

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p><b>原子炉圧力低</b>                      12.04MPa[gage] (応答時間0秒、2.0秒)</p> <p>なお、非常用炉心冷却設備作動信号「<b>原子炉圧力低</b>」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECS再循環機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。</p> <p>c. 原子炉制御設備                      原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次冷却系及び2次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動動作するものとする。                      なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくする観点から自動動作するものとする。</p> <p>d. 1次冷却系及び2次冷却系主要弁                      加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。                      (a) 加圧器逃がし弁容量：95t/h (1個当たり)                      (b) 加圧器安全弁容量：190t/h (1個当たり)                      (c) 主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%</p>	<p><b>原子炉圧力異常低</b>                      11.36MPa[gage] (応答時間0秒、2.0秒)                      原子炉圧力低と加圧器水位低の一致                      12.04MPa[gage] (圧力) 及び水位検出器下端水位 (水位) の一致 (応答時間2.0秒)</p> <p>なお、ECCS 作動信号「<b>原子炉圧力異常低</b>」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」ではECCSの作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」ではECCSの作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替に失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。</p> <p>c. 原子炉制御設備                      原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次系及び2次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動動作するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくする観点から自動動作するものとする。</p> <p>d. 1次系及び2次系主要弁                      加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。                      (a) 加圧器逃がし弁容量：95t/h (1個当たり)                      (b) 加圧器安全弁容量：157t/h (1個当たり)                      (c) 主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%</p>	<p>起動、自動減圧系作動)設定点                      セパレータスカート下端から-331cm(有効燃料棒頂部から+47cm)(レベル1)                      原子炉水位低(再循環ポンプ全台トリップ)設定点                      セパレータスカート下端から-62cm(有効燃料棒頂部から+316cm)(レベル2)                      原子炉水位高(原子炉隔離時冷却系トリップ、高圧炉心スプレイ系注入隔 離 弁 閉 止)設定点                      セパレータスカート下端から+182cm(有効燃料棒頂部から+560cm)(レベル8)                      原子炉圧力高(再循環ポンプ全台トリップ)設定点                      原子炉圧力 7.35MPa[gage]                      ドライウエル圧力高(ECCS起動、自動減圧系作動)設定点                      ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]</p> <p>b. 逃がし安全弁                      逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いるものとする。                      なお、アキュムレータ内の窒素を消費した場合には安全弁機能による原子炉圧力制御となるが、事象初期に作動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表させる。                      第1段:7.37MPa[gage]×2個、356t/h(1個当たり)</p>	<p>設計の相違                      ・プラント相違による ECCS 作動信号設定の相違                      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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(d) 主蒸気安全弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100%                      （添付資料1.5.6）</p> <p>e. 1次冷却材ポンプ<sup>⑥</sup>                      1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>f. 格納容器再循環ユニット                      格納容器再循環ユニットは2基動作し、1基当たり設計値より小さい除熱特性（100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。</p> <p>g. 燃料取替用水ピット                      燃料取替用水ピットの水量は、設計値として1,860m<sup>3</sup>を用いる。</p>	<p>(d) 主蒸気安全弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100%                      （添付資料6.5.6）</p> <p>e. 1次冷却材ポンプ                      1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>f. 格納容器再循環ユニット                      格納容器再循環ユニットは2基動作し、粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として、1基当たり除熱特性（100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。</p> <p>g. 燃料取替用水ピット                      燃料取替用水ピットの容量は、2,000m<sup>3</sup>を用いる。</p>	<p>第2段:7.44MPa[gage]×3個、360t/h(1個当たり)                      第3段:7.51MPa[gage]×3個、363t/h(1個当たり)                      第4段:7.58MPa[gage]×3個、367t/h(1個当たり)</p>	<p>記載方針の相違                      ・記載は異なるがどちらも設計値より小さい保守的な値としている点では同様                      設計の相違                      設計の相違</p>
<p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故                      (1) 初期条件                      「1.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、以下の値を用いる。                      ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いる。                      ・原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いる。</p>	<p>6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故                      (1) 初期条件                      6.5.2.1(1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いる。                      ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる。                      ・原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa [gage]を用いる。</p>	<p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故                      (1) 初期条件                      a. 初期運転条件                      原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MW)、原子炉圧力の初期値として、定格値(6.93MPa[gage])を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値である100%流量(35.6×10<sup>3</sup>t/h)を用いるものとする。                      b. 炉心及び燃料                      炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。                      なお、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。                      (a) 原子炉停止後の崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされたANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件としたANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用す</p>	<p>記載表現の相違                      記載方針の相違                      (伊方と同様)</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
		<p>る。また、使用する崩壊熱は平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮した燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第 1.5.1 図に示す。</p> <p>c. 原子炉圧力容器                      原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>d. 格納容器                      格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。                      なお、評価事故シナジェンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」では以下のうち(f)から(i)は解析条件として用いない。</p> <p>(a) 容積                      格納容器容積について、ドライウエル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7, 950m<sup>3</sup>、サブプレッションチェンバ空間部及び液相部は、5, 100m<sup>3</sup>(空間部)及び2, 850m<sup>3</sup>(液相部)を用いるものとする。</p> <p>(b) 初期温度及び初期圧力                      格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッションプール水温は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa [gage]を用いるものとする。</p> <p>(c) サプレッションプールの初期水位                      サプレッションプールの初期水位は、通常運転時の水位として3.55mを用いるものとする。</p> <p>(d) 真空破壊装置                      真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.4kPa(ドライウエル-サブプレッションチェンバ間差圧))を用いるものとする。</p> <p>(e) 初期酸素濃度                      格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol% (ドライ条件)を用いるものとする。</p> <p>(f) 熔融炉心からプール水への熱流束                      熔融炉心からプール水への熱流束は、800kW/m<sup>2</sup>相当(圧力依存あり)とする。</p> <p>(g) コンクリートの種類                      コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(2) 事故条件</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置</p> <p>1次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。</p> <p>(添付資料 1.5.4)</p> <p>(3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>「1.5.2.1(3) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。</p>	<p>(2) 事故条件</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置</p> <p>1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。</p> <p>(添付資料 6.5.4)</p> <p>(3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>6.5.2.1(3)に同じ。</p>	<p>(h) コンクリート以外の構造材の扱い</p> <p>内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。</p> <p>(i) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い</p> <p>原子炉圧力容器下部の構造物は、発熱密度を下げないよう保守的に格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。</p> <p>e. 外部水源の温度</p> <p>外部水源の温度は、40℃とする。</p> <p>f. 主要機器の形状</p> <p>原子炉圧力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 逃がし安全弁</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>第1段:7.37MPa[gage]X2個, 356t/h(1個当たり)</p> <p>第2段:7.44MPa[gage]X3個, 360t/h(1個当たり)</p> <p>第3段:7.51MPa[gage]X3個, 363t/h(1個当たり)</p> <p>第4段:7.58MPa[gage]X3個, 367t/h(1個当たり)</p> <p>(3) Cs-137放出量評価に関連する条件</p> <p>Cs-137放出量評価においては、格納容器からの漏えいを考慮する。このとき格納容器からの漏えい経路は、非</p>	<p>記載表現の相違</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>1.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 使用済燃料ピット崩壊熱</p> <p>原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は<b>11.674MW</b>を用いる。</p> <p>(添付資料 1.5.7)</p> <p>b. 事象発生前使用済燃料ピット水温</p> <p>使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃を用いる。</p> <p>c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態</p> <p>燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には<b>原子炉補助建屋チャンネルとAエリア</b>の間に設置されているゲートを取り外すことから、<b>Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋チャンネル及び燃料検査ピット</b>は接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、<b>温度条件が厳しくなるようにAエリアのみの水量</b>を考慮する。</p> <p>(添付資料 4.1.2)</p> <p>d. 主要機器の形状</p> <p>使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 使用済燃料ピット崩壊熱</p> <p>原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は<b>11.508MW</b>を用いる。</p> <p>b. 事象発生前使用済燃料ピット水温</p> <p>使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃を用いる。</p> <p>c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態</p> <p>燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には<b>燃料取替チャンネルと燃料検査ピット、Aピット及びBピット</b>の間に設置されているゲートを取り外すことから、<b>Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット</b>は接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、<b>実運用を考慮し原子炉に近いBピット</b>のみの水量を考慮する。</p> <p>(添付資料 6.5.7)</p> <p>d. 主要機器の形状</p> <p>使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。</p> <p>ここで記載している、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果については、「付録4原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」に示す。</p> <p>1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 崩壊熱</p> <p>燃料プールには貯蔵燃料のほか、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約6.7MWを用いるものとする。</p> <p>b. 燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>燃料プールの初期水位は通常水位とし、この時の燃料プール保有水量は、保有水量を厳しく見積もるため燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは開を仮定し、約1,400m<sup>3</sup>とする。また、燃料プールの初期水温は、運用上許容される上限の65℃とする。</p> <p>c. 主要機器の形状</p> <p>燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>(添付資料 1.5.3)</p>	<p>差異の説明</p> <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用する燃料の種類や貯蔵容量等の相違により SFP 熱負荷が異なる</li> </ul> <p>設計・運用の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位                      使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から<b>4.38m</b>とする。                      (添付資料 1.5.7)</p> <p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故                      (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。)                      a. 炉心崩壊熱<sup>(6)</sup>                      炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して設定し、第1.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。                      (添付資料 1.5.3)</p> <p>b. 原子炉停止後の時間                      燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。                      (添付資料 1.5.8)</p> <p>c. 1次冷却材圧力                      ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態とされていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。</p> <p>d. 1次冷却材高温側温度                      ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。</p>	<p>a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位                      使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる<b>水位として</b>、燃料頂部から、<b>約4.25m(通常運転水位(以下「NWL」という。)-3.37m)</b>とする。                      (添付資料 6.5.7)</p> <p>6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故                      (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。)                      a. 炉心崩壊熱<sup>(5)</sup>                      炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料<b>及びプルトニウム混合酸化物燃料</b>の装荷を考慮するとともに、<b>燃焼度が高くなるサイクル末期炉心</b>を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。                      (添付資料6.5.3)</p> <p>b. 原子炉停止後の時間                      燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き<b>開始</b>までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。</p> <p>c. 1次冷却材圧力                      ミッドループ運転中は、1次冷却材系統は大気開放状態とされていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。</p> <p>d. 1次冷却材高温側温度                      ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。</p>	<p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故                      (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)                      a. 崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は、第1.5.1図に示すANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14MWを用いるものとする。</p> <p>b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温                      原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>c. 原子炉圧力                      原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳しく見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</p> <p>d. 外部水源の温度                      外部水源の温度は100℃とする。</p>	<p>記載方針の相違                      ・泊では記載を明確化(伊方と同様)                      設計の相違</p> <p>設計の相違                      記載方針の相違                      ・泊では記載を明確化(伊方と同様)</p> <p>解析条件の相違                      ・解析条件の考え方の相違(高浜と同様)</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>e. 1次冷却材水位                      プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを200mm上回る高さとする。</p> <p>f. 1次冷却系開口部                      ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次冷却系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。</p> <p>g. 主要機器の形状                      主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。                      ・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。</p>	<p>e. 1次冷却材水位                      プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。</p> <p>f. 1次系開口部                      ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が1個開放されているものとする。</p> <p>g. 主要機器の形状                      原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は、設計値を用いる。</p>	<p>e. 主要機器の形状                      原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p>	<p>運用の相違                      ・ミッドループ運転中の水位設定が異なる</p> <p>運用の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>1.6 解析の実施方針</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる原子炉施設の結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。</p> <p>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</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するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.1)</p>	<p>6.6 解析の実施方針</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。</p> <p>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</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するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.7.1, 6.7.2)</p>	<p>1.6 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>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</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>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.1)</p>	<p>差異の説明</p> <p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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とは解析の実施方針が異なる(女川と同様)</li> </ul> <p>添付資料の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は不確かさの確認に標準プラントの感度解析結果を使用することの妥当性に関する添付資料を追加</li> </ul>



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>1.7.1 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>重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定し、そのうち第1.7.1表から第1.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、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を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、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を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の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及び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開始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>1.7.3 操作時間余裕の把握</p> <p>解析上考慮する運転員等操作の各々について、そ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する。</p>	<p>6.7.1 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>「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、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を確認する。</p> <p>6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、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を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の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及び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開始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>6.7.3 操作時間余裕の把握</p> <p>解析上考慮する運転員等操作の各々について、そ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する。</p>	<p>1.7.1 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>「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい、又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.7.1表から第1.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、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を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、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を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「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」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始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を確認する。</p> <p>1.7.3 操作時間余裕の把握</p> <p>解析上考慮する運転員等操作の各々について、そ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する。</p>	<p>記載方針の相違</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>1.8.1 必要な要員の評価</p> <p>発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した、最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、休日（夜間）における要員の確保の観点から、重大事故等対策要員（運転員、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員で構成）を配置し、必要な体制を整備している。</p> <p>「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価</p> <p>発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>6.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>6.8.1 必要な要員の評価</p> <p>重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>6.8.2 必要な資源の評価</p> <p>重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>1.8.1 必要な要員の評価</p> <p>重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価</p> <p>重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大阪とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・大阪は具体的な要員名を記載しているが、泊は技術的能力のまとめ資料を参照していることもあり具体的な要員名までは記載していない（女川と同様）</p> <p>評価条件の相違</p> <p>・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大阪とは評価条件が異なる（女川と同様）</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>1.9 参考文献</p> <p>(1) 「三菱PWR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」                      MHI-NES-1064改1 三菱重工業、平成28年</p> <p>(2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」                      MAPI-1035改8                      三菱重工業、平成11年</p> <p>(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」                      MAPI-1063改2                      三菱重工業、平成2年</p> <p>(4) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」                      MHI-NES-1016                      三菱重工業、平成12年</p> <p>(5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」                      MHI-NES-1010改4                      三菱重工業、平成25年</p> <p>(6) 「WOG2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR WESTINGHOUSE PWRS」                      WCAP-156031-A Westinghouse、2003年</p>	<p>6.9 参考文献</p> <p>(1) 「三菱PWR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」                      MHI-NES-1064改1、三菱重工業、平成28年</p> <p>(2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」                      MAPI-1035改8、                      三菱重工業、平成11年</p> <p>(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」                      MAPI-1063改2、                      三菱重工業、平成2年</p> <p>(4) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」                      MHI-NES-1016、                      三菱重工業、平成12年</p> <p>(5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」                      MHI-NES-1010改4、                      三菱重工業、平成25年</p>		<p>設計の相違                      ・大飯はWH社製のRCP シールを使用しているため参考文献として WCAPを参照している</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シナリオと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連

重要事故シナリオ	重要事故シナリオ		技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連																				
	大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	1.1.1	1.1.2	1.1.3	1.1.4	1.1.5	1.1.6	1.1.7	1.1.8	1.1.9	1.1.10	1.1.11	1.1.12	1.1.13	1.1.14	1.1.15	1.1.16	1.1.17	1.1.18	1.1.19	1.1.20	
炉心溶融	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
炉内事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉系統破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉システム破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
圧力容器破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

第 6.2.1 表 有効性評価における重要事故シナリオと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (1/7)

重要事故シナリオ	重要事故シナリオ		技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連																				
	大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	1.1.1	1.1.2	1.1.3	1.1.4	1.1.5	1.1.6	1.1.7	1.1.8	1.1.9	1.1.10	1.1.11	1.1.12	1.1.13	1.1.14	1.1.15	1.1.16	1.1.17	1.1.18	1.1.19	1.1.20	
炉心溶融	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
炉内事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉系統破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉システム破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
圧力容器破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

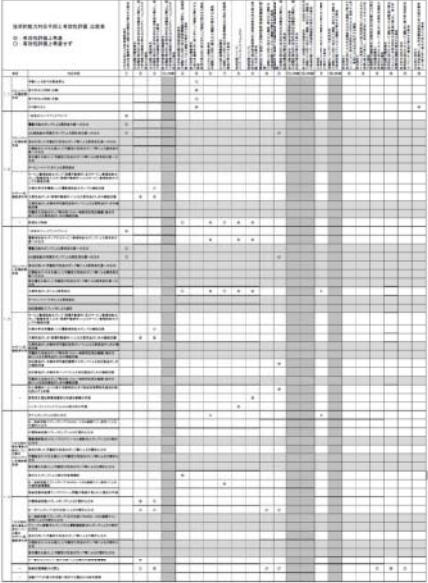
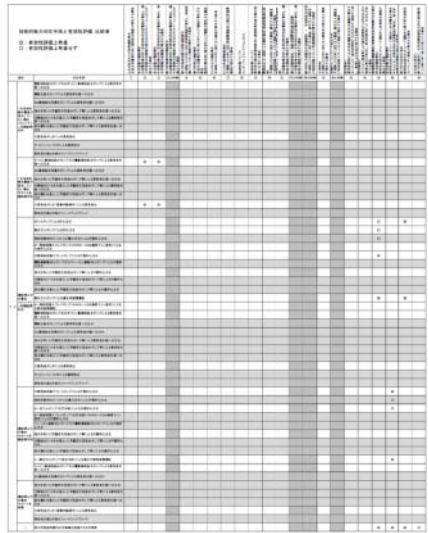
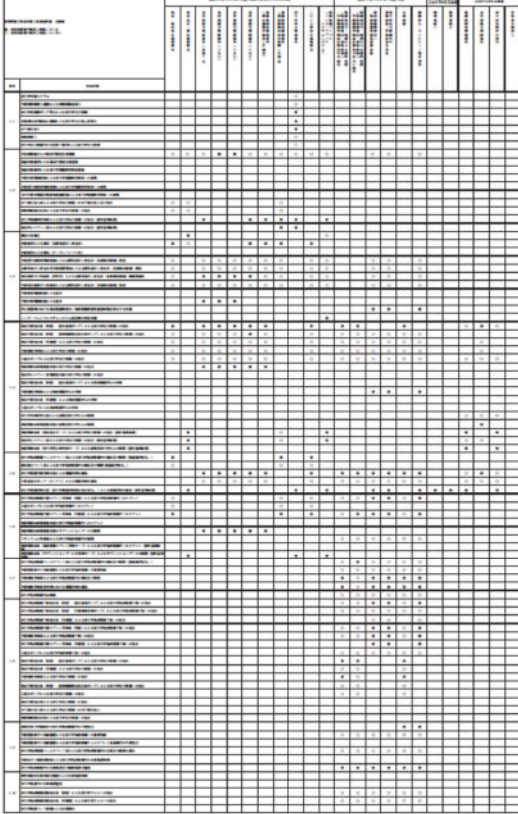
第 1.2.1 表 有効性評価における重要事故シナリオと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (1/3)

重要事故シナリオ	重要事故シナリオ		技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連																				
	大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	1.1.1	1.1.2	1.1.3	1.1.4	1.1.5	1.1.6	1.1.7	1.1.8	1.1.9	1.1.10	1.1.11	1.1.12	1.1.13	1.1.14	1.1.15	1.1.16	1.1.17	1.1.18	1.1.19	1.1.20	
炉心溶融	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
炉内事故	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉系統破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉システム破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
圧力容器破綻	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

差異の説明


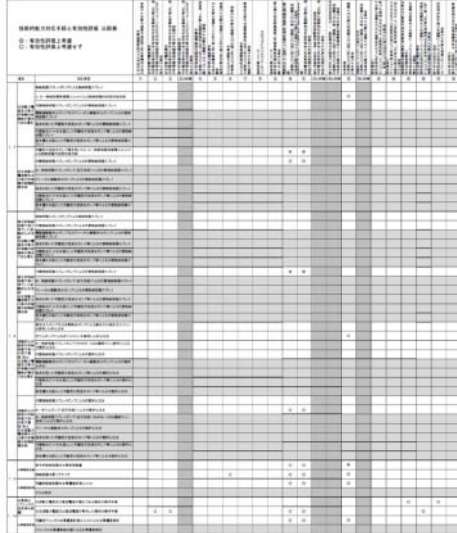
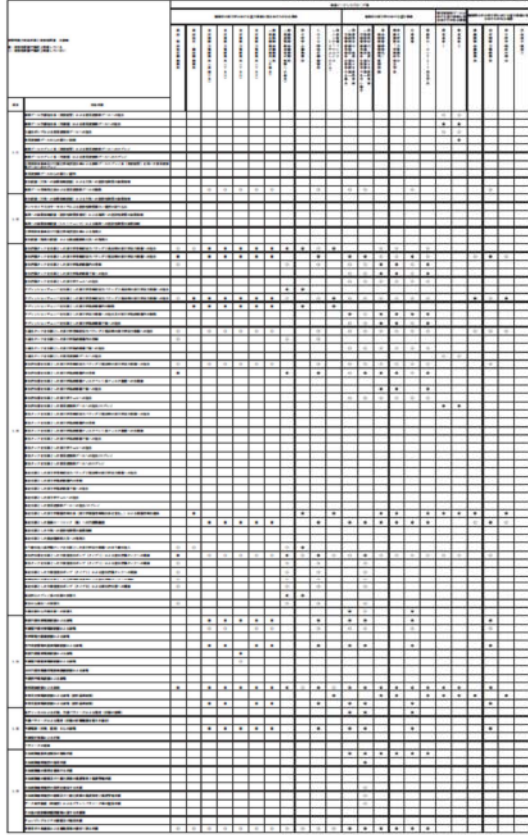
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準                      /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（2/7）</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準                      /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（3/7）</p> 	<p>第1.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連（2/3）</p> 	<p>記載方針の相違                      ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加（女川と同様）</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準                      /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（1/7）</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準                      /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（5/7）</p> 	<p>第1.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連（3/7）</p> 	<p>記載方針の相違                      ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加（女川と同様）</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	女川原子力発電所 2号炉	差異の説明
	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連(6/7)</p> <p>図6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 ○：有効性評価上考慮 ◇：有効性評価上考慮せず</p>		記載方針の相違 ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加(女川と同様)
	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連(7/7)</p> <p>図6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 ○：有効性評価上考慮 ◇：有効性評価上考慮せず</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉		
事故シナリオ	事故シナリオ	重要事故シナリオ*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・小破断LOC時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・主給水装置異常時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・2次冷却系の破断時に主要冷却機能喪失する事故</li> <li>・蒸気発生器伝熱管破断時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主給水装置異常時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>
原子炉補機冷却除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時にRCPシールドLOCAが発生する事故</li> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時に加圧器過熱し弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時にRCPシールドLOCAが発生する事故</li> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時に加圧器過熱し弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故</li> </ul>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOC時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOC時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> </ul>

※：( ) は、選定した事故シナリオと重要事故シナリオの相違理由を示す。

泊発電所3号炉		
事故シナリオ	事故シナリオ	重要事故シナリオ*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・小破断LOC時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・主給水装置異常時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・2次冷却系の破断時に主要冷却機能喪失する事故</li> <li>・蒸気発生器伝熱管破断時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主給水装置異常時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>
原子炉補機冷却除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時にRCPシールドLOCAが発生する事故</li> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時に加圧器過熱し弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時にRCPシールドLOCAが発生する事故</li> <li>・原子炉補機冷却除熱機能喪失時に加圧器過熱し弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故</li> </ul>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOC時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOC時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・小破断LOC時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> </ul>

※：( ) は、選定した事故シナリオと重要事故シナリオの相違理由を示す。

女川原子力発電所2号炉		差異の説明
事故シナリオ	事故シナリオ	重要事故シナリオ*
事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
高圧・低圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>・過渡事象+SRV閉鎖失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>・手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>・サボート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>・サボート系喪失+SRV閉鎖失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>・過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗</li> <li>・サボート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> </ul>
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+H P C S失敗</li> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗</li> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+手動減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+H P C S失敗 (外部電源喪失+DG失敗)</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+H P C S失敗</li> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV閉鎖失敗+H P C S失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗</li> <li>・全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+手動減圧失敗</li> </ul>

※：直交流動力電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなるから、「外部電源喪失+直交流動力電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉

第1.2.2表 重要事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	重要事故シナリオ
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップが必要ない原因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップが必要ない原因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> <li>(1次冷却材圧力・温度の観点で厳しい起因事象を選定)</li> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>大破断LOCA時に高圧再循環機能が及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に高圧再循環機能が及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシシステムLOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシシステムLOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>

※：( ) は、選定した事故シナリオと重要事故シナリオの相違理由を示す。

1-47

泊発電所3号炉

第6.2.2表 重要事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップが必要ない原因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップが必要ない原因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> <li>(1次冷却材圧力の観点で厳しい起因事象を選定)</li> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に低圧再循環機能が及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に低圧再循環機能が及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に低圧再循環機能が及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシシステムLOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシシステムLOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>

※：( ) は、選定した事故シナリオと重要事故シナリオの相違理由を示す。

女川原子力発電所2号炉

第1.2.2表 重要事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ
事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ
沸騰熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>手動停止+崩壊熱除去失敗</li> <li>手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>サボート系喪失+崩壊熱除去失敗</li> <li>サボート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</li> <li>小破断LOCA+崩壊熱除去失敗</li> <li>中破断LOCA+崩壊熱除去失敗</li> <li>大破断LOCA+崩壊熱除去失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+崩壊熱除去失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+崩壊熱除去失敗</li> </ul>
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+原子炉停止失敗</li> <li>小破断LOCA+原子炉停止失敗</li> <li>中破断LOCA+原子炉停止失敗</li> <li>大破断LOCA+原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+原子炉停止失敗</li> </ul>
LOCA時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>中破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗</li> <li>中破断LOCA+HPPCS失敗+低圧ECCS失敗</li> <li>中破断LOCA+HPPCS失敗+原子炉自動減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA+HPPCS失敗+低圧ECCS失敗</li> </ul>
格納容器バイパス (ISLOCA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>ISLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ISLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ISLOCA</li> </ul>



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.2.3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）

事故のタイプと1次冷却材圧力		炉心損傷時期		原子炉格納容器内事故進展	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断LOCA)	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。	D	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断LOCA)	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	W	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)			I	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起因事象：蒸気発生器伝熱管破損)			C	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起因事象：インターフエイシズシステムLOCA)				

大飯発電所3/4号炉

第6.2.3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）

事故のタイプと1次冷却材圧力		炉心損傷時期		原子炉格納容器内事故進展	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断LOCA)	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。	D	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断LOCA)	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	W	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)			I	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起因事象：蒸気発生器伝熱管破損)			C	ECCSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起因事象：インターフエイシズシステムLOCA)				

泊発電所3号炉

女川原子力発電所2号炉

差異の説明

第1.2.3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）(4/6)

補足：PDSの分類の定義

PDS	PCV破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無(電源確保)
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 <sup>*</sup> 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無
TW	炉心損傷前	-	後期	-
TC	炉心損傷前	-	早期	-
AE	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有
S1E	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有
S2E	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	-	早期	-

※ 蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷状態では直流電源が機能喪失している。  
 注 網掛けは格納容器破損時期が炉心損傷前であり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待できないため、評価事故シーケンスの選定の起点となるPDSの選定対象から除外したPDSを示す。

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/4）			
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	評価事故シナリオ
冷却圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	AD	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>
冷却圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	TD	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水系統喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉降圧操作時格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>
高圧送液機吐出／格納容器周囲気圧上昇	TD	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水系統喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉降圧操作時格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>

※1：（ ）は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相違理由を示す。  
 ※2：恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイト、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補給炉機能喪失の重軽を考慮する。

第6.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/4）			
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	評価事故シナリオ
冷却圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	AD	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>
冷却圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	TD	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水系統喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉降圧操作時格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>
高圧送液機吐出／格納容器周囲気圧上昇	TD	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水系統喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉降圧操作時格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の過熱時に補助給水機能及び格納容器スプレイト注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用内交流電圧が喪失する事故</li> </ul>

※1：（ ）は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相違理由を示す。  
 ※2：代替格納容器スプレイトポンプを用いた代替格納容器スプレイト及び可搬式大型送水ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補給炉機能喪失の重軽を考慮する。

第1.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（5/6）				
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	評価事故シナリオ	差異の説明
冷却圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	AE+SBO	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECC失敗+補給炉冷却失敗+（デブリ冷却成功）+非期待過失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECC失敗+補給炉冷却失敗+（デブリ冷却成功）+非期待過失</li> </ul>	
冷却圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	AE+SBO	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA+HPCS失敗+S失敗+補給炉冷却失敗+格納容器注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECC失敗+S失敗+補給炉冷却失敗+格納容器注水失敗</li> </ul>	
高圧送液機吐出／格納容器周囲気圧上昇	T QUX	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+DCH発生</li> <li>手動停止+高圧注水失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+手動減圧冷却+DCH発生</li> <li>手動停止+高圧注水失敗+手動減圧冷却+手動減圧冷却+DCH発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+DCH発生</li> <li>手動停止+高圧注水失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+手動減圧冷却+DCH発生</li> </ul>	
原子炉圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）	T QUV	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECC失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+FCI発生</li> <li>手動停止+高圧注水失敗+低圧ECC失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+FCI発生</li> <li>手動停止+高圧注水失敗+低圧ECC失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+FCI発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECC失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+FCI発生</li> <li>手動停止+高圧注水失敗+低圧ECC失敗+手動減圧冷却の原子炉減圧失敗+FCI発生</li> </ul>	

※1：（ ）は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相違理由を示す。  
 ※2：代替格納容器スプレイトポンプを用いた代替格納容器スプレイト及び可搬式大型送水ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補給炉機能喪失の重軽を考慮する。



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																												
<p>第1.2.4表 重要事故シナリオの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>最も厳しい事故シナリオ</th> <th>重要事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>※2</sup></li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少くない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。          ※2：全交流動力電源喪失に伴い定量的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重症を考慮する。          ※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。</p>	事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	重要事故シナリオ	崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>※2</sup></li> </ul>	全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>	原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>	反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>	<p>第6.2.4表 重要事故シナリオの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>選定した事故シナリオ</th> <th>重要事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>※2</sup></li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：崩壊熱が高く、1次系保有水量が少くない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。          ※2：全交流動力電源喪失に伴い定量的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重症を考慮する。          ※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。</p>	事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ	崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>※2</sup></li> </ul>	全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>	原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>	反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>	<p>第1.2.4表 重要事故シナリオの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>選定した事故シナリオ</th> <th>重要事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CUWローロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CUWローロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：崩壊熱が高く、1次系保有水量が少くない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。          ※2：全交流動力電源喪失に伴い定量的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重症を考慮する。          ※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。</p>	事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ	崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CUWローロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CUWローロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul>	<p>差異の説明</p>
事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	重要事故シナリオ																																																												
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>※2</sup></li> </ul>																																																												
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>																																																												
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>																																																												
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>																																																												
事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ																																																												
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>※2</sup></li> </ul>																																																												
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>																																																												
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故</li> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パワングランジ機能が喪失する事故<sup>※1</sup></li> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>																																																												
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故<sup>※3</sup></li> </ul>																																																												
事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ																																																												
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>																																																												
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>																																																												
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CUWローロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CUWローロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出 (RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>																																																												
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引き抜き</li> </ul>																																																												

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																				
<p style="text-align: center;">第 1.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">解析コード名</th> <th style="width: 70%;">適用事故シケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">M-RELAP5</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SPARKLE-2</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">MAAP</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">COCO</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シケンスグループ	M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>	SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul>	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul>	COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	<p style="text-align: center;">第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">解析コード名</th> <th style="width: 70%;">適用事故シケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">M-RELAP5</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SPARKLE-2</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">MAAP</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">COCO</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シケンスグループ	M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>	SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul>	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul>	COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	<p style="text-align: center;">第 1.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故ー</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">事故シケンスグループ</th> <th style="width: 30%;">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>格納容器注水機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>REDY SCAT</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</td> <td>SAFER</td> </tr> </tbody> </table>	事故シケンスグループ	適用コード	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	格納容器注水機能喪失	SAFER MAAP	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	LOCA時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER	
解析コード名	適用事故シケンスグループ																																						
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>																																						
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul>																																						
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul>																																						
COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>																																						
解析コード名	適用事故シケンスグループ																																						
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>																																						
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul>																																						
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul>																																						
COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>																																						
事故シケンスグループ	適用コード																																						
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																						
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP																																						
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP																																						
格納容器注水機能喪失	SAFER MAAP																																						
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT																																						
LOCA時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																						
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER																																						

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																								
<p style="text-align: center;">第1.4.2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転中の原子炉における重大事故ー</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="327 880 383 1157">解析コード名</th> <th data-bbox="327 225 383 880">適用格納容器破損モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="383 880 600 1157" style="text-align: center;">MAAP</td> <td data-bbox="383 225 600 880"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                              (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 880 656 1157" style="text-align: center;">GOTHIC</td> <td data-bbox="600 225 656 880"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用格納容器破損モード	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                              (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>	GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>	<p style="text-align: center;">第6.4.2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転中の原子炉における重大事故ー</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="898 880 954 1157">解析コード名</th> <th data-bbox="898 225 954 880">適用格納容器破損モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="954 880 1171 1157" style="text-align: center;">MAAP</td> <td data-bbox="954 225 1171 880"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                              (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1171 880 1227 1157" style="text-align: center;">GOTHIC</td> <td data-bbox="1171 225 1227 880"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用格納容器破損モード	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                              (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>	GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>	<p style="text-align: center;">第1.4.2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転中の原子炉における重大事故ー</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1393 261 1751 320">格納容器破損モード</th> <th data-bbox="1751 261 1953 320">通用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1393 320 1751 395">雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td data-bbox="1751 320 1953 395" style="text-align: center;">MAAP</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 395 1751 459">高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</td> <td data-bbox="1751 395 1953 459" style="text-align: center;">MAAP</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 459 1751 507">原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</td> <td data-bbox="1751 459 1953 507" style="text-align: center;">MAAP</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 507 1751 555">水素燃焼</td> <td data-bbox="1751 507 1953 555" style="text-align: center;">MAAP</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1393 555 1751 603">溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td data-bbox="1751 555 1953 603" style="text-align: center;">MAAP</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	通用コード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP	水素燃焼	MAAP	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	
解析コード名	適用格納容器破損モード																										
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                              (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>																										
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>																										
解析コード名	適用格納容器破損モード																										
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                              (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>																										
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>																										
格納容器破損モード	通用コード																										
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP																										
高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP																										
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP																										
水素燃焼	MAAP																										
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP																										



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																		
<p>第1.4.3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" data-bbox="403 239 604 1149"> <thead> <tr> <th>解析コード名</th> <th>適用事故シナリオグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td>                     ・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）                      ・全交流動力電源喪失                      ・原子炉冷却材の流出                 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シナリオグループ	M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出	<p>第6.4.3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" data-bbox="1008 231 1209 1157"> <thead> <tr> <th>解析コード名</th> <th>適用事故シナリオグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td>                     ・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）                      ・全交流動力電源喪失                      ・原子炉冷却材の流出                 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シナリオグループ	M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出	<p>第1.4.3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表                      ー運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故ー</p> <table border="1" data-bbox="1377 255 1937 614"> <thead> <tr> <th>事故シナリオグループ</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>APEX SCAT (RIA用)</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオグループ	適用コード	崩壊熱除去機能喪失	—	全交流動力電源喪失	—	原子炉冷却材の流出	—	反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用)	
解析コード名	適用事故シナリオグループ																				
M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出																				
解析コード名	適用事故シナリオグループ																				
M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出																				
事故シナリオグループ	適用コード																				
崩壊熱除去機能喪失	—																				
全交流動力電源喪失	—																				
原子炉冷却材の流出	—																				
反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用)																				



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																
<p>第1.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">蒸気発生器</td> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>壁面熱伝達モデル</td> <td>ROSA/LSIF、PKLの試験解析より、2次冷却系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0MPa~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td>臨界流モデル</td> <td>入力値に含まれる。</td> </tr> <tr> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td>2流体モデル</td> <td>LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>2次側給水 (主給水・補助給水)</td> <td>ポンプ特性モデル</td> <td>入力値に含まれる。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSIF、PKLの試験解析より、2次冷却系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0MPa~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。	<p>第6.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">蒸気発生器</td> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>壁面熱伝達モデル</td> <td>ROSA/LSIF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td>臨界流モデル</td> <td>入力値に含まれる。</td> </tr> <tr> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td>2流体モデル</td> <td>LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>2次側給水 (主給水・補助給水)</td> <td>ポンプ特性モデル</td> <td>入力値に含まれる。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSIF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。	<p>第1.4.4表 SAFERにおける重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">炉心 (熱流動)</td> <td>気液熱非平衡</td> <td>燃料棒表面熱伝達モデル</td> <td>TBL、ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持するため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系において燃料被覆管温度の上昇は小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td>臨界流モデル</td> <td>TBL、ROSA-IIIの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを想定する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)</td> <td>二相流体の流動モデル 原子炉注水系モデル</td> <td>下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シユラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シユラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (熱流動)	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL、ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持するため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系において燃料被覆管温度の上昇は小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL、ROSA-IIIの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを想定する必要はない。	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	二相流体の流動モデル 原子炉注水系モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シユラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シユラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSIF、PKLの試験解析より、2次冷却系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0MPa~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。																																																
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。																																																
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。																																																
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。																																																
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSIF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。																																																
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。																																																
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。																																																
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。																																																
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																
炉心 (熱流動)	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL、ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持するため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系において燃料被覆管温度の上昇は小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。																																																
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL、ROSA-IIIの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを想定する必要はない。																																																
	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	二相流体の流動モデル 原子炉注水系モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シユラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シユラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。																																																

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第 1.4.5 表 SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)	解析モデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含まれる。
	ドップラ反応度帰還効果	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
炉心 (熱流動)	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/°Cであることを確認した。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含まれる。
	沸騰・ポイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールポイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ポイド実験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ポイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡 水位変化	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1 次冷却材温度の不確かさとして±2°C、1 次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	入力値に含まれる。
蒸気 発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	入力値に含まれる。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	入力値に含まれる。
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	伝熱管熱伝達モデル	入力値に含まれる。
	2 次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表 SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)	解析モデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含まれる。
	ドップラ反応度帰還効果	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
炉心 (熱流動)	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/°Cであることを確認した。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含まれる。
	沸騰・ポイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールポイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ポイド実験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ポイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡 水位変化	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1 次冷却材温度の不確かさとして±2°C、1 次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	入力値に含まれる。
蒸気 発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	入力値に含まれる。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	入力値に含まれる。
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	伝熱管熱伝達モデル	入力値に含まれる。
	2 次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 1.4.5 表 CHASTE における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最悪条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。
	燃料棒表面 熱伝達	対流熱伝達モデル 輻射熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。 入力値に含まれる。輻射率は、1,200°C付近のジルカロイ被覆管の酸化面における輻射率(0.7~0.8)を踏まえて0.67を用いること、輻射伝熱を小さくするよう考慮している。 なお、輻射率0.67を用いた場合のPCTは、輻射率0.75を用いた場合に比べて数°C程度高くなる。また、部分長燃料棒より上部にも出力燃料棒が存在すると仮定して輻射伝熱を小さくするよう考慮している。
炉心 (燃料)	燃料被覆管 酸化	ジルコニウム 水反応モデル	酸化重及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。
	燃料被覆管 変形	膨れ・破裂評価 モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、SAFERコードから引き継ぐ対流熱伝達モデル、及び燃料の最大線出力密度などの解析条件を保守的に取り扱うことにより燃料被覆管温度は高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。ペストフイツト曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。

差異の説明

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																						
		<p>第1.4.6表 REDYにおける重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (核)</td> <td>核分裂出力</td> <td>核特性モデル</td> <td>反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。</td> </tr> <tr> <td>反応度フィードバック効果</td> <td>反応度モデル (ボイド・ドップラ)</td> <td>原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の閉止の事象に対して、初期の運転状態から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピー及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点近似手法による不確かさに、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさを考慮し、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、事象進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。                      ・動的ボイド係数                      ・動的ドップラ係数                      高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。                      学会推奨値等と前燃熱モデル式の比較から、前燃熱計算の不確かさが-0.1%〜+0.8%であることを確認した。                      設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。                      再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。                      モデルの仮定に含まれる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td>前燃熱</td> <td>反応度モデル (ボロン)</td> <td>高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。                      学会推奨値等と前燃熱モデル式の比較から、前燃熱計算の不確かさが-0.1%〜+0.8%であることを確認した。                      設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。                      再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>沸騰・ボイド率変化 冷却材流量変化 冷却材放出特性 自然循環 流量</td> <td>炉心ボイドモデル 再循環系モデル</td> <td>再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。                      モデルの仮定に含まれる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)</td> <td>冷却材放出 (凝乳流・差圧流)</td> <td>逃がし安全弁モデル</td> <td>モデルにおける吹出し容量は、「日本工業規格 JISB8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、吹出し容量の不確かさは-0%〜+16.6%であることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (核)	核分裂出力	核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドップラ)	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の閉止の事象に対して、初期の運転状態から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピー及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点近似手法による不確かさに、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさを考慮し、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、事象進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。 ・動的ボイド係数 ・動的ドップラ係数 高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。 学会推奨値等と前燃熱モデル式の比較から、前燃熱計算の不確かさが-0.1%〜+0.8%であることを確認した。 設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。 再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。 モデルの仮定に含まれる。	炉心 (熱流動)	前燃熱	反応度モデル (ボロン)	高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。 学会推奨値等と前燃熱モデル式の比較から、前燃熱計算の不確かさが-0.1%〜+0.8%であることを確認した。 設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。 再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。	沸騰・ボイド率変化 冷却材流量変化 冷却材放出特性 自然循環 流量	炉心ボイドモデル 再循環系モデル	再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。 モデルの仮定に含まれる。	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材放出 (凝乳流・差圧流)	逃がし安全弁モデル	モデルにおける吹出し容量は、「日本工業規格 JISB8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、吹出し容量の不確かさは-0%〜+16.6%であることを確認した。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																						
炉心 (核)	核分裂出力	核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。																						
	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドップラ)	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の閉止の事象に対して、初期の運転状態から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピー及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点近似手法による不確かさに、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさを考慮し、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、事象進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。 ・動的ボイド係数 ・動的ドップラ係数 高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。 学会推奨値等と前燃熱モデル式の比較から、前燃熱計算の不確かさが-0.1%〜+0.8%であることを確認した。 設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。 再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。 モデルの仮定に含まれる。																						
炉心 (熱流動)	前燃熱	反応度モデル (ボロン)	高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。 学会推奨値等と前燃熱モデル式の比較から、前燃熱計算の不確かさが-0.1%〜+0.8%であることを確認した。 設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。 再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。																						
	沸騰・ボイド率変化 冷却材流量変化 冷却材放出特性 自然循環 流量	炉心ボイドモデル 再循環系モデル	再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%〜+10%であることを確認した。 モデルの仮定に含まれる。																						
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材放出 (凝乳流・差圧流)	逃がし安全弁モデル	モデルにおける吹出し容量は、「日本工業規格 JISB8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、吹出し容量の不確かさは-0%〜+16.6%であることを確認した。																						

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明												
		<p style="text-align: center;">第1.4.6表 REEDYにおける重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">分類</th> <th style="width: 20%;">重要現象</th> <th style="width: 20%;">解析モデル</th> <th style="width: 40%;">不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)</td> <td>ECCS注水 (給水系・代替の注水設備含む)</td> <td>給水系モデル</td> <td>モデルは保守的な評価をすることを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 設計流量（安全要求の下限値である182m<sup>3</sup>/h）と実力値（250m<sup>3</sup>/h）の比較により、HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレーション・チェンバ・プールの水温として通常運転時の上限値32℃を設定しているが、不確かさを-25℃（-104kJ/kg）を下限として設定した。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器</td> <td>ほう酸水の拡散 サブレーション・プールの冷却</td> <td>ほう酸水拡散モデル 格納容器モデル</td> <td>従来型BWR向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。 モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	ECCS注水 (給水系・代替の注水設備含む)	給水系モデル	モデルは保守的な評価をすることを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 設計流量（安全要求の下限値である182m <sup>3</sup> /h）と実力値（250m <sup>3</sup> /h）の比較により、HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレーション・チェンバ・プールの水温として通常運転時の上限値32℃を設定しているが、不確かさを-25℃（-104kJ/kg）を下限として設定した。	原子炉格納容器	ほう酸水の拡散 サブレーション・プールの冷却	ほう酸水拡散モデル 格納容器モデル	従来型BWR向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。 モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ												
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	ECCS注水 (給水系・代替の注水設備含む)	給水系モデル	モデルは保守的な評価をすることを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 設計流量（安全要求の下限値である182m <sup>3</sup> /h）と実力値（250m <sup>3</sup> /h）の比較により、HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレーション・チェンバ・プールの水温として通常運転時の上限値32℃を設定しているが、不確かさを-25℃（-104kJ/kg）を下限として設定した。												
原子炉格納容器	ほう酸水の拡散 サブレーション・プールの冷却	ほう酸水拡散モデル 格納容器モデル	従来型BWR向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。 モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。												

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																								
		<p>第1.4.7表 SCA Tにおける重要現象の不確かさ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心 (核)</td> <td>出力分布 変化</td> <td>出力分布モデル</td> <td>入力値に含まれる。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<input style="color:red" type="text"/>入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。</td> </tr> <tr> <td>炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内 温度変化</td> <td>熱伝導モデル、 燃料ペレレット- 被覆管ギャップ 熱伝達モデル</td> <td>入力値に含まれる。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<input style="color:red" type="text"/>入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料棒表面 熱伝達</td> <td>熱伝達モデル、 リウエットモデ ル</td> <td>解析コードでは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal1-Rohsenow式）を採用したことに<input style="color:red" type="text"/>加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>沸騰遷移</td> <td>沸騰遷移評価モ デル</td> <td>入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件として、初期空気を運転制御限MCPRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCP Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。</td> </tr> <tr> <td>炉心 (熱流動)</td> <td>気液熱非 平衡</td> <td>熱伝達モデル、 リウエットモデ ル</td> <td>解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal1-Rohsenow式）を適用し、<input style="color:red" type="text"/>加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとよい。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (核)	出力分布 変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。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 <input style="color:red" type="text"/> 入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。	炉心 (燃料)	燃料棒内 温度変化	熱伝導モデル、 燃料ペレレット- 被覆管ギャップ 熱伝達モデル	入力値に含まれる。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 <input style="color:red" type="text"/> 入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。		燃料棒表面 熱伝達	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードでは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal1-Rohsenow式）を採用したことに <input style="color:red" type="text"/> 加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。		沸騰遷移	沸騰遷移評価モ デル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件として、初期空気を運転制御限MCPRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCP Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。	炉心 (熱流動)	気液熱非 平衡	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal1-Rohsenow式）を適用し、 <input style="color:red" type="text"/> 加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとよい。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																								
炉心 (核)	出力分布 変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。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 <input style="color:red" type="text"/> 入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。																								
炉心 (燃料)	燃料棒内 温度変化	熱伝導モデル、 燃料ペレレット- 被覆管ギャップ 熱伝達モデル	入力値に含まれる。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 <input style="color:red" type="text"/> 入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。																								
	燃料棒表面 熱伝達	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードでは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal1-Rohsenow式）を採用したことに <input style="color:red" type="text"/> 加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。																								
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モ デル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件として、初期空気を運転制御限MCPRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCP Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。																								
炉心 (熱流動)	気液熱非 平衡	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougal1-Rohsenow式）を適用し、 <input style="color:red" type="text"/> 加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとよい。																								

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第 1.4.6 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (炉心)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	TMI 事故解析における炉心シミュレーション時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心シミュレーション速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価（代表 4 ルールアップ）を抑制した。 ・SBO、LOCA シーンケースとともに、運転員操作の起点となる炉心領域の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリローテーションの開始時刻は、SBO シーンケースでは約 14 分早まる。LOCA シーンケースでは約 30 秒早まる。 ・ECCS 再循環開始時刻では、M-RELAPOS よりも炉心露出を速かに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の炉心領域による冷却効果に伴う炉心低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。 高圧側配管管束の保有水量を M-RELAPOS よりも多めに評価するが、同コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり M-RELAPOS で MAAP の計算結果と境界条件を用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料棒表面熱伝達係数を M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管変形は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	沸騰・ボイド率変化は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離・対向流	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	構造材との熱伝達は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	

第 6.4.6 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (炉心)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	TMI 事故解析における炉心シミュレーション時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心シミュレーション速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価（代表 4 ルールアップ）を抑制した。 ・SBO、LOCA シーンケースとともに、運転員操作の起点となる炉心領域の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリローテーションの開始時刻は、SBO シーンケースでは約 14 分早まる。LOCA シーンケースでは約 30 秒早まる。 ・ECCS 再循環開始時刻では、M-RELAPOS よりも炉心露出を速かに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の炉心領域による冷却効果に伴う炉心低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。 高圧側配管管束の保有水量を M-RELAPOS よりも多めに評価するが、同コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり M-RELAPOS で MAAP の計算結果と境界条件を用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料棒表面熱伝達係数を M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管変形は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	沸騰・ボイド率変化は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離・対向流	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	構造材との熱伝達は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	

第 1.4.8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (炉心)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	TMI 事故解析における炉心シミュレーション時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 CORAX 感度解析における、燃料被覆管、燃料棒及びチェンネルボックスの温度変化について、炉心シミュレーション速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価（代表 4 ルールアップ）を抑制した。 ・SBO、LOCA シーンケースとともに、運転員操作の起点となる炉心領域の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリローテーションの開始時刻は、SBO シーンケースでは約 14 分早まる。LOCA シーンケースでは約 30 秒早まる。 ・ECCS 再循環開始時刻では、M-RELAPOS よりも炉心露出を速かに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の炉心領域による冷却効果に伴う炉心低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。 高圧側配管管束の保有水量を M-RELAPOS よりも多めに評価するが、同コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり M-RELAPOS で MAAP の計算結果と境界条件を用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料棒表面熱伝達係数を M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管変形は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	沸騰・ボイド率変化は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離・対向流	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	構造材との熱伝達は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	

差異の説明

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (炉心)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	TMI 事故解析における炉心シミュレーション時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 CORAX 感度解析における、燃料被覆管、燃料棒及びチェンネルボックスの温度変化について、炉心シミュレーション速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価（代表 4 ルールアップ）を抑制した。 ・SBO、LOCA シーンケースとともに、運転員操作の起点となる炉心領域の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリローテーションの開始時刻は、SBO シーンケースでは約 14 分早まる。LOCA シーンケースでは約 30 秒早まる。 ・ECCS 再循環開始時刻では、M-RELAPOS よりも炉心露出を速かに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の炉心領域による冷却効果に伴う炉心低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。 高圧側配管管束の保有水量を M-RELAPOS よりも多めに評価するが、同コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり M-RELAPOS で MAAP の計算結果と境界条件を用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料棒表面熱伝達係数を M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管変形は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	沸騰・ボイド率変化は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離・対向流	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	
1 次冷却系	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	構造材との熱伝達は M-RELAPOS と同等の結果が得られていることを確認。また、M-RELAPOS は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	構造材との熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		女川原子力発電所2号炉		差異の説明	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象		解析モデル
1次冷却系	ECCS強制注入	安全系モデル (ECCS)	入力側に含まれる。注入特性の不確かさは入力値に含まれる。感度解析により変動低減 (圧力損失) の感度が小さいことを確認。	原子炉格納容器	ECCS系注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器透過し弁からの放出流量を適正に評価することを確認。	加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次冷却系からの蒸気放出がある場合、伝熱係数を適大評価する傾向を確認。	蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、適大評価する傾向を確認。		2次側水位変化・ドライアウト		
	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コアス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コアス水位を低めに評価する傾向を確認。		区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		
	区画間の流動 (液体)		HDR 実験解析及び CSTP 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内部温度：10℃程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ・HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。		区画間の流動 (液体)		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)		構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
原子炉格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)			水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)			格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)	

第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器透過し弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱係数を適大評価する傾向を確認。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、適大評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	2次側水位変化・ドライアウト	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コアス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コアス水位を低めに評価する傾向を確認。
	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		HDR 実験解析及び CSTP 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内部温度：10℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：10%程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力側に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を 2℃ の範囲で高めに評価することを確認 (代表 3 ループアラウンドの場合)。

第1.4.8表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	格納容器各相区間の流動	格納容器の熱水力モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について CSTP 実験解析は、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の予測が良く再現できていることを確認した。格納容器内部温度を十数℃程度高めに評価されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の予測は小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の予測について、解析結果が測定データと一致することを確認した。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		構造材との熱伝達及び内部熱伝導
	気液界面の熱伝達		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	入力側に含まれる。
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	安全系モデル (放射線水分解)	放射線水分解は放射線分解に起因する。
	格納容器ベント		MAAPコードでは格納容器ベントについては、設計流量に基いて放射線分解を考慮し、格納容器内部の圧力と放射線分解の計算方法を適用している。
	エアレーション・エア	安全系モデル (非常用圧力制御)	入力側に含まれる。
	エア冷却		



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第 1.4.6 表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (4/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 溶融炉心とコンクリートの伝熱 コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	溶融炉心挙動モデル(原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricoiu-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷卻材相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力上昇への影響が小さいことを確認。 MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricoiu-Spalding」のエントレインメント係数、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。 MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricoiu-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。 「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面(約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した)場合に、コンクリート侵食深さは約15cmとなることを確認。これらのパラメータについてはコンクリート侵食に対して新しい条件を調べ合わせた場合、コンクリート侵食量は約19cmであり、継続的な侵食が生じないことを確認。MCCIによる浸食する本数を追加しても、最終的な原子炉格納容器内の本数濃度は6vol%程度(ドライ条件換算)であり、水処理装置(PPAR及びイグナイター)による処理が可能レベルであることを確認。 ACE及びSURC実施解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。

第 6.4.6 表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (4/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 溶融炉心とコンクリートの伝熱 コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	溶融炉心挙動モデル(原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricoiu-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷卻材相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力上昇への感度が小さいことを確認。 MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricoiu-Spalding」のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面(約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した)場合に、コンクリート侵食深さは約15cmとなることを確認。これらのパラメータについてはコンクリート侵食に対して新しい条件を調べ合わせた場合、コンクリート侵食量は約19cmであり、継続的な侵食が生じないことを確認。MCCIによる浸食する本数を追加しても、最終的な原子炉格納容器内の本数濃度は6vol%程度(ドライ条件換算)であり、水処理装置(PPAR及びイグナイター)による処理が可能レベルであることを確認。 ACE及びSURC実施解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。

第 1.4.8 表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉圧力容器下部での溶融炉心の挙動 溶融炉心と格納容器下部燃料水の伝熱 溶融炉心とコンクリートの伝熱 コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	原子炉容器外FCI現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外FCIによる圧力上昇への感度が小さいことを確認した。 溶融炉心の挙動モデル(格納容器下部での溶融炉心の挙動) 溶融炉心の挙動モデル(格納容器下部での溶融炉心の挙動) 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり 溶融炉心と格納容器下部燃料水の伝熱 溶融炉心とコンクリートの伝熱 コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	溶融炉心の挙動に関する見解は、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がる想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、初期グラントの形状や事前発生りの不確かさを踏まえて、拡がりを制限した感度解析結果の取り扱いは行うことが適明と考えられる。 MCCI現象に関する要因分析より、エントレインメント係数、上面熱伝達率及び溶融燃料の径からクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。詳細結果、コンクリート侵食量に対して上面熱伝達率及び拡がり係数をパラメータとした感度解析を行った。また、上面熱伝達率を下限とした場合でも、コンクリート侵食量は22.5cm程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は、想定される範囲で厳し条件を考慮して感度確認したものであり、不確かさを考慮しても同様でコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることにはならないと考えられる。 ACE実施解析及びSURC-4実施解析により、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の外筒一性については、実験における侵食のばらつきがMAA Pコードの平均侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱伝達率の感度に対して影響が小さいことを確認した。 PHEBUS-FP実験解析により、P事故の開始時刻を良く再現しているもの、燃料棒表面温度を正確に評価することにより、急激なP放出を示す現象となった。ただし、この原因は実験における小規模炉心体系の傾倒によるものであり、実験の大規模炉心体系においてこの種の現象は小さくなることを確認した。 ABCOVE実験解析により、格納容器内のエアロゾル発生挙動を適正に評価できることを確認した。

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		女川原子力発電所2号炉		差異の説明	
<p>第1.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (5 / 5)</p>							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内FP <sup>#1</sup> 挙動	FP <sup>#1</sup> 挙動モデル	不確かさ	原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内核分裂生成物挙動	核分裂生成物 挙動モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内FP <sup>#1</sup> 挙動			原子炉格納容器内核分裂生成物 挙動			
<p>第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (5 / 5)</p>							
<p>※1：Fission Product (核分裂生成物)</p>							
<p>PHIBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の規模によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。</p> <p>ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。</p> <p>炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP<sup>#1</sup>放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。</p>		<p>PHIBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の規模によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。</p> <p>ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。</p> <p>炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。</p>					

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		女川原子力発電所2号炉		差異の説明		
第1.4.7表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等								
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構形式及び相関式非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	NUPEC試験 TestM-7-1の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約2.4%と推定。	原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構形式及び相関式非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	NUPEC試験 TestM-7-1の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約2.4%と推定。	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル 熱伝導モデル	区画間・区画内の流動と同じ。 流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。 不確かさはない。		構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル 熱伝導モデル	区画間・区画内の流動と同じ。 流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。 不確かさはない。	
	スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル	区画間・区画内の流動と同じ。		スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル	区画間・区画内の流動と同じ。	区画間・区画内の流動と同じ。
	水素処理	PAR特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約0.3%）。 THAI試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。		水素処理	PAR特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約0.3%）。 THAI試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。	コード開発元により検証されている解析解との比較により、圧力で0.5%、温度で1%の不確かさがあることを確認。
第6.4.7表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等								
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構形式及び相関式非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	NUPEC試験 TestM-7-1の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約2.4%と推定。	原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構形式及び相関式非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	NUPEC試験 TestM-7-1の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約2.4%と推定。	
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル 熱伝導モデル	区画間・区画内の流動と同じ。 流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。 不確かさはない。		構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル 熱伝導モデル	区画間・区画内の流動と同じ。 流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。 不確かさはない。	
	スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル	区画間・区画内の流動と同じ。		スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル	区画間・区画内の流動と同じ。	区画間・区画内の流動と同じ。
	水素処理	PAR特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約0.3%）。 THAI試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。		水素処理	PAR特性モデル イグナイタによる水素燃焼モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約0.3%）。 THAI試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。	コード開発元による解析解との比較により、圧力で0.5%、温度で1%。
第1.4.9表 APEXにおける重要現象の不確かさ等								
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
炉心(核)	核分裂出力	一点近似動特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心を空閑効果を考慮し二次元体系に縮約	ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。	炉心(核)	核分裂出力	一点近似動特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心を空閑効果を考慮し二次元体系に縮約	ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。	
	出力力分布変化	二次元(RZ)拡散モデル エンタルピとスプレッドの進行に伴う相対出力力分布変化を考慮	解析では制御棒挙動に伴う反応度印加曲線を載し設定し、さらに局所出力ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度0.044での値)を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出力力分布変化の不確かさは考慮しない。		出力力分布変化	二次元(RZ)拡散モデル エンタルピとスプレッドの進行に伴う相対出力力分布変化を考慮	解析では制御棒挙動に伴う反応度印加曲線を載し設定し、さらに局所出力ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度0.044での値)を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出力力分布変化の不確かさは考慮しない。	
	反応度フィードバック効果	ドップラ反応度フィードバック効果は出力力分布依存で考慮 熱的現象は断熱、ポイド反応度フィードバック効果は考慮しない	ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、Helistradの試験等との比較から7~9%であることを確認した。 実効遅延中性子割合の不確かさは、MISTRAL臨界試験との比較から4%であることを確認した。		反応度フィードバック効果	ドップラ反応度フィードバック効果は出力力分布依存で考慮 熱的現象は断熱、ポイド反応度フィードバック効果は考慮しない	ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、Helistradの試験等との比較から7~9%であることを確認した。 実効遅延中性子割合の不確かさは、MISTRAL臨界試験との比較から4%であることを確認した。	
	制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	制御棒反応度の不確かさは、起動試験時及び物理試験時に行われた制御棒挿入試験結果と解析結果の比較から9%以下であることを確認した。 実効遅延中性子割合の不確かさは、MISTRAL臨界試験との比較から4%であることを確認した。		制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	制御棒反応度の不確かさは、起動試験時及び物理試験時に行われた制御棒挿入試験結果と解析結果の比較から9%以下であることを確認した。 実効遅延中性子割合の不確かさは、MISTRAL臨界試験との比較から4%であることを確認した。	
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料棒レレット被覆管ギャップ熱伝達モデル	「反応度投入事象(無燃料)」において燃料棒内マッソの「制御棒落下」解析結果への影響は0%と報告されており、類似の事象である本事故ケースンズについても、影響はほとんどないため、考慮しない。	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料棒レレット被覆管ギャップ熱伝達モデル	「反応度投入事象(無燃料)」において燃料棒内マッソの「制御棒落下」解析結果への影響は0%と報告されており、類似の事象である本事故ケースンズについても、影響はほとんどないため、考慮しない。		
	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流：Dittus-Boelterの式 核沸騰状態：Jens-Lottesの式 膜沸騰状態(低圧時)：NSTRの実測データに基づいて導出された蒸気伝達係数	「反応度の誤投入」事象は単相強制対流であるため出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料棒エンタルピの最大値に対する影響はほとんどないため、考慮しない。	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流：Dittus-Boelterの式 核沸騰状態：Jens-Lottesの式 膜沸騰状態(低圧時)：NSTRの実測データに基づいて導出された蒸気伝達係数	「反応度の誤投入」事象は単相強制対流であるため出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料棒エンタルピの最大値に対する影響はほとんどないため、考慮しない。		
	沸騰遷移	低圧時：Rohsenow-Griffithの式及びKutatelauzeの式	事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して充分小さくなることから、沸騰遷移の相定式の不確かさが燃料棒エンタルピの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。	沸騰遷移	低圧時：Rohsenow-Griffithの式及びKutatelauzeの式	事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して充分小さくなることから、沸騰遷移の相定式の不確かさが燃料棒エンタルピの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。		

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		女川原子力発電所2号炉		差異の説明									
<p>第1.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <tr> <td>分類</td> <td>重要現象</td> <td>解析モデル</td> <td>不確かさ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td rowspan="2">構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>ヒートシンク熱伝達モデル</td> <td rowspan="2">CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク内熱伝導モデル</td> </tr> </table>							分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。	ヒートシンク内熱伝導モデル
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ												
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。												
		ヒートシンク内熱伝導モデル													
<p>第6.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <tr> <td>分類</td> <td>重要現象</td> <td>解析モデル</td> <td>不確かさ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td rowspan="2">構造材と熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>ヒートシンク熱伝達モデル</td> <td rowspan="2">CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク内熱伝導モデル</td> </tr> </table>							分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉格納容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。	ヒートシンク内熱伝導モデル
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ												
原子炉格納容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。												
		ヒートシンク内熱伝導モデル													







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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

評価事象	大飯発電所3/4号炉									
	2次冷却系全交流動力炉からの除熱機能喪失	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力
物理現象	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力
1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
冷却材放出(臨界減・差圧流) <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
区画間・区画内の流動	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
スプレッド冷却 <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器再循環ユニットによる	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器内自然対流冷却 <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)  
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

評価事象	泊発電所3号炉									
	2次冷却系全交流動力炉からの除熱機能喪失	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力
物理現象	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力
1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
冷却材放出(臨界減・差圧流) <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
区画間・区画内の流動	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
スプレッド冷却 <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器再循環ユニットによる	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器内自然対流冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)  
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

評価事象	女川原子力発電所2号炉									
	高圧・低圧注水機能喪失	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力
物理現象	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器炉格納容器圧力
冷却材放出	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
サブプレッション・プールの冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
スプレッド冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
放射熱水分解等による水蒸ガス・酸素ガス発生	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器ベント	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)  
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「前部熱除去機能喪失」の有効性評価では、「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており、取水機能が喪失した場合にはサブプレッション・プールの冷却が、残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要な現象となる。  
 ※2 第1.7.1表(2/3)の「冷却材放出(臨界減・差圧流)」と同一の物理現象

差異の説明

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

評価事象	評価指標
物理現象	
核分裂出力	
反応度過渡効果	
制御棒効果	
炉壁熱*1	
燃料棒内温度変化	
燃料棒表面熱伝達	
燃料被覆管酸化	
燃料被覆管変形	
沸騰・ボイド率変化	
気液分離(水位変化)・対向流	
気液熱非平衡	
圧力損失	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）  
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

大飯発電所3/4号炉

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

評価事象	評価指標
物理現象	
核分裂出力	
反応度過渡効果	
制御棒効果	
炉壁熱*1	
燃料棒内温度変化	
燃料棒表面熱伝達	
燃料被覆管酸化	
燃料被覆管変形	
沸騰・ボイド率変化	
気液分離(水位変化)・対向流	
気液熱非平衡	
圧力損失	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）  
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

泊発電所3号炉

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (1/5)

評価事象	評価指標
物理現象	
核分裂出力	
出力分布変化	
反応度フィードバック効果	
制御棒効果	
炉壁熱	
三次元効果	
燃料棒内温度変化	
燃料棒表面熱伝達	
燃料被覆管酸化	
燃料被覆管変形	
三次元効果	
沸騰・ボイド率変化	
気液分離(水位変化)・対向流	
気液熱非平衡	
圧力損失	
三次元効果	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）  
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

女川原子力発電所2号炉

差異の説明

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

評価事象	評価指標	物理現象	影響
炉内気圧力・過圧溶融物放出/格納容器周囲への静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
炉内気圧力・過圧溶融物放出/格納容器周囲への静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
冷却材流量変化(強制循環時)	冷却材流量	冷却材流量変化(自然循環時)	冷却材流量
冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出
沸騰・凝縮・ボイド率変化	沸騰・凝縮・ボイド率	沸騰・凝縮・ボイド率変化	沸騰・凝縮・ボイド率
気液分離・対向流	気液分離・対向流	気液分離・対向流	気液分離・対向流
気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡
圧力損失	圧力損失	圧力損失	圧力損失
構造材との熱伝達	構造材との熱伝達	構造材との熱伝達	構造材との熱伝達
ECCS強制注入 <sup>※1</sup>	ECCS強制注入	ECCS強制注入 <sup>※1</sup>	ECCS強制注入
ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	ECCS蓄圧タンク注入	ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	ECCS蓄圧タンク注入
気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡
水位変化	水位変化	水位変化	水位変化
冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)  
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

大阪発電所3/4号炉

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

評価事象	評価指標	物理現象	影響
炉内気圧力・過圧溶融物放出/格納容器周囲への静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
炉内気圧力・過圧溶融物放出/格納容器周囲への静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
冷却材流量変化(強制循環時)	冷却材流量	冷却材流量変化(自然循環時)	冷却材流量
冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出
沸騰・凝縮・ボイド率変化	沸騰・凝縮・ボイド率	沸騰・凝縮・ボイド率変化	沸騰・凝縮・ボイド率
気液分離・対向流	気液分離・対向流	気液分離・対向流	気液分離・対向流
気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡
圧力損失	圧力損失	圧力損失	圧力損失
構造材との熱伝達	構造材との熱伝達	構造材との熱伝達	構造材との熱伝達
ECCS強制注入 <sup>※1</sup>	ECCS強制注入	ECCS強制注入 <sup>※1</sup>	ECCS強制注入
ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	ECCS蓄圧タンク注入	ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	ECCS蓄圧タンク注入
気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡
水位変化	水位変化	水位変化	水位変化
冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)  
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

泊発電所3号炉

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/5)

評価事象	評価指標	物理現象	影響
炉内気圧力・過圧溶融物放出/格納容器周囲への静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
炉内気圧力・過圧溶融物放出/格納容器周囲への静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
冷却材流量変化	冷却材流量	冷却材流量変化	冷却材流量
冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出
沸騰・凝縮・ボイド率変化	沸騰・凝縮・ボイド率	沸騰・凝縮・ボイド率変化	沸騰・凝縮・ボイド率
気液分離・対向流	気液分離・対向流	気液分離・対向流	気液分離・対向流
気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡	気液熱非平衡
圧力損失	圧力損失	圧力損失	圧力損失
構造材との熱伝達	構造材との熱伝達	構造材との熱伝達	構造材との熱伝達
ECCS注入(給水系・代替注水設備含む)	ECCS注入	ECCS注入(給水系・代替注水設備含む)	ECCS注入
ほう酸水の取替	ほう酸水の取替	ほう酸水の取替	ほう酸水の取替
三蒸水効果	三蒸水効果	三蒸水効果	三蒸水効果

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象) ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「炉内中心・コンクリート相互作用」の有効性評価の評価事故シナリオにおいては、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)を考慮せず、その有効性を無視していることから、当該の事故シナリオにおいては、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)は重要現象とされない。

女川原子力発電所2号炉

差異の説明

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

6. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

評価事象	物理現象	評価指標	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用
原子炉格納容器	原子炉格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	○	○
原子炉格納容器	1次側・2次側の熱伝達	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	2次側水位変化・ドライアウト	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	2次側給水（主給水・補助給水）※1	1次冷却材圧力	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	スプレイ冷却※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	放射熱水分解等による水素発生	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	水素濃度変化※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	水素処理	原子炉格納容器圧力	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）  
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

評価事象	物理現象	評価指標	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用
原子炉格納容器	原子炉格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	○	○
原子炉格納容器	1次側・2次側の熱伝達	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	2次側水位変化・ドライアウト	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	2次側給水（主給水・補助給水）※1	1次冷却材圧力	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	スプレイ冷却※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	放射熱水分解等による水素発生	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	水素処理	原子炉格納容器圧力	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）  
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/5)

評価事象	物理現象	評価指標	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用
原子炉格納容器	原子炉格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	1次側・2次側の熱伝達	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	2次側水位変化・ドライアウト	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	2次側給水（主給水・補助給水）※1	1次冷却材圧力	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	スプレイ冷却	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	放射熱水分解等による水素発生	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器圧力	○	○
原子炉格納容器	水素処理	原子炉格納容器圧力	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「溶解炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価においては、「代替格納冷却系を使用する場合は「代替格納冷却系を使用できない場合」と「代替格納冷却系を使用する場合は「代替格納冷却系を使用できない場合」の有効性を確認して、代替格納冷却系を使用する場合はサブプレッシャ・ブローアウトが、代替格納冷却系を使用できない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。  
 ※2 評価事象「水素燃焼」の有効性評価の解析コードにおいては、格納容器ベントを実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、格納容器ベントは重要現象とならない。

差異の説明



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																																			
		<p style="text-align: center;">第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転中の原子炉における重大事故) (5/75)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">評価事象</th> <th style="width: 15%;">物理現象</th> <th style="width: 15%;">評価指標</th> <th style="width: 15%;">評価事象</th> <th style="width: 15%;">物理現象</th> <th style="width: 15%;">評価指標</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">原子炉格納容器</td> <td>原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>溶融炉心・温度による静荷重(格納容器過圧・過温破損)</td> <td>原子炉格納容器圧力及び温度</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>格納容器空腔気流加熱</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面での溶融炉心の起ぶり</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>内部構造物の溶融、破損</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外下CCI(溶融炉心細粒化)</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外下CCI(デブリ炉心蒸気伝達)</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>格納容器内気流加熱</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の再凝縮</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内FR運動</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)                  □：評価項目となるパラメータに有意な影響(重要現象)を与えない現象                  ※1 評価事象「空腔気流・温度による静荷重(格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「原子炉格納容器下部床面での溶融炉心・過温破損」の有効性評価の中で確認できる。</p>	評価事象	物理現象	評価指標	評価事象	物理現象	評価指標	原子炉格納容器	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・温度による静荷重(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力	格納容器空腔気流加熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	格納容器下部床面での溶融炉心の起ぶり	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	内部構造物の溶融、破損	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力容器外下CCI(溶融炉心細粒化)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力容器外下CCI(デブリ炉心蒸気伝達)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	格納容器内気流加熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	溶融炉心とコンクリートの伝熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	溶融炉心の再凝縮	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器内FR運動	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
評価事象	物理現象	評価指標	評価事象	物理現象	評価指標																																																																	
原子炉格納容器	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・温度による静荷重(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力																																																																	
	格納容器空腔気流加熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	格納容器下部床面での溶融炉心の起ぶり	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	内部構造物の溶融、破損	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	原子炉圧力容器外下CCI(溶融炉心細粒化)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	原子炉圧力容器外下CCI(デブリ炉心蒸気伝達)	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	格納容器内気流加熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	溶融炉心の再凝縮	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	
	原子炉格納容器内FR運動	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力																																																																	

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																																																																																																																																																																
<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>物理現象</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>核分裂出力</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>出力分布変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>反応度帰還効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>制御棒効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>崩壊熱<sup>※1</sup></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料棒内温度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料棒表面熱伝達</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>限界熱流束 (CHF<sup>※2</sup>)</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管酸化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管変形</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>3次元熱流動</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液分離 (水位変化)・対向流</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液熱非平衡</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>圧力損失</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ほう素濃度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象                      注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。                      ※2：Critical Heat Flux</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	物理現象				核分裂出力	-	-	-	出力分布変化	-	-	-	反応度帰還効果	-	-	-	制御棒効果	-	-	-	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○	燃料棒内温度変化	-	-	-	燃料棒表面熱伝達	-	-	-	限界熱流束 (CHF <sup>※2</sup> )	-	-	-	燃料被覆管酸化	-	-	-	燃料被覆管変形	-	-	-	3次元熱流動	-	-	-	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	<p>第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>物理現象</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>核分裂出力</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>出力分布変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>反応度帰還効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>制御棒効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>崩壊熱<sup>※1</sup></td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料棒内温度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料棒表面熱伝達</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>限界熱流束 (CHF<sup>※2</sup>)</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管酸化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管変形</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>3次元熱流動</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液分離 (水位変化)・対向流</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液熱非平衡</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>圧力損失</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ほう素濃度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象                      注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。                      ※2：Critical Heat Flux</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	物理現象				核分裂出力	-	-	-	出力分布変化	-	-	-	反応度帰還効果	-	-	-	制御棒効果	-	-	-	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○	燃料棒内温度変化	-	-	-	燃料棒表面熱伝達	-	-	-	限界熱流束 (CHF <sup>※2</sup> )	-	-	-	燃料被覆管酸化	-	-	-	燃料被覆管変形	-	-	-	3次元熱流動	-	-	-	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>燃料エンタルピー</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>物理現象</td><td></td></tr> <tr><td>核分裂出力</td><td>○</td></tr> <tr><td>出力分布変化</td><td>○</td></tr> <tr><td>反応度フィードバック効果</td><td>○</td></tr> <tr><td>制御棒反応度効果</td><td>○</td></tr> <tr><td>崩壊熱</td><td>-</td></tr> <tr><td>三次元効果</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料棒内温度変化</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料棒表面熱伝達</td><td>○</td></tr> <tr><td>沸騰遷移</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料被覆管酸化</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管変形</td><td>-</td></tr> <tr><td>三次元効果</td><td>-</td></tr> <tr><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>-</td></tr> <tr><td>気液分離 (水位変化)・対向流</td><td>-</td></tr> <tr><td>気液熱非平衡</td><td>-</td></tr> <tr><td>圧力損失</td><td>-</td></tr> <tr><td>三次元効果</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える影響（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象	反応度の誤投入	評価指標	燃料エンタルピー	物理現象		核分裂出力	○	出力分布変化	○	反応度フィードバック効果	○	制御棒反応度効果	○	崩壊熱	-	三次元効果	-	燃料棒内温度変化	○	燃料棒表面熱伝達	○	沸騰遷移	○	燃料被覆管酸化	-	燃料被覆管変形	-	三次元効果	-	沸騰・ボイド率変化	-	気液分離 (水位変化)・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	三次元効果	-	
評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																
評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																																
物理現象																																																																																																																																																																																																			
核分裂出力	-	-	-																																																																																																																																																																																																
出力分布変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
反応度帰還効果	-	-	-																																																																																																																																																																																																
制御棒効果	-	-	-																																																																																																																																																																																																
崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○																																																																																																																																																																																																
燃料棒内温度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
燃料棒表面熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																
限界熱流束 (CHF <sup>※2</sup> )	-	-	-																																																																																																																																																																																																
燃料被覆管酸化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
燃料被覆管変形	-	-	-																																																																																																																																																																																																
3次元熱流動	-	-	-																																																																																																																																																																																																
沸騰・ボイド率変化	○	○	○																																																																																																																																																																																																
気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○																																																																																																																																																																																																
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																																
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																
評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																																
物理現象																																																																																																																																																																																																			
核分裂出力	-	-	-																																																																																																																																																																																																
出力分布変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
反応度帰還効果	-	-	-																																																																																																																																																																																																
制御棒効果	-	-	-																																																																																																																																																																																																
崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○																																																																																																																																																																																																
燃料棒内温度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
燃料棒表面熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																
限界熱流束 (CHF <sup>※2</sup> )	-	-	-																																																																																																																																																																																																
燃料被覆管酸化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
燃料被覆管変形	-	-	-																																																																																																																																																																																																
3次元熱流動	-	-	-																																																																																																																																																																																																
沸騰・ボイド率変化	○	○	○																																																																																																																																																																																																
気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○																																																																																																																																																																																																
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																																
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																
評価事象	反応度の誤投入																																																																																																																																																																																																		
評価指標	燃料エンタルピー																																																																																																																																																																																																		
物理現象																																																																																																																																																																																																			
核分裂出力	○																																																																																																																																																																																																		
出力分布変化	○																																																																																																																																																																																																		
反応度フィードバック効果	○																																																																																																																																																																																																		
制御棒反応度効果	○																																																																																																																																																																																																		
崩壊熱	-																																																																																																																																																																																																		
三次元効果	-																																																																																																																																																																																																		
燃料棒内温度変化	○																																																																																																																																																																																																		
燃料棒表面熱伝達	○																																																																																																																																																																																																		
沸騰遷移	○																																																																																																																																																																																																		
燃料被覆管酸化	-																																																																																																																																																																																																		
燃料被覆管変形	-																																																																																																																																																																																																		
三次元効果	-																																																																																																																																																																																																		
沸騰・ボイド率変化	-																																																																																																																																																																																																		
気液分離 (水位変化)・対向流	-																																																																																																																																																																																																		
気液熱非平衡	-																																																																																																																																																																																																		
圧力損失	-																																																																																																																																																																																																		
三次元効果	-																																																																																																																																																																																																		

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																																																																																																																																																																										
<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>炉心水位、燃料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃料被覆管温度</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(強制循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(自然循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離・対向流</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう素濃度変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS強制注入<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ECCS蓄圧タンク注入<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>水位変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)<sup>※1</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側給水(主給水・補助給水)<sup>※1</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象                      注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	物理現象	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	1次冷却系				冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-	冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	気液分離・対向流	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	構造材との熱伝達	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	ECCS強制注入 <sup>※1</sup>	○	○	○	ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	○	○	-	加圧器				気液熱非平衡	-	-	-	水位変化	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	-	-	-	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	-	-	-	<p>第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>炉心水位、燃料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃料被覆管温度</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(強制循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(自然循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離・対向流</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう素濃度変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS強制注入(充てん系含む)<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ECCS蓄圧タンク注入<sup>※1</sup></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>水位変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)<sup>※1</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側給水(主給水・補助給水)<sup>※1</sup></td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象                      注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	物理現象	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	1次冷却系				冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-	冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	気液分離・対向流	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	構造材との熱伝達	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	ECCS強制注入(充てん系含む) <sup>※1</sup>	○	○	○	ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	○	○	-	加圧器				気液熱非平衡	-	-	-	水位変化	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	-	-	-	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	-	-	-	<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>燃料エンタルピ</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離(水位変化)・対向流</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な現象を与える影響（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象	反応度の誤投入	物理現象	燃料エンタルピ	原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)		冷却材流量変化	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	気液分離(水位変化)・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	構造材との熱伝達	-	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	-	ほう酸水の拡散	-	三次元効果	-	
評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																										
物理現象	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																																										
1次冷却系																																																																																																																																																																																																													
冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○																																																																																																																																																																																																										
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
気液分離・対向流	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
構造材との熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
ECCS強制注入 <sup>※1</sup>	○	○	○																																																																																																																																																																																																										
ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	○	○	-																																																																																																																																																																																																										
加圧器																																																																																																																																																																																																													
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
水位変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
1次側・2次側の熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
評価事象	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																										
物理現象	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																																										
1次冷却系																																																																																																																																																																																																													
冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○																																																																																																																																																																																																										
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
気液分離・対向流	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
構造材との熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
ECCS強制注入(充てん系含む) <sup>※1</sup>	○	○	○																																																																																																																																																																																																										
ECCS蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	○	○	-																																																																																																																																																																																																										
加圧器																																																																																																																																																																																																													
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
水位変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
1次側・2次側の熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	-	-	-																																																																																																																																																																																																										
評価事象	反応度の誤投入																																																																																																																																																																																																												
物理現象	燃料エンタルピ																																																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)																																																																																																																																																																																																													
冷却材流量変化	-																																																																																																																																																																																																												
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-																																																																																																																																																																																																												
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-																																																																																																																																																																																																												
気液分離(水位変化)・対向流	-																																																																																																																																																																																																												
気液熱非平衡	-																																																																																																																																																																																																												
圧力損失	-																																																																																																																																																																																																												
構造材との熱伝達	-																																																																																																																																																																																																												
ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	-																																																																																																																																																																																																												
ほう酸水の拡散	-																																																																																																																																																																																																												
三次元効果	-																																																																																																																																																																																																												



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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>大飯発電所3/4号炉 PRA イベントツリー (1/3)</p> <p>第 1.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー (1/3)</p>	<p>泊発電所3号炉 PRA イベントツリー (1/3)</p> <p>第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (1/3)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉 PRA イベントツリー (1/3)</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリー (1/3)</p>	<p>差異の説明</p>
<p>大飯発電所3/4号炉 PRA イベントツリー (2/3)</p> <p>第 1.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー (2/3)</p>	<p>泊発電所3号炉 PRA イベントツリー (2/3)</p> <p>第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (2/3)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉 PRA イベントツリー (2/3)</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリー (2/3)</p>	<p>差異の説明</p>
<p>大飯発電所3/4号炉 PRA イベントツリー (3/3)</p> <p>第 1.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)</p>	<p>泊発電所3号炉 PRA イベントツリー (3/3)</p> <p>第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (3/3)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉 PRA イベントツリー (3/3)</p> <p>第 1.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリー (3/3)</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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																		
<table border="1"> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理*</td> </tr> </table>	インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス			インターフェイスシステムLOCA			ATWSのイベントツリーで整理*	<table border="1"> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理</td> </tr> </table>	インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス			インターフェイスシステムLOCA			ATWSのイベントツリーで整理																																		
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス																																																			
		インターフェイスシステムLOCA																																																			
		ATWSのイベントツリーで整理*																																																			
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス																																																			
		インターフェイスシステムLOCA																																																			
		ATWSのイベントツリーで整理																																																			
<table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理*</td> </tr> </table>	主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス				炉心冷却成功				主給水流量喪失+補助給水失敗				ATWSのイベントツリーで整理*	<table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理</td> </tr> </table>	主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス				炉心冷却成功				主給水流量喪失+補助給水失敗				ATWSのイベントツリーで整理	<p>※ 「通常停止」及び「サポート系喪失」の2つの起回事象を含む</p>																			
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス																																																		
			炉心冷却成功																																																		
			主給水流量喪失+補助給水失敗																																																		
			ATWSのイベントツリーで整理*																																																		
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス																																																		
			炉心冷却成功																																																		
			主給水流量喪失+補助給水失敗																																																		
			ATWSのイベントツリーで整理																																																		
<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理*</td> </tr> </table>	外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス					炉心冷却成功					外部電源喪失+補助給水失敗					外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失					ATWSのイベントツリーで整理*	<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理</td> </tr> </table>	外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス					炉心冷却成功					外部電源喪失+補助給水失敗					外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失					ATWSのイベントツリーで整理	<p>第1.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)</p>	
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス																																																	
				炉心冷却成功																																																	
				外部電源喪失+補助給水失敗																																																	
				外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																																																	
				ATWSのイベントツリーで整理*																																																	
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス																																																	
				炉心冷却成功																																																	
				外部電源喪失+補助給水失敗																																																	
				外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																																																	
				ATWSのイベントツリーで整理																																																	
<table border="1"> <tr> <td>ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>起回事象*+原子炉トリップ失敗</td> </tr> </table>	ATWS	事故シーケンス		起回事象*+原子炉トリップ失敗	<table border="1"> <tr> <td>ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗</td> </tr> </table>	ATWS	事故シーケンス		原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗																																												
ATWS	事故シーケンス																																																				
	起回事象*+原子炉トリップ失敗																																																				
ATWS	事故シーケンス																																																				
	原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗																																																				

第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (2 / 3)

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉					
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナシス	
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (2/3)					
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナシス	
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)					
過度事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シナシス		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールドLOCA	事故シナシス
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)					
手動停止	補助給水	事故シナシス			

泊発電所3号炉					
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナシス	
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナシス	
過度事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シナシス		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールドLOCA	事故シナシス
手動停止	補助給水	事故シナシス			

第6.2.1図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (3/3)

女川原子力発電所2号炉							差異の説明
高炉圧損失事象発生	炉内停止	高圧炉圧	炉内停止	高炉圧	高炉圧	高炉圧	
インターフェイスLOCA	事故シナシス	事故シナシスグループ					
<p>※ 「大破断LOCA」、「中破断LOCA」及び「小破断LOCA」の3つの起因事象を含む</p>							
第1.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (3/3)							

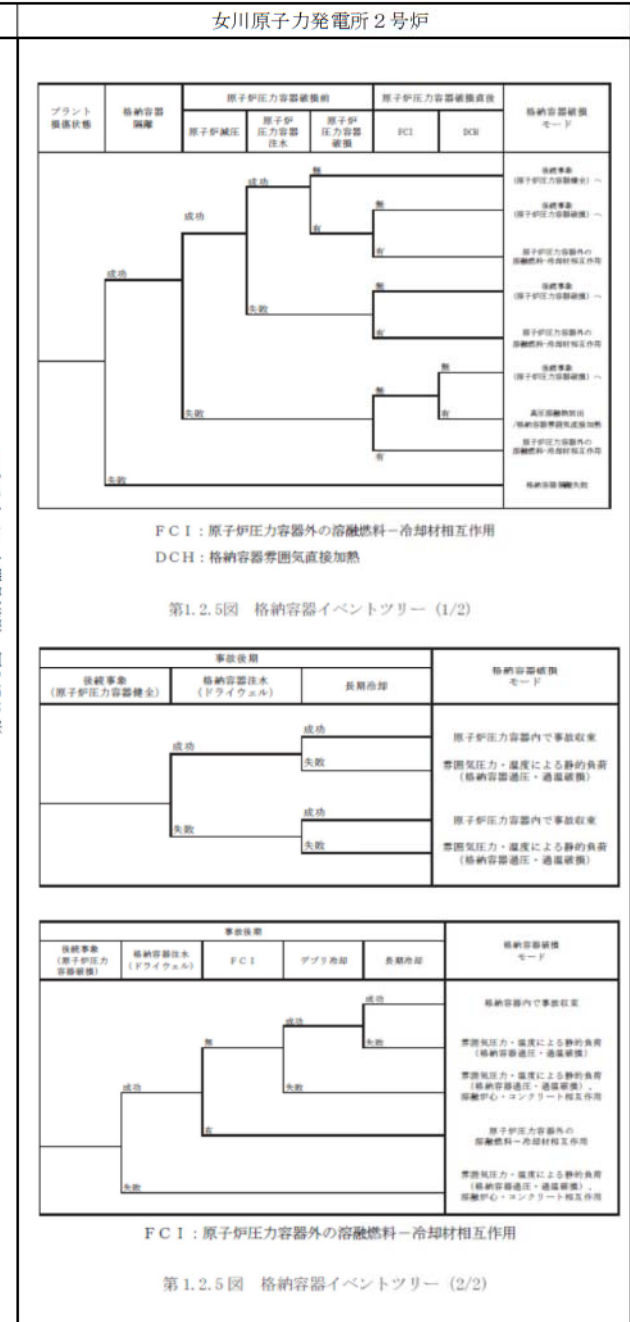
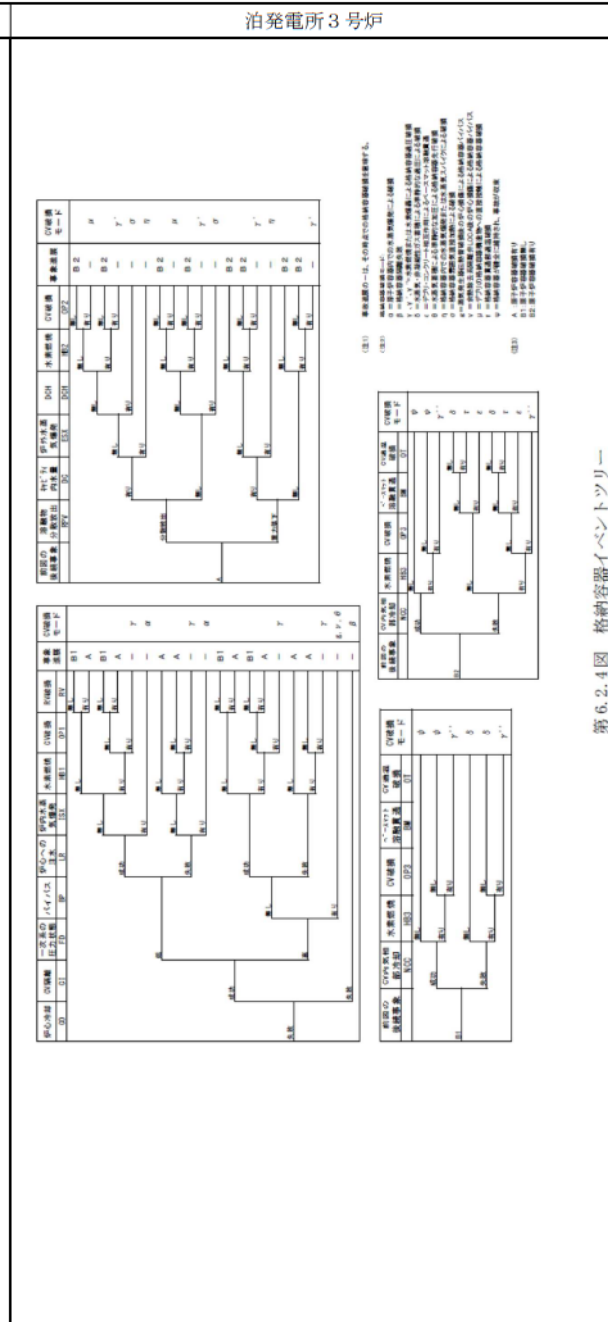
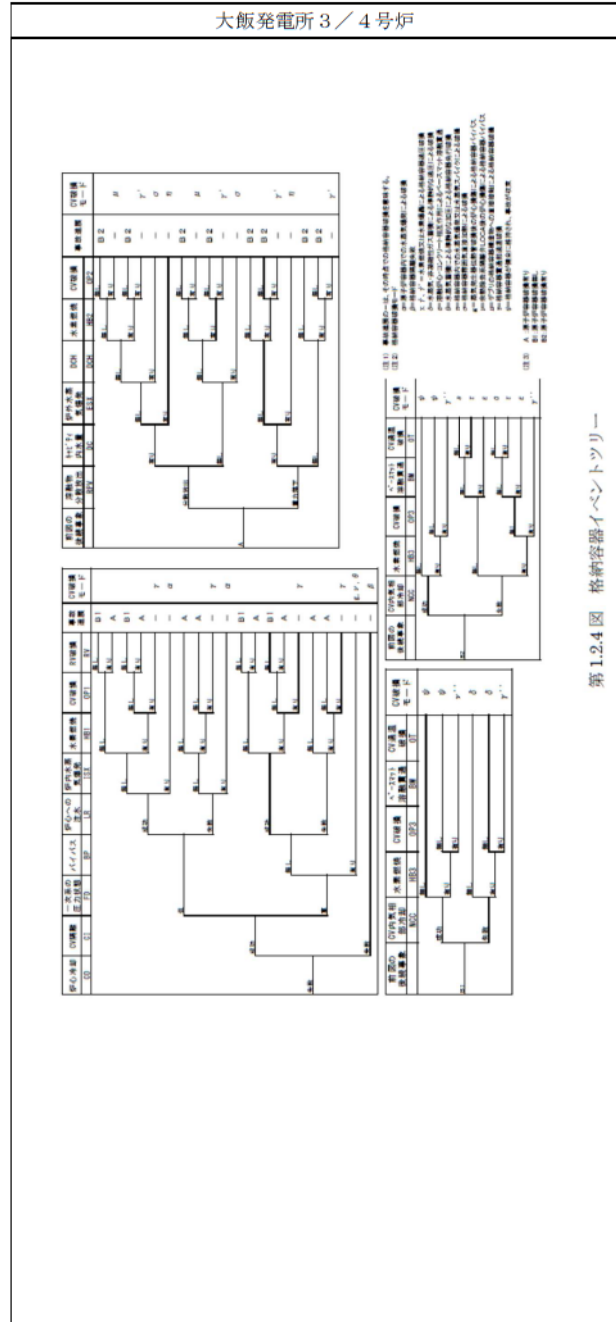
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																																																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>地震</th> <th>格納容器パイプス</th> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>大破断LOCA</th> <th>中破断LOCA</th> <th>小破断LOCA</th> <th>2次冷却系の破断</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水流量喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>2次冷却系の破断</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>小破断LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中破断LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>大破断LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>直接炉心損傷①</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器パイプス②</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</p> <p>※2 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</p>	地震	格納容器パイプス	直接炉心損傷に至る事象	大破断LOCA	中破断LOCA	小破断LOCA	2次冷却系の破断	起回事象								主給水流量喪失								2次冷却系の破断								小破断LOCA								中破断LOCA								大破断LOCA								直接炉心損傷①								格納容器パイプス②	<table border="1"> <thead> <tr> <th>地震</th> <th>格納容器パイプス</th> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>大破断LOCA</th> <th>中破断LOCA</th> <th>小破断LOCA</th> <th>2次冷却系の破断</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水流量喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>2次冷却系の破断</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>小破断LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中破断LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>大破断LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>直接炉心損傷①</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器パイプス②</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</p> <p>※2：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</p>	地震	格納容器パイプス	直接炉心損傷に至る事象	大破断LOCA	中破断LOCA	小破断LOCA	2次冷却系の破断	起回事象								主給水流量喪失								2次冷却系の破断								小破断LOCA								中破断LOCA								大破断LOCA								直接炉心損傷①								格納容器パイプス②	<p>第1.2.2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー</p>	<p>差異の説明</p>
地震	格納容器パイプス	直接炉心損傷に至る事象	大破断LOCA	中破断LOCA	小破断LOCA	2次冷却系の破断	起回事象																																																																																																																												
							主給水流量喪失																																																																																																																												
							2次冷却系の破断																																																																																																																												
							小破断LOCA																																																																																																																												
							中破断LOCA																																																																																																																												
							大破断LOCA																																																																																																																												
							直接炉心損傷①																																																																																																																												
							格納容器パイプス②																																																																																																																												
地震	格納容器パイプス	直接炉心損傷に至る事象	大破断LOCA	中破断LOCA	小破断LOCA	2次冷却系の破断	起回事象																																																																																																																												
							主給水流量喪失																																																																																																																												
							2次冷却系の破断																																																																																																																												
							小破断LOCA																																																																																																																												
							中破断LOCA																																																																																																																												
							大破断LOCA																																																																																																																												
							直接炉心損傷①																																																																																																																												
							格納容器パイプス②																																																																																																																												
<p>第1.2.2図 地震PRA階層イベントツリー</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波</th> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>原子炉建屋冷却機能喪失</th> <th>外部電源喪失</th> <th>主給水流量喪失</th> <th>過渡事象</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>過渡事象</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水流量喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉建屋冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>直接炉心損傷①</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 複数の信号系損傷</p>	津波	直接炉心損傷に至る事象	原子炉建屋冷却機能喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	過渡事象	起回事象							炉心冷却成功							過渡事象							主給水流量喪失							外部電源喪失							原子炉建屋冷却機能喪失							直接炉心損傷①	<p>第6.2.2図 地震PRA階層イベントツリー</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波</th> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>原子炉建屋冷却機能喪失</th> <th>外部電源喪失</th> <th>主給水流量喪失</th> <th>過渡事象</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>過渡事象</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水流量喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉建屋冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>直接炉心損傷①</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：複数の信号系損傷</p>	津波	直接炉心損傷に至る事象	原子炉建屋冷却機能喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	過渡事象	起回事象							炉心冷却成功							過渡事象							主給水流量喪失							外部電源喪失							原子炉建屋冷却機能喪失							直接炉心損傷①	<p>第1.2.3図 地震レベル1 PRAイベントツリー (1/2) (外部電源喪失)</p>	<p>差異の説明</p>																														
津波	直接炉心損傷に至る事象	原子炉建屋冷却機能喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	過渡事象	起回事象																																																																																																																													
						炉心冷却成功																																																																																																																													
						過渡事象																																																																																																																													
						主給水流量喪失																																																																																																																													
						外部電源喪失																																																																																																																													
						原子炉建屋冷却機能喪失																																																																																																																													
						直接炉心損傷①																																																																																																																													
津波	直接炉心損傷に至る事象	原子炉建屋冷却機能喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	過渡事象	起回事象																																																																																																																													
						炉心冷却成功																																																																																																																													
						過渡事象																																																																																																																													
						主給水流量喪失																																																																																																																													
						外部電源喪失																																																																																																																													
						原子炉建屋冷却機能喪失																																																																																																																													
						直接炉心損傷①																																																																																																																													
<p>第1.2.3図 津波PRA階層イベントツリー</p>	<p>第6.2.3図 津波PRA階層イベントツリー</p>	<p>第1.2.3図 地震レベル1 PRAイベントツリー (2/2) (全交流動力電源喪失)</p>	<p>差異の説明</p>																																																																																																																																
<p>第1.2.4図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波</th> <th>原子炉建屋又は制御建屋内の浸水 (0.7、+29m~0.7、+33.7m)</th> <th>タービン建屋内への浸水 (0.7、+29m~0.7、+33.7m)</th> <th>発生する起回事象</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事故シナリオグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高</td> <td>あり</td> <td>あり</td> <td>—</td> <td>内訳事象 P.3.1.1の事象</td> <td>内訳事象 P.3.1.1の事象</td> </tr> <tr> <td>中</td> <td>あり</td> <td>あり</td> <td>外部電源喪失</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>低</td> <td>あり</td> <td>あり</td> <td>断電及び建屋内浸水</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 全交流動力電源喪失が起る事象は津波が原因で発生したため、地震による外部電源喪失と断電及び建屋内浸水の事象は別々のシナリオとして扱っていません。</p>	津波	原子炉建屋又は制御建屋内の浸水 (0.7、+29m~0.7、+33.7m)	タービン建屋内への浸水 (0.7、+29m~0.7、+33.7m)	発生する起回事象	事故シナリオ	事故シナリオグループ	高	あり	あり	—	内訳事象 P.3.1.1の事象	内訳事象 P.3.1.1の事象	中	あり	あり	外部電源喪失	—	—	低	あり	あり	断電及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—	<p>第1.2.4図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p>	<p>第1.2.4図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p>	<p>差異の説明</p>																																																																																																								
津波	原子炉建屋又は制御建屋内の浸水 (0.7、+29m~0.7、+33.7m)	タービン建屋内への浸水 (0.7、+29m~0.7、+33.7m)	発生する起回事象	事故シナリオ	事故シナリオグループ																																																																																																																														
高	あり	あり	—	内訳事象 P.3.1.1の事象	内訳事象 P.3.1.1の事象																																																																																																																														
中	あり	あり	外部電源喪失	—	—																																																																																																																														
低	あり	あり	断電及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—																																																																																																																														

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方



差異の説明

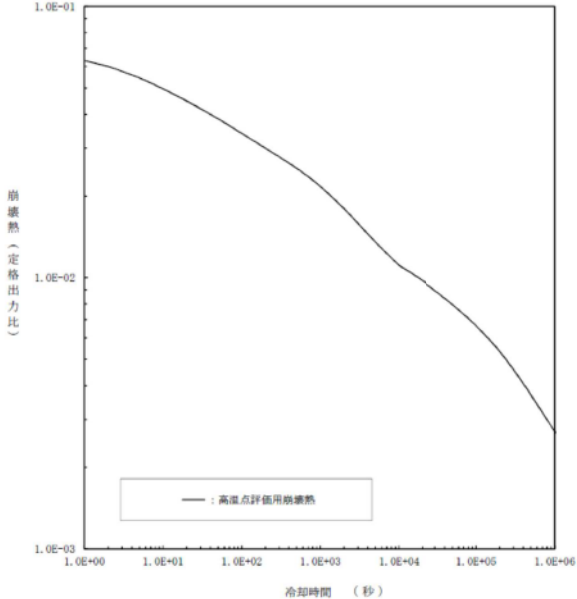
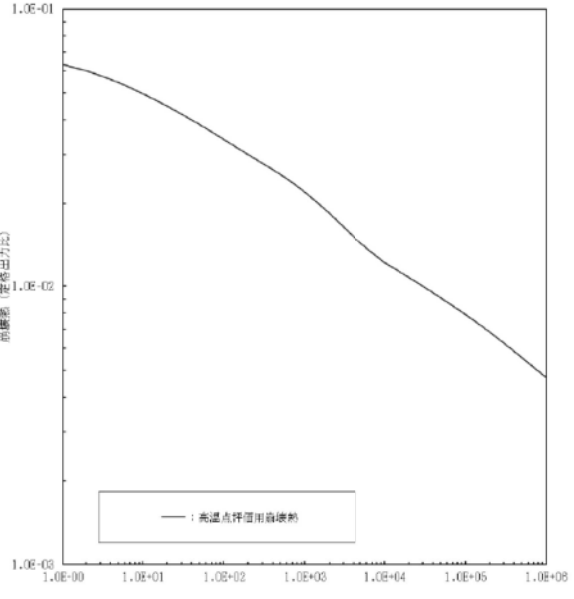
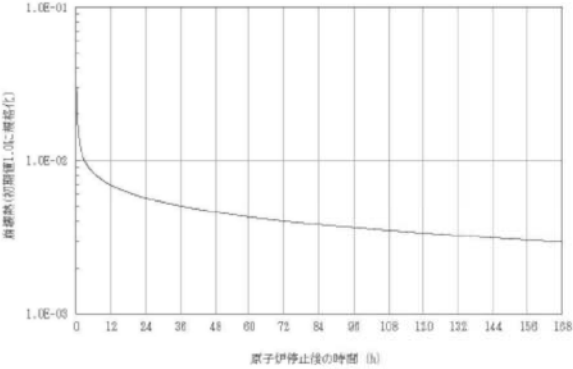
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																																																																
<table border="1"> <tr> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>余熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>余熱除去系による冷却</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水位維持失敗</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>オーバードレン</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>反応度の誤投入</td> </tr> </table>	余熱除去機能喪失	事故シーケンス		余熱除去機能喪失	外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス				炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス		原子炉補機冷却機能喪失	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	事故シーケンス		水位維持失敗	オーバードレン	事故シーケンス		オーバードレン	反応度の誤投入	事故シーケンス		反応度の誤投入	<table border="1"> <tr> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>余熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>余熱除去系による冷却</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去機能喪失 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水位維持失敗</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>オーバードレン</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>反応度の誤投入</td> </tr> </table>	余熱除去機能喪失	事故シーケンス		余熱除去機能喪失	外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス				炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去機能喪失 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス		原子炉補機冷却機能喪失	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	事故シーケンス		水位維持失敗	オーバードレン	事故シーケンス		オーバードレン	反応度の誤投入	事故シーケンス		反応度の誤投入	<p>第1.2.6図 内部事象停止レベル1 PRAイベントツリー</p>	<p>差異の説明</p>
余熱除去機能喪失	事故シーケンス																																																																		
	余熱除去機能喪失																																																																		
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス																																																																
			炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失																																																																
原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス																																																																		
	原子炉補機冷却機能喪失																																																																		
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス																																																																		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失																																																																		
水位維持失敗	事故シーケンス																																																																		
	水位維持失敗																																																																		
オーバードレン	事故シーケンス																																																																		
	オーバードレン																																																																		
反応度の誤投入	事故シーケンス																																																																		
	反応度の誤投入																																																																		
余熱除去機能喪失	事故シーケンス																																																																		
	余熱除去機能喪失																																																																		
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス																																																																
			炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去機能喪失 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失																																																																
原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス																																																																		
	原子炉補機冷却機能喪失																																																																		
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス																																																																		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失																																																																		
水位維持失敗	事故シーケンス																																																																		
	水位維持失敗																																																																		
オーバードレン	事故シーケンス																																																																		
	オーバードレン																																																																		
反応度の誤投入	事故シーケンス																																																																		
	反応度の誤投入																																																																		
<p>第1.2.5図 停止時PRAにおけるイベントツリー</p>	<p>第6.2.5図 停止時PRAにおけるイベントツリー</p>																																																																		

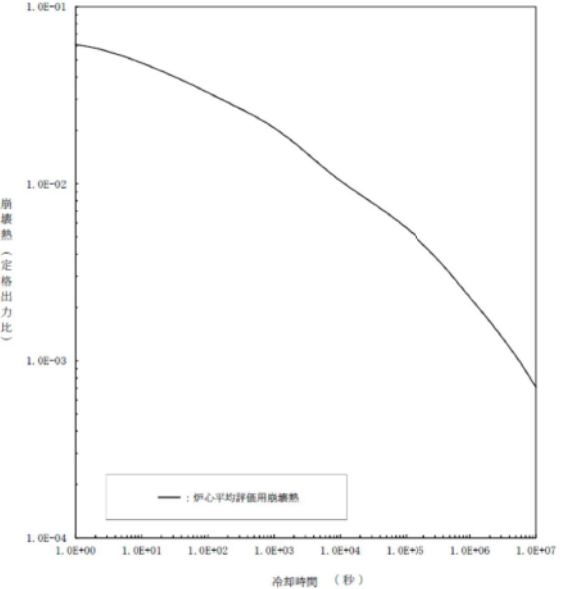
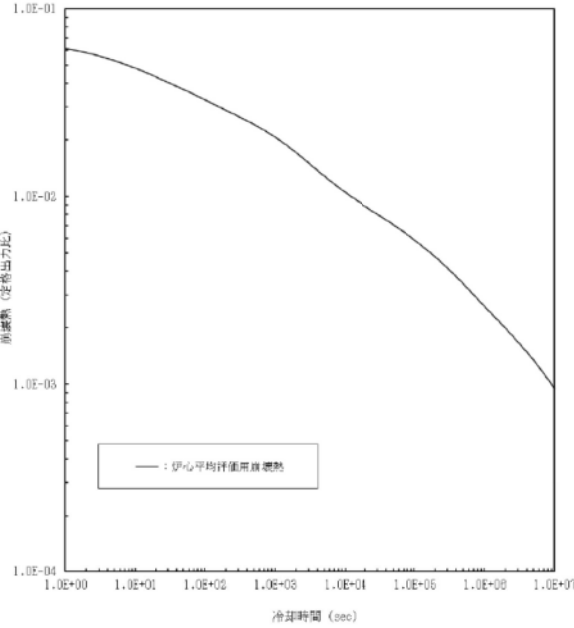
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 1.5.1 図 高温点評価用崩壊熱</p>	 <p>第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱</p>	 <p>第 1.5.1 図 原子炉停止後の崩壊熱</p>	<p>設計の相違</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p data-bbox="302 901 616 925">第 1.5.2 図 炉心平均評価用崩壊熱</p>	 <p data-bbox="918 933 1187 957">第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱</p>		<p data-bbox="1971 239 2060 263">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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>追加反応度 (全反応度に対する割合)</p> <p>挿入開始後の時間 (秒)</p>	<p>追加反応度 (全反応度に対する割合)</p> <p>挿入開始後の時間 (秒)</p>		
<p>第1.5.3図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>	<p>第6.5.3図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>		
<p>1次冷却材温度差 <math>\Delta T</math> (°C)</p> <p>1次冷却材平均温度 <math>T_{avg}</math>(°C)</p> <p>過大出力<math>\Delta T</math>高保護境界</p> <p>過大温度<math>\Delta T</math>高保護境界</p> <p>16.40MPa (case)</p> <p>15.41MPa (case)</p> <p>14.42MPa (case)</p> <p>13.43MPa (case)</p>	<p>1次冷却材温度差 <math>\Delta T</math> (°C)</p> <p>1次冷却材平均温度 <math>T_{avg}</math> (°C)</p> <p>11.8%過大出力</p> <p>過大出力<math>\Delta T</math>高保護境界</p> <p>過大温度<math>\Delta T</math>高保護境界 (DNB防止)</p> <p>DNBR=1.42</p> <p>常態運転点 (設計値)</p> <p>高圧側配管保護</p> <p>過大温度<math>\Delta T</math>高保護境界 (高圧側配管保護防止)</p> <p>① 12.14MPa (case)          ② 13.05MPa (case)          ③ 14.01MPa (case)          ④ 15.01MPa (case)</p>		<p>設計の相違</p>
<p>第1.5.4図 過大出力<math>\Delta T</math>高及び過大温度<math>\Delta T</math>高による保護境界図</p>	<p>第6.5.4図 過大出力<math>\Delta T</math>高及び過大温度<math>\Delta T</math>高による保護境界図 (代表例)</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<sup>\*1</sup>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）

## 【6：基本的考え方】

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	大飯3／4号炉
	具体的理由	有効性評価の基本的考え方は有効性評価を行う評価対象を整理し、評価項目を設定した上で評価に当たって考慮する事項、使用する解析コード、解析の条件設定等の考え方をまとめた資料であるが、事故シーケンスグループ等（重要事故シーケンス等）、解析コード、解析条件等はPWRとBWRでは大きく異なるため、PWRプラントとしての基準への適合性を網羅的に比較する観点から大飯3／4号炉を選定する。
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	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、必要と判断した内容を反映した。（文言単位の比較は行わない） [事例] 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連の表の追加 ② 資料構成の比較※：当該事故シーケンスグループ等のまとめ資料の構成について比較・整理を行い、その結果、必要と判断した資料を追加することとした。 [事例] 添付資料
	（当該方法の選定理由）	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なため。 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なため。

※ 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。

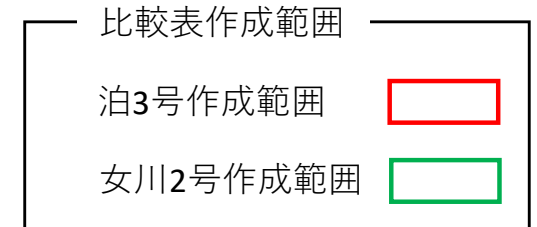
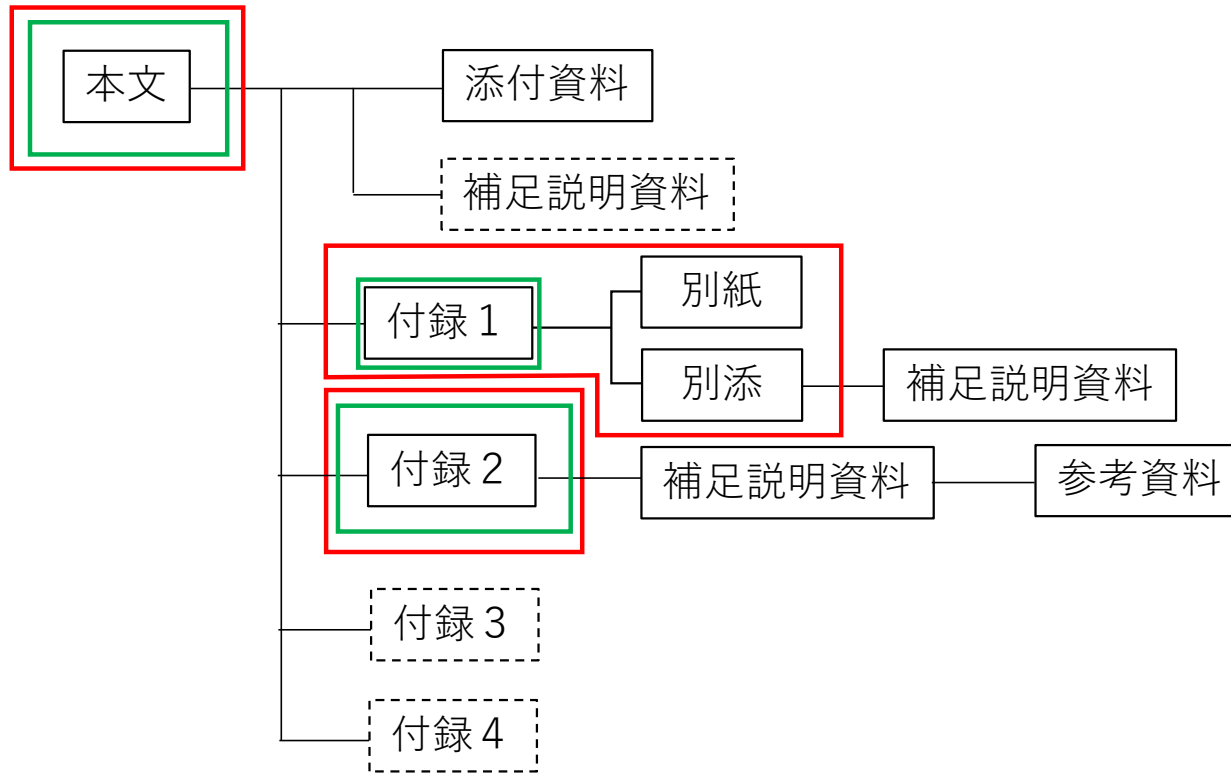
【凡例】 ○：記載あり  
 ×：記載なし  
 (○)：本文の資料の他箇所に記載  
 △：他条文の資料などに記載

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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1.2.1 定期検査工程の概要	添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について	○	×			
添付資料1.3.1 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について	添付資料 6.2.2 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について	(○)	→○ ×		各事象の主要解析条件に機能喪失を仮定した設備が記載されているが、添付資料として一覧表にした方が適切と判断したため新規に作成する	
添付資料1.3.2 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について	添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について	○	×			
	添付資料 6.3.5 安全評価におけるA型燃料とB型燃料の取扱いについて	×	→○ ×			
添付資料1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について	添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について	○	×			
添付資料1.5.1 女川原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ	添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）	○	×			
添付資料1.5.2 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口径設定の考え方について	添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について	○	×			
添付資料1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1及び2）の有効性評価における共通評価条件について	添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び過へいに関する評価条件について	○	×			
添付資料1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー	添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて	○	×			
	添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について	○	×			基準適合性を確認するために必要な評価方針は、本文に記載されており比較表を作成し考察しているため、比較表を作成していない。
	添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について	○	×			
	添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について	○	×			
	添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について	○	×			
	添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について	○	×			
	添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について	○	×			
	添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について	○	×			
	添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について	○	×			
	添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について	○	×			
	添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について	○	×			

# 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

### 3 7 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>