シークエンスにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シークエンスグループ「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作動させる 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ークエンスに対して有効であり、事故シークエンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>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ンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>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ことを確認している。</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、選定した重要事故シークエンスに対して有効である</p>	<p>【大阪、高浜】 要員名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文章内で重複する表現のため記載してない（伊方と同様）</p>

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

7.1.5 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	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			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。	

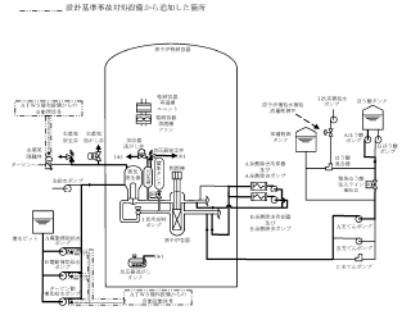
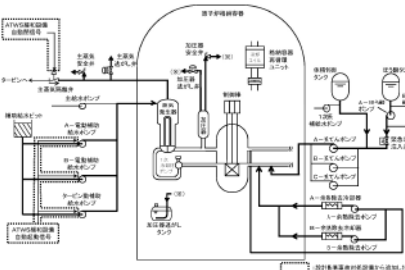
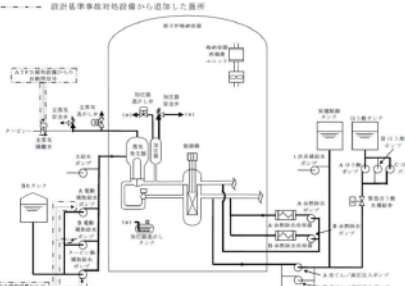
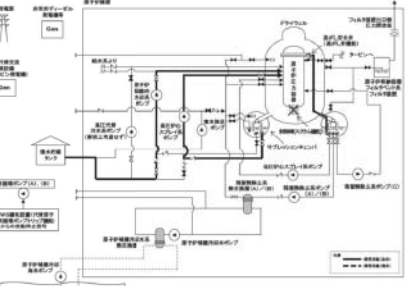
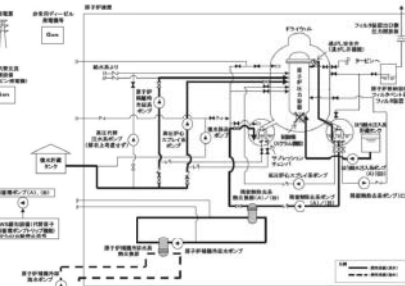
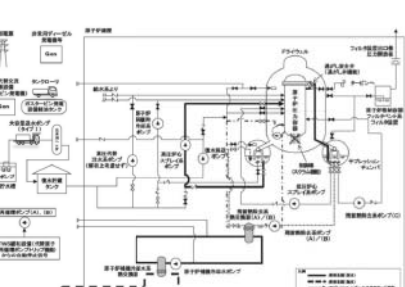
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																																																				
<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>ドブブラ効果</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>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/℃</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℃、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>ドブブラ効果</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>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.9MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>-16pcm/℃</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℃、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	ドブブラ効果	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/℃	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]	-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]	減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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/℃	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]	-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[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="638 295 1041 406"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドブブラ効果</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>-16pcm/℃</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.0Pa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-16pcm/℃</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する^(注1)</td> <td>約 19.0Pa[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="638 502 1041 614"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドブブラ効果</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>-16pcm/℃</td> <td>最確値</td> <td>考慮しない</td> <td>約 18.0Pa[gage]</td> </tr> <tr> <td>感度ケース</td> <td>-16pcm/℃</td> <td>最確値+20%</td> <td>考慮する^(注1)</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	ドブブラ効果	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	-16pcm/℃	最確値	考慮しない	約 18.0Pa[gage]	感度ケース	-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.0Pa[gage]	解析ケース	減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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	-16pcm/℃	最確値	考慮しない	約 18.0Pa[gage]	感度ケース	-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.70Pa[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="1086 311 1512 422"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドブブラ効果</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="1086 518 1512 630"> <thead> <tr> <th>解析ケース</th> <th>減速材温度係数初期値</th> <th>ドブブラ効果</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	ドブブラ効果	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	ドブブラ効果	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>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は先行3ループプラントよりもTavgが高く結果が厳しい傾向となるため、MTC初期値として炉心設計を包絡する-18pcm/℃を用いた解析を実施 ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪、伊方と同様）</p>	
減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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/℃	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]																																																																																					
-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]																																																																																					
減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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/℃	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]																																																																																					
-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]																																																																																					
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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	-16pcm/℃	最確値	考慮しない	約 18.0Pa[gage]																																																																																				
感度ケース	-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.0Pa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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	-16pcm/℃	最確値	考慮しない	約 18.0Pa[gage]																																																																																				
感度ケース	-16pcm/℃	最確値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.70Pa[gage]																																																																																				
解析ケース	減速材温度係数初期値	ドブブラ効果	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	ドブブラ効果	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]																																																																																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第 2.5.1 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>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</p>	 <p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</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) (原子炉減圧及び原子炉注水)</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) (原子炉本監視操作、原子炉注水及び格納容器除熱)</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、格納容器除熱及び原子炉冷却)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

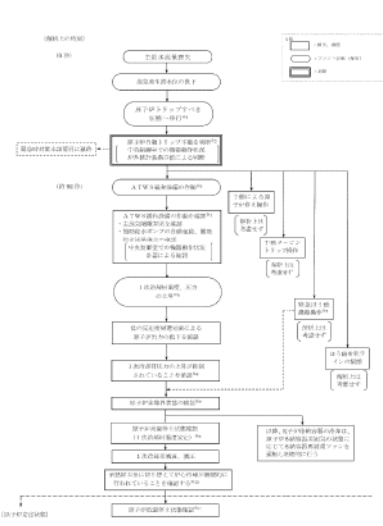
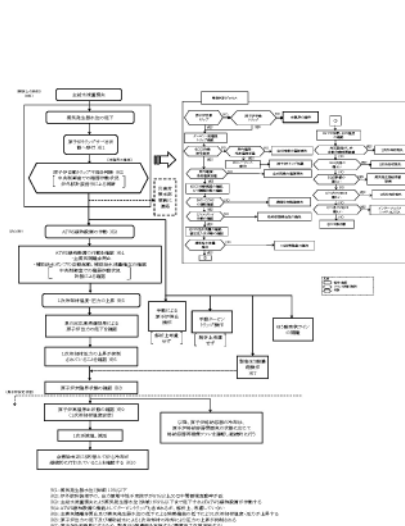
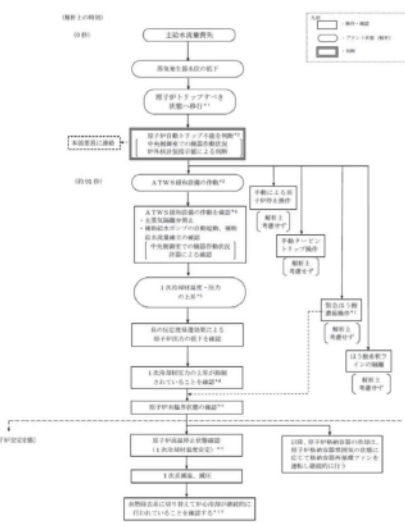
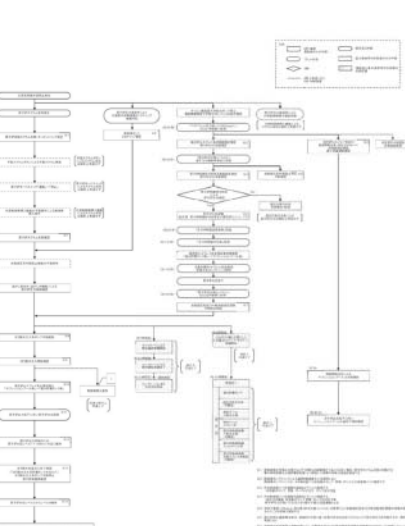
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>設計指針記載状況 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針)</p>	<p>設計指針記載状況 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針)</p>	<p>設計指針記載状況 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針)</p>	<p>設計指針記載状況 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針) 緊急時対応手順(緊急時対応指針)</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>
<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>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>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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <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>① 1 号炉停止機能喪失（注1） ② 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注2） ③ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注3） ④ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注4） ⑤ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注5） ⑥ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注6） ⑦ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注7） ⑧ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注8） ⑨ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注9） ⑩ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注10）</p>	<p>泊発電所3号炉</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象」の事象進展）</p> <p>① 1 号炉停止機能喪失（注1） ② 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注2） ③ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注3） ④ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注4） ⑤ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注5） ⑥ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注6） ⑦ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注7） ⑧ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注8） ⑨ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注9） ⑩ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注10）</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</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>① 1 号炉停止機能喪失（注1） ② 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注2） ③ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注3） ④ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注4） ⑤ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注5） ⑥ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注6） ⑦ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注7） ⑧ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注8） ⑨ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注9） ⑩ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注10）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第 2.5.1 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>① 1 号炉停止機能喪失（注1） ② 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注2） ③ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注3） ④ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注4） ⑤ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注5） ⑥ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注6） ⑦ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注7） ⑧ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注8） ⑨ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注9） ⑩ 1 号炉停止機能喪失発生後、1号炉停止機能喪失発生時の状態（注10）</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>

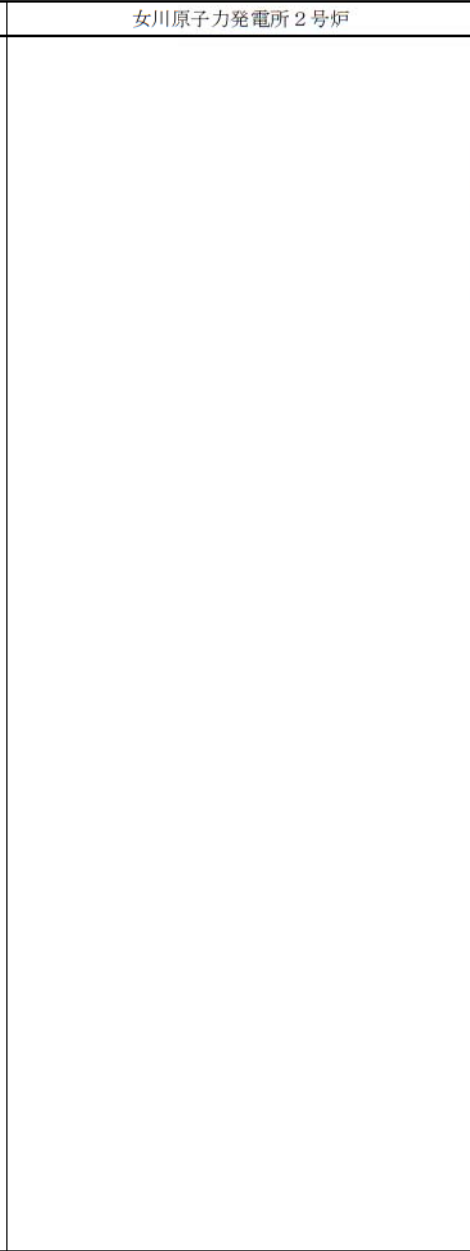
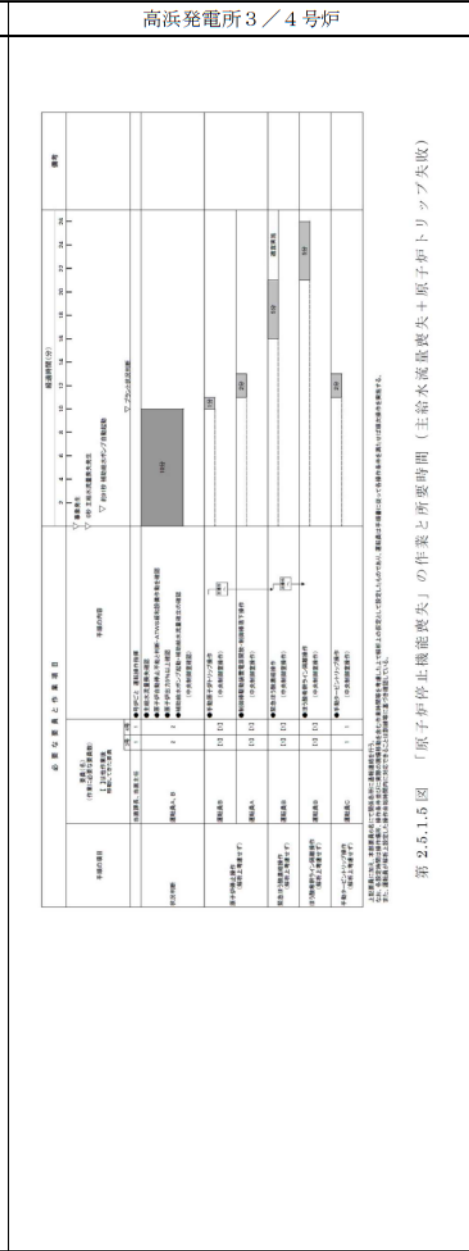
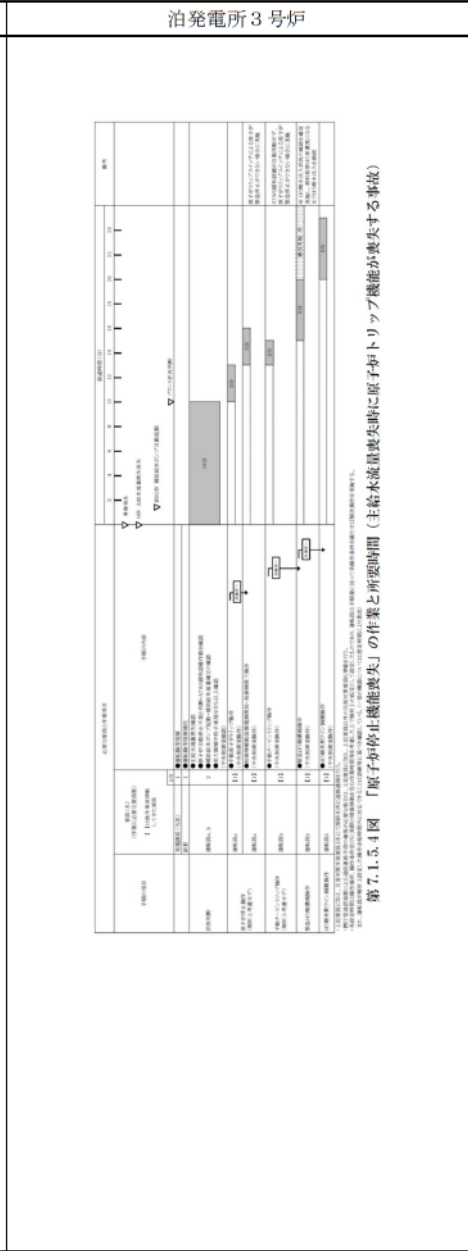
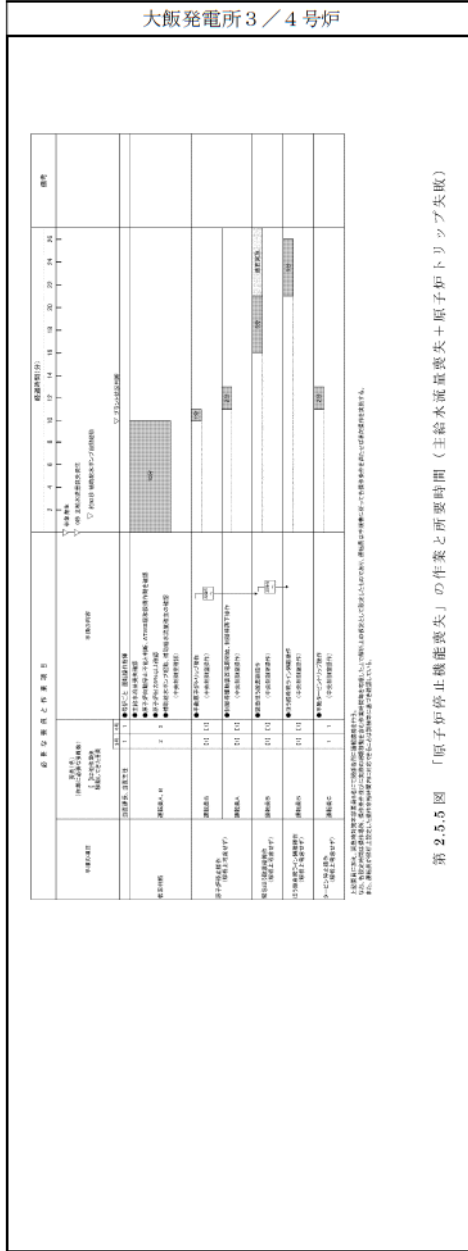
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>図 2.5.4.3 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 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>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>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</p>
<p>第 2.5.4 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>				

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

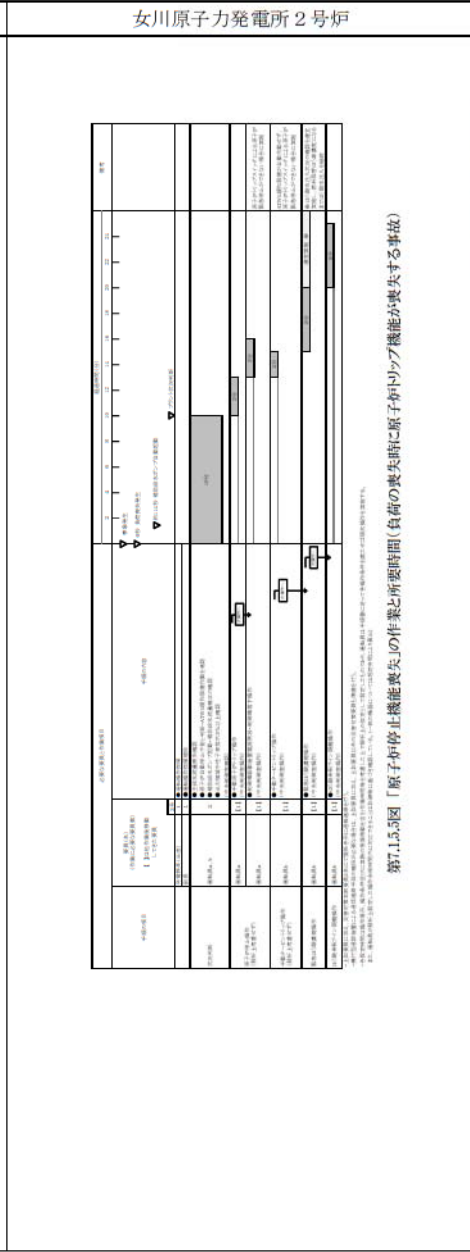
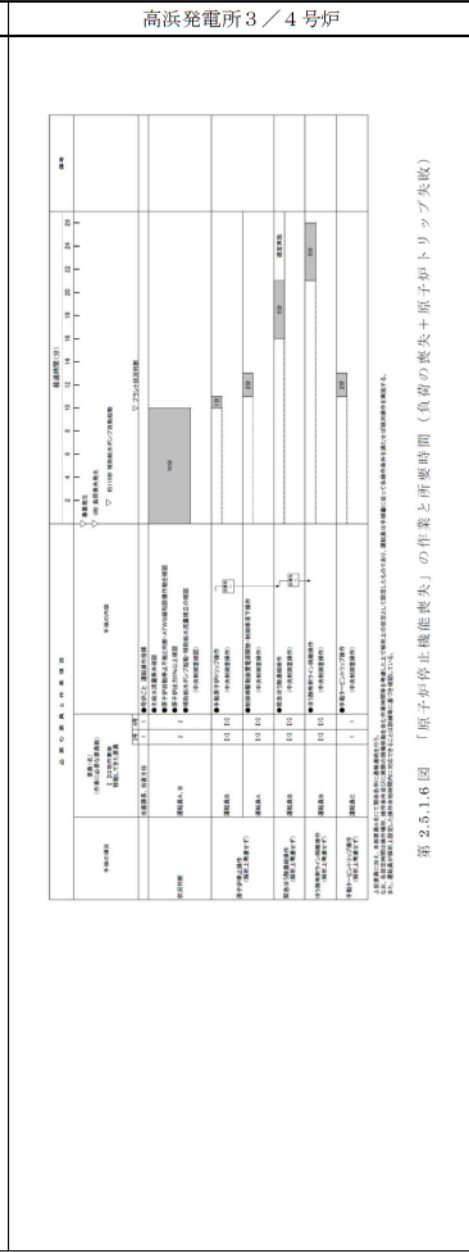
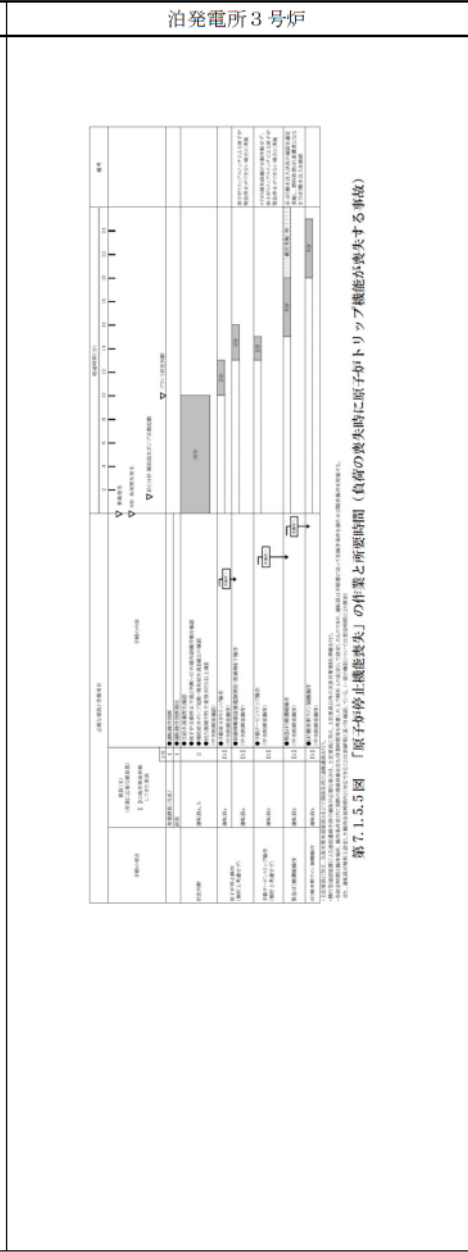
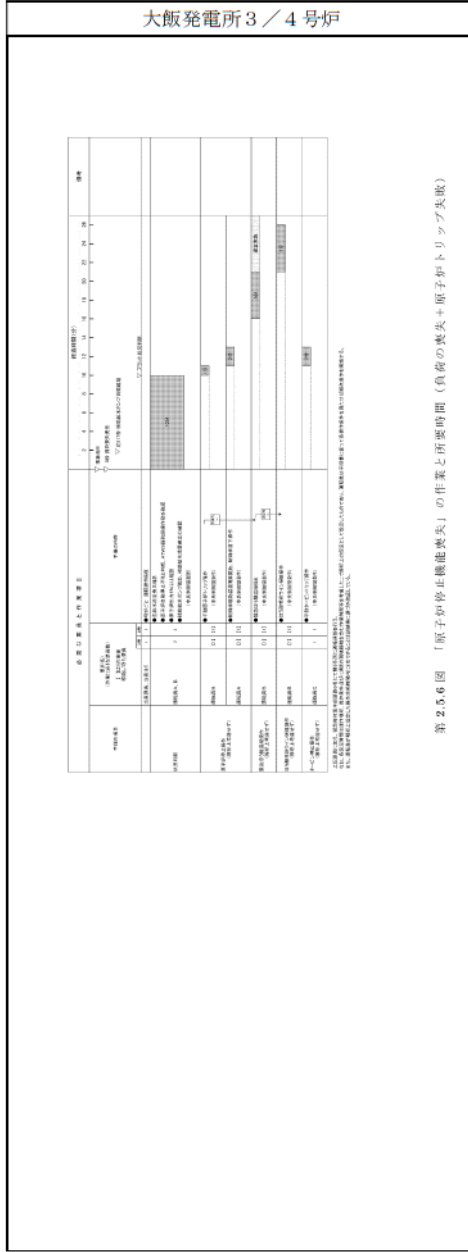


差異の説明

【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

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

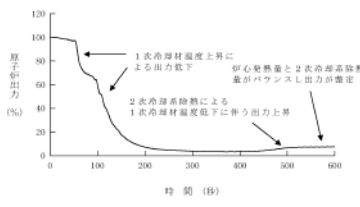
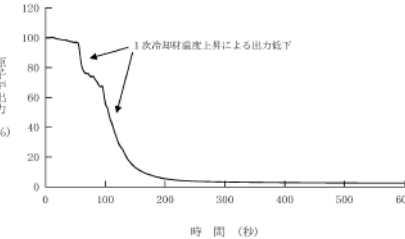
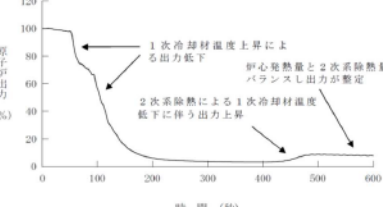
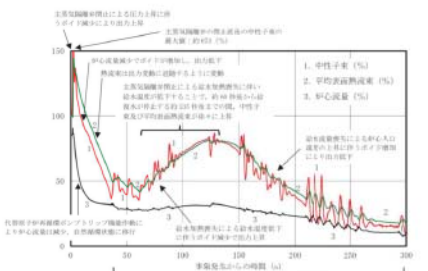
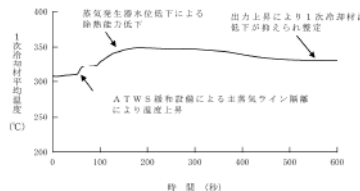
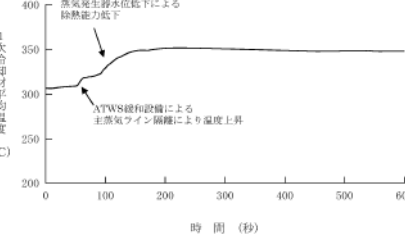
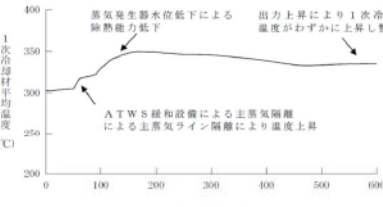
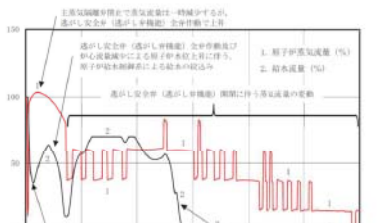


差異の説明

【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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>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>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温度の推移（事象発生から300秒後まで）</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 2.5.8 図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>泊発電所3号炉</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>高浜発電所3 / 4号炉</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>女川原子力発電所2号炉</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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>*：原子炉冷却材圧力パワンドリにかかる圧力の最高値を表示</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>*原子炉冷却材圧力パワンドリにかかる圧力の最高値を表示</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>*：原子炉冷却材圧力パワンドリにかかる圧力の最高値を表示</p>	<p>第 2.5.8 図 透がし安全弁流量及び高圧炉心スプレー系＋原子炉隔離時冷却系流量の推移（事象発生から 300 秒後まで）</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>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

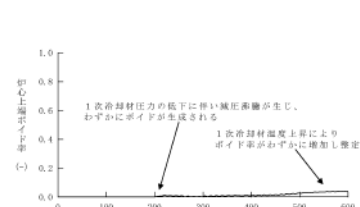
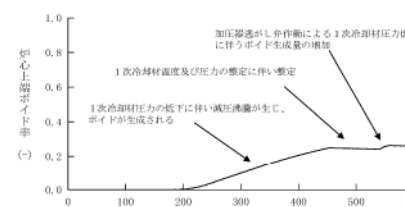
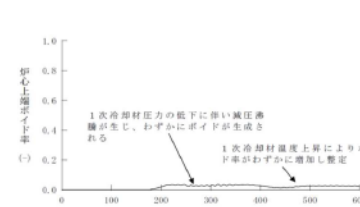
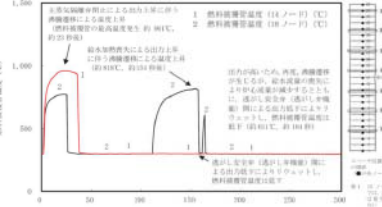
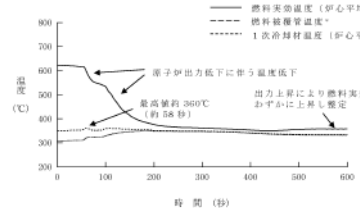
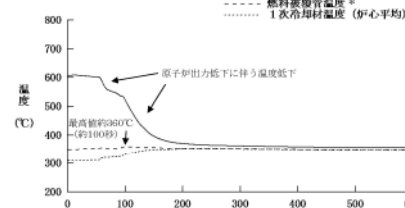
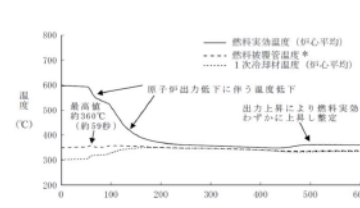
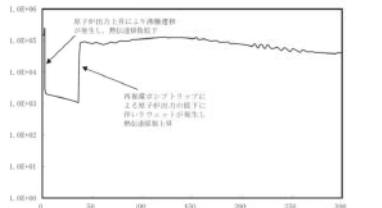
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>大阪発電所3 / 4号炉</p> <p>第 2.5.10 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.1.5.9 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>高浜発電所3 / 4号炉</p> <p>第 2.5.2.4 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 2.5.10 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>【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次冷却剤温度・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>大阪発電所3 / 4号炉</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>泊発電所3号炉</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>高浜発電所3 / 4号炉</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>女川原子力発電所2号炉</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>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・同上</p>

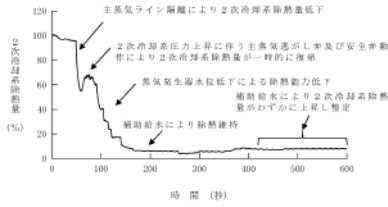
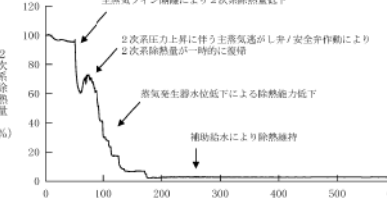
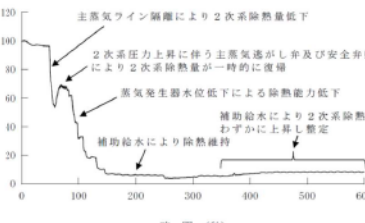
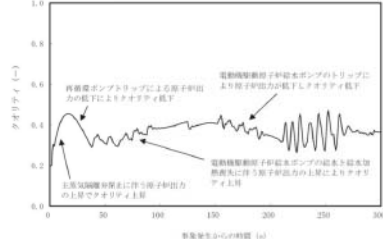
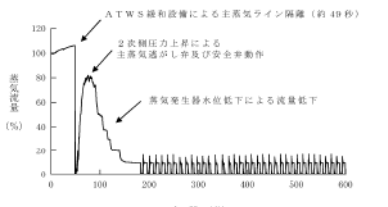
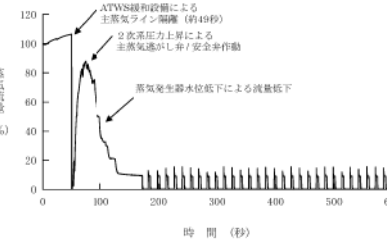
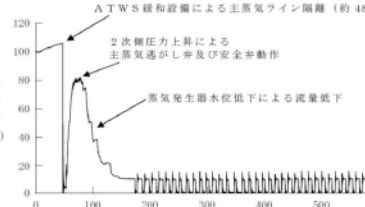
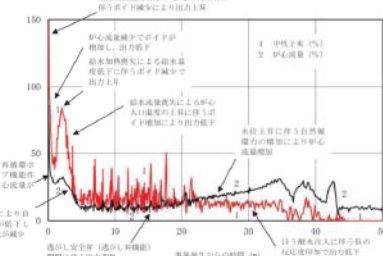
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <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 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 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 2.5.12 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>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は炉心上端ボイド率が 0.4 程度となるが、燃料被覆管温度が有意に上昇せず、炉心露出は発生していないため影響は小さい</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>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>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>第 2.5.13 図 熱伝達係数の推移（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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <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>第 7.1.5.13 図 2次系除熱量の推移（主給水流量喪失）</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>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>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.5.15 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 7.1.5.14 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.9 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）</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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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 7.1.5.15 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>	

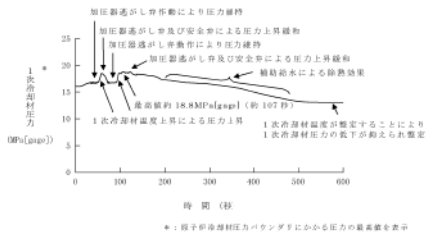
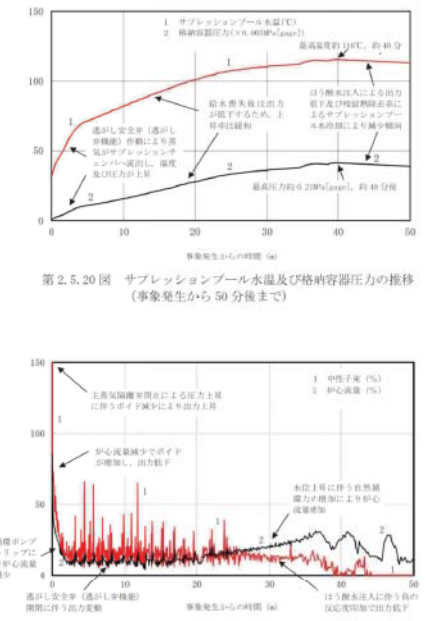
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 2.5.17 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 7.1.5.16 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（主給水流量喪失）</p>	<p>第 2.5.2.11 図 蒸気発生器2次側保水水量の推移（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（シュワウド外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</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 7.1.5.17 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（シュワウド外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

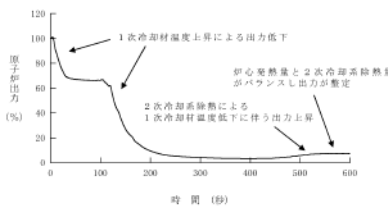
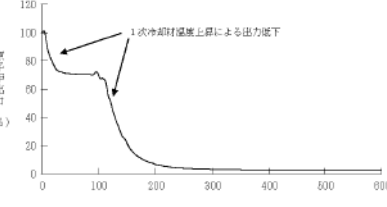
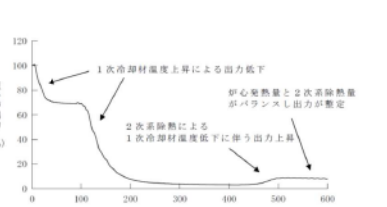
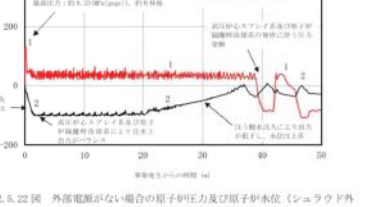
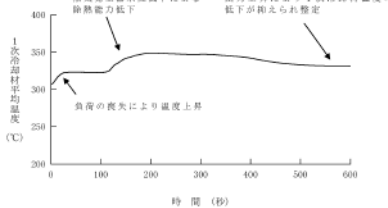
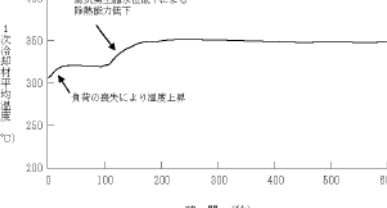
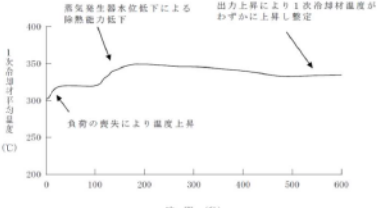
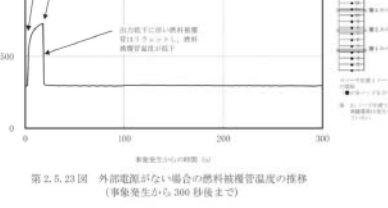
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 2.5.19 図 1次冷却材圧力の推移（主給水量喪失） （減速時温度係数初期値を-13pcm/℃とした場合）</p>			 <p>第 2.5.20 図 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 2.5.21 図 外部電源がない場合の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>【大阪】 解析方針の相違 ・泊は審部において大阪の記載も踏まえ、-13pcm/℃の解析結果も示した上で、泊の炉心設計に基づく-18pcm/℃を用いて解析しているため-13pcm/℃の解析結果は記載していない</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 2.5.20 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 7.1.5.18 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）</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出力及び取水が水位（シールド外水位）の推移（事象発生から50分後まで）</p>	<p>【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 7.1.5.19 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管理の推移（事象発生から300秒後まで）</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 2.5.22 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）</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>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>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
			<p>第 2.5.25 図 注水温度 10°C の場合の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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>大阪発電所3 / 4号炉</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>泊発電所3号炉</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>高浜発電所3 / 4号炉</p> <p>第 2.5.216 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 2.5.26 図 注水温度 10℃の場合の原子炉が圧力及び原子炉水位（シールド）秀水位）の推移（事象発生から 30 分後まで）</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>大阪発電所3 / 4号炉</p> <p>第 2.5.24 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.1.5.22 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>高浜発電所3 / 4号炉</p> <p>第 2.5.217 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 2.5.27 図 注水温度 10℃の場合の燃料被覆管温度の推移（事象発生から 300 秒後まで）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・同上</p>

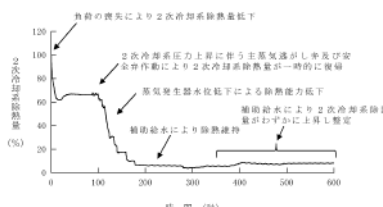
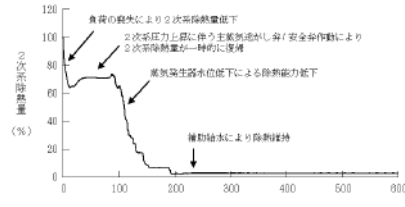
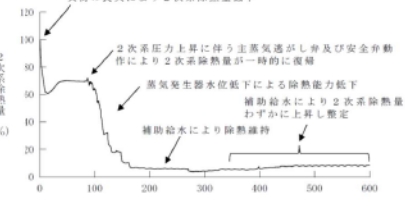
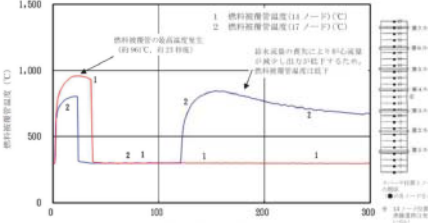
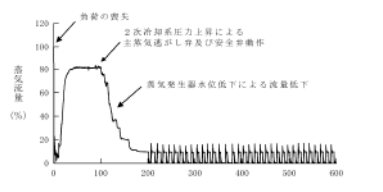
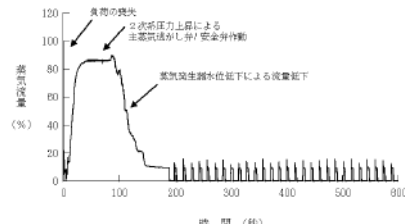
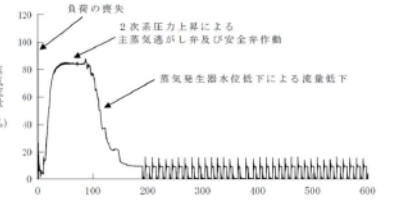
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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>1次冷却材圧力の低下に伴い減圧沸騰が生じ、わずかにボイドが生成される</p> <p>1次冷却材温度上昇によりボイド率がわずかに増加し整定</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 (°C)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>燃料実効温度 (炉心平均)</p> <p>燃料被覆管温度*</p> <p>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>出力上昇により燃料実効温度がわずかに上昇し整定</p> <p>最高値約 360°C (約 126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値の温度を示す。</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>泊発電所3号炉</p> <p>炉心上端ボイド率 (-)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>1次冷却材温度及び圧力の整定に伴いボイド生成量の増加</p> <p>加圧沸騰が生じ、1次冷却材圧力低下に伴うボイド生成量の増加</p> <p>1次冷却材圧力の低下に伴い減圧沸騰が生じ、ボイドが生成される</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 (°C)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>燃料実効温度 (炉心平均)</p> <p>燃料被覆管温度*</p> <p>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>最高値約 360°C (約 118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値の温度を示す。</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>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>1次冷却材圧力の低下に伴い減圧沸騰が生じ、わずかにボイドが生成される</p> <p>1次冷却材温度上昇によりボイド率がわずかに増加し整定</p> <p>第 2.5.2.18 図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）</p> <p>温度 (°C)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>燃料実効温度 (炉心平均)</p> <p>燃料被覆管温度*</p> <p>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>出力上昇により燃料実効温度がわずかに上昇し整定</p> <p>最高値約 360°C (約 135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値の温度を示す。</p> <p>第 2.5.2.19 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>炉心上端ボイド率 (-)</p> <p>事象発生からの時間 (秒)</p> <p>1 サブコールドボイド率 (%) 最高温度約 14°C、約 38 分後</p> <p>2 格納容器圧力 (1 = 0.999 MPa [gauge])</p> <p>この現象は注入による出力低下及び格納容器圧力低下によるサブプレッション現象によるため、上昇率減少傾向</p> <p>過剰な安全弁（過剰）が閉鎖し、格納容器圧力低下により、格納容器圧力低下によるサブプレッション現象によるため、上昇率減少傾向</p> <p>過剰な安全弁（過剰）が閉鎖し、格納容器圧力低下により、格納容器圧力低下によるサブプレッション現象によるため、上昇率減少傾向</p> <p>第 2.5.28 図 注水温度 10°C 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>炉心上端ボイド率 (-)</p> <p>事象発生からの時間 (秒)</p> <p>1 サブコールドボイド率 (%) 最高温度約 14°C</p> <p>2 格納容器圧力 (1 = 0.999 MPa [gauge]) 最高圧力約 0.210 MPa [gauge]</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>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は炉心上端ボイド率が 0.4 程度となるが、燃料被覆管温度が有意に上昇せず、炉心露出は発生していないため影響は小さい</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

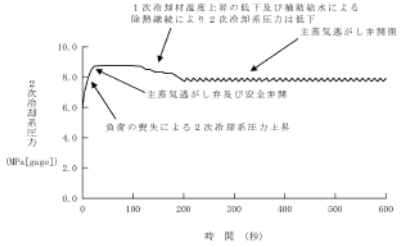
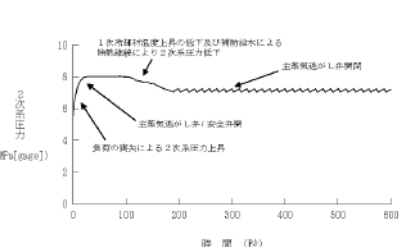
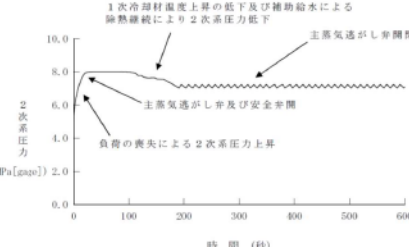
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <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 7.1.5.25 図 2次系除熱量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.20 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被覆管温度の推移（事象発生から300秒後まで）</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 7.1.5.26 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.21 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>

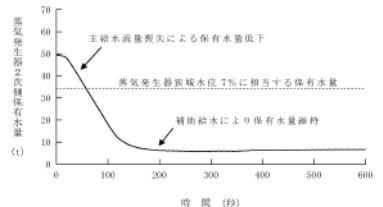
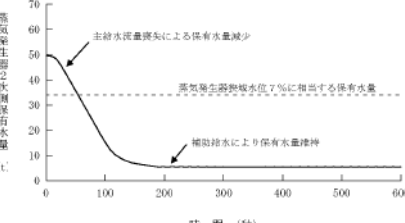
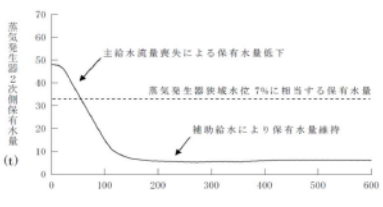
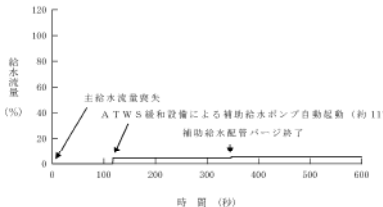
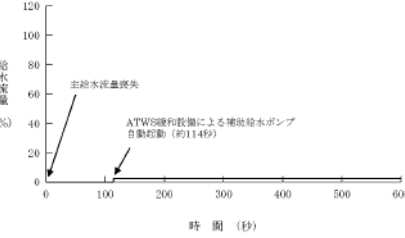
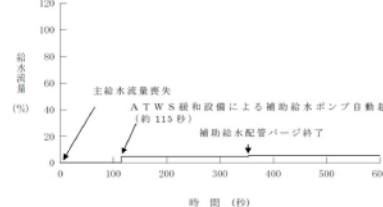
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.5 原子炉停止機能喪失

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 2.5.29 図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 7.1.5.27 図 2次系圧力の推移（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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 2.5.30 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 7.1.5.28 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>第 2.5.2.23 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（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 7.1.5.29 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>【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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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 ・泊は審部において大阪の記載も踏まえ、-13pcm/Cの解析結果も示した上で、泊の炉心設計に基づく-18pcm/Cを用いて解析しているため-13pcm/Cの解析結果は記載していない</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	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<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 7.1.5.30 図 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）</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>【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 7.1.5.31 図 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）</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>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 審査取りまとめ資料 比較対象プラントの選定について

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

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

- 比較対象プラントを選定する考え方は、以下の通り。

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

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

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

【先行審査知見^{*1}を反映するために比較するプラント選定の考え方】

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

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

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

※ 1 主な事項は、以下の通り

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

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

以上

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

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

プラント

有効性評価（第37条）

炉心

CV

SFP

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

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

比較対象プラント選定の詳細（有効性評価）

【7.1.5：原子炉停止機能喪失】

項目		内容
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	プラント名	高浜3 / 4号炉、大飯3 / 4号炉
	具体的理由	<p>【高浜3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高浜3 / 4号炉は泊3号炉と有効性評価の対策・事象進展等が同様であるPWR3ループプラントであり、基準適合性を網羅的に比較可能 また、PWRにおける再稼働審査の最終審査実績である大飯3 / 4号炉と同一の電力会社のプラントであり、資料構成等も類似しているため効果的に比較可能 <p>【大飯3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯3 / 4号炉はPWRにおける再稼働審査の最終審査実績であり、基準への適合性を網羅的に比較可能
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川2号炉
	反映すべき知見を得るための主な方法	<p>① 比較表による比較：比較表に掲載し、先行審査知見（基準適合上で考慮すべき事項、記載内容の充実を図るべき点）の比較・整理を行い、その結果、必要な内容が記載されていることを確認した。（文言単位の比較は行わない）</p> <p>② 資料構成の比較※：当該条文のまとめ資料の構成について比較・整理を行い、その結果、必要な資料が充足していることを確認した。</p>
	（当該方法の選定理由）	<p>① 当該条文は、原子炉施設に共通の要求に係る条文であり、文章構成も類似の部分があることから、比較表形式での比較により先行審査知見の確認が可能のため。</p> <p>② 資料の文章構成が異なる場合であっても、資料構成の比較・整理により基準適合の説明のために必要な資料の充足性を確認することが可能のため。</p>

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

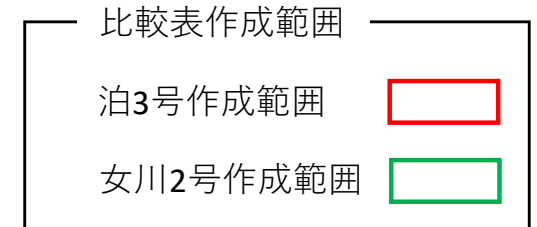
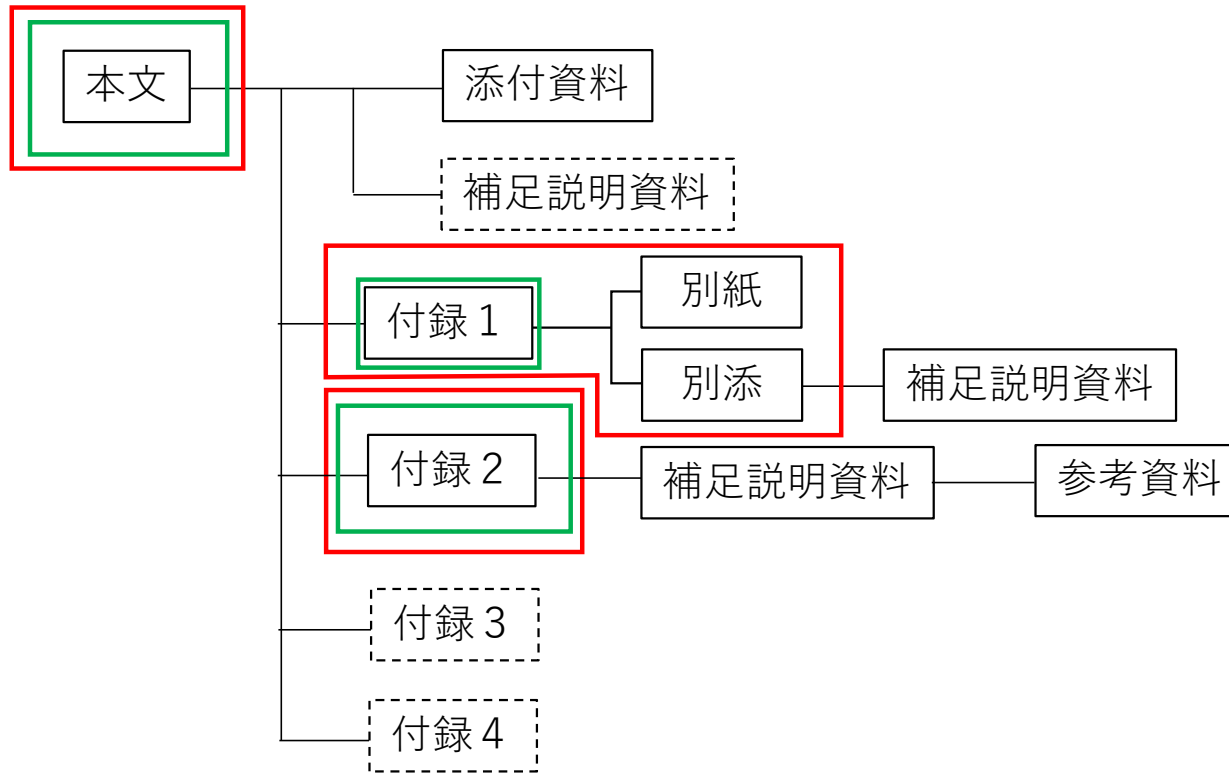
【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他条文の資料などに記載

7.1.5 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	○	×			
添付資料2.5.2 安定状態について	添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について	○	×			
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）	○	×			
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		×	×	泊もATWSについては外部電源がある方が圧力評価上厳しくなるため、外部電源がある条件で有効性評価を実施している。外部電源がない場合でも評価項目への影響は軽微と考えられるため、感度解析までは不要と判断		
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降選効果により原子炉出力を抑制し炉心注水は実施しないため、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事象ではプラント整定後は通常のプラント停止操作を実施することとなり、CV圧力・温度が上昇するような事象ではないため、まとめ資料の作成は不要と判断		添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
添付資料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）	○	×			
	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整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の有効性評価における1次冷却材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	○	×			

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価



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

◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

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

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

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