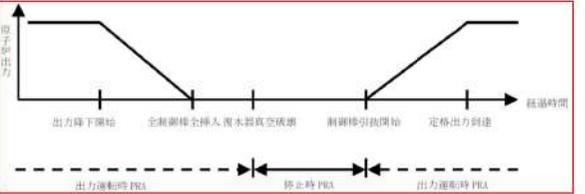
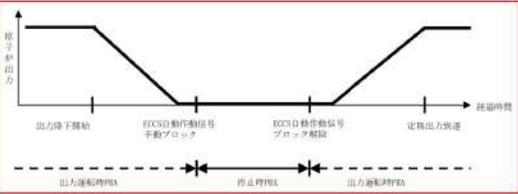


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>停止時PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。</p> <p>プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時PRAにおいては、このようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。</p> <p>定期検査中のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態ごとのプラントの主要パラメータと共に第1.1.2.a-1図に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 部分出力運転状態 (2) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロックまで） (3) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで (4) 余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態） (5) 余熱除去系による冷却状態②（1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態） (6) 原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時） (7) 燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態） (8) 原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時） (9) 余熱除去系による冷却状態③（1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態） (10) 余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態） (11) 1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。） 	 <p>(2) 停止時プラント状態の推移</p> <p>プラント状態の変化に伴って崩壊熱除去などに対する成功基準、余裕時間、及び使用可能な設備の組み合わせが変化することを考慮し、定期検査工程を以下のプラント状態に分類した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷温停止への移行状態 (S) ・格納容器/原子炉圧力容器開放への移行状態 (A) ・原子炉ウェル満水状態 (B) ・格納容器/原子炉圧力容器閉鎖への移行状態 (C) ・起動準備状態 (D) <p>これらのプラント状態を、状態毎のプラントの主要パラメータとともに第3.1.2.a-5図に示す。</p>	 <p>(2) 停止時プラント状態の推移</p> <p>停止時PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。</p> <p>プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時PRAにおいては、このようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。</p> <p>定期検査中のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第3.1.2.a-2図に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 部分出力運転状態 (2) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロックまで） (3) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで (4) 余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態） (5) 余熱除去系による冷却状態②（1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態） (6) 原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時） (7) 燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態） (8) 原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時） (9) 余熱除去系による冷却状態③（1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態） (10) 余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態） (11) 1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。） 	<p>【女川】</p> <p>■設計方針の相違</p> <p>・炉型の相違により対象とする期間が異なる（大飯に記載は無いが、泊と同様の結果となっている）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映（(2)項目名の記載）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計方針の相違</p> <p>・PWR設計のため(2)項については大飯と比較する（着色せず）</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(12) 余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）</p> <p>(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除）まで</p> <p>(14) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降）</p> <p>(15) 部分出力運転状態</p> <p>原子炉の安全性の観点から見ると、非常用炉心冷却設備作動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、安全系の待機状態は出力運転時と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、安全系の自動起動によって、事象は終結される。したがって、非常用炉心冷却設備作動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転時の評価に含まれることから、既往の停止時PRA及び停止時PSA学会標準においても非常用炉心冷却設備作動信号のブロック以降から、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除までが評価対象とされている。</p> <p>以上より、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に定められる運転停止中の期間は、「主発電機の解列から原子炉起動の過程における主発電機の並列」までとされているが、停止時PRAで対象とするプラント状態は、プラント状態(3)からプラント状態(13)までとしている。</p> <p>本評価の目的を鑑みると、評価対象とする定検工程としては、過去の運転実績を代表するものとする必要があるため、以下の手順にしたがって実定検工程を確認し、評価対象工程を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・至近数サイクル分の当該プラントの定検工程について、各プラント状態の時間を比較する。 	<p>(3) 評価対象とする定期検査工程</p> <p>評価対象とする定期検査工程としては、過去の運転実績を代表することが必要であるため、以下の手順に従って実定期検査工程を選定し、評価対象工程を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料の全数取出期間中は使用済燃料プールに燃料が存在し、炉心損傷は発生しないため全数取出を行う工程は評価対象外とし、燃料の部分取出を行っている工程を選定する。 	<p>(12) 余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）</p> <p>(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除）まで</p> <p>(14) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降）</p> <p>(15) 部分出力運転状態</p> <p>原子炉の安全性の観点から見ると、非常用炉心冷却設備作動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、安全系の待機状態は出力運転時と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、安全系の自動起動によって、事象は終結される。したがって、非常用炉心冷却設備作動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転時の評価に含まれることから、既往の停止時PRA及び停止時レベル1学会標準においても非常用炉心冷却設備作動信号のブロック以降から、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除までが評価対象とされている。</p> <p>以上より、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に定められる運転停止中の期間は、「主発電機の併列まで」とされているが、停止時PRAで対象とするプラント状態は、プラント状態(3)からプラント状態(13)までとしている。</p> <p>(3) 評価対象とする定期検査工程</p> <p>評価対象とする定期検査工程としては、過去の運転実績を代表することが必要であるため、以下の手順に従って実定期検査工程を選定し、評価対象工程を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・至近数サイクル分の当該プラントの定検工程について、各プラント状態の時間を比較する。 	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映（(3)項目名の記載） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR設計の反映 ・PWRは毎定検全燃料取出を

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・トラブルや大型改造工事等により長期定検となった定検工程を除き、至近の一般的な定検工程を選定する。</p> <p>大飯3号炉の至近の定検における、工程継続時間の比較結果を第1.1.2.a-2表に示す。この結果、長期定検でなく、崩壊熱除去の観点でリスクが大きい前半ミッドループ運転期間の継続時間がより長い、大飯3号炉第14回定検（平成21年10月～平成22年2月）を選定した。</p>	<p>・トラブル等により長期定期検査となった定期検査工程を除き、至近の一般的な定期検査工程を選定する。</p> <p>女川2号炉の至近の定期検査における、工程継続期間の比較結果を第3.1.2.a-3表に示す。この結果、部分取出を行っており、最も至近の定期検査工程である第4回定期検査を選定した。（別紙3.1.2.a-2）</p>	<p>・トラブル等により長期定期検査となった定期検査工程を除き、至近の一般的な定期検査工程を選定する。</p> <p>泊3号炉の至近の定期検査における、工程継続期間の比較結果を第3.1.2.a-3表に示すが、原子炉停止から起動までの一連の定期検査工程の経験は運転開始以降第1回定期検査に限定されていることから、泊3号炉の第1回定期検査を選定した。なお、当該定期検査において特異な試験の実施及びトラブルの発生は無い。</p>	<p>行うことから選定の考え方が相違している（大飯と同様）</p> <p>【女川】【大飯】 ■名称の相違 ・申請プラント （以下、相違理由説明を省略） 【女川】 ■設計の相違 ・PWRは毎定検全燃料取出を行うことから選定の考え方が相違している 【大飯】 ■個別評価による相違 【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は第1回定検を選定する理由を本文に記載しており別紙3.1.2.a-2に相当する資料は不要と整理している</p>
<p>③ プラント状態分類 (1) プラント状態分類の考え方 プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。 ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。 ・ 原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。 ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過と共に減少する。 このため、プラント状態について、1次冷却系の保有水量、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、分類を行った。</p>	<p>③ プラント状態分類 (1) プラント状態分類の考え方 プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。 ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。 ・ 原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。 ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。 このため、プラント状態について、原子炉冷却材のインベントリ（水位）、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、分類を行った（別紙3.1.2.a-3）。</p>	<p>③ プラント状態分類 (1) プラント状態分類の考え方 プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。 ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。 ・ 原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。 ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。 このため、プラント状態について、原子炉冷却材のインベントリ（水位）、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、分類を行った。</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 【女川】 ■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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) プラント状態の分類結果</p> <p>(1)の考え方にしたがい、②で設定した評価対象期間を複数のプラント状態(Plant Operational State) (以下「POS」という。)に分類した。</p> <p>各POSについて、以下に概説する。</p> <p>【POS3：高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで】</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（又は主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次冷却系で冷却している期間をPOS3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、1次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。</p> <p>【POS4：余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は滴水状態）】</p> <p>1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系</p>	<p>(2) プラント状態分類の分類結果</p> <p>(1)の考え方に従い、②で設定した評価対象期間を複数のプラント状態(以降、POS:Plant Operational State)に分類した。POSの分類及び使用可能な緩和設備を第3.1.2.a-6図に示す。各POSについて、以下に概説する。</p> <p>a. 原子炉冷温停止への移行状態：POS-S</p> <p>通常のプラント停止では、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで除熱可能な圧力に減圧されるまでは、原子炉は主蒸気系を介して、主復水器によって除熱される。原子炉停止時冷却モードによる除熱を開始した後、復水器真空破壊を経て、主復水器による除熱を停止する。プラント停止直後は、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系統のほか、残りの残留熱除去系1系統が待機状態にある。</p> <p>主復水器の真空破壊から原子炉圧力容器開放工程へ移行するまでの期間を、原子炉冷温停止への移行状態(S)として分類する。この期間としては、24時間(1日)を設定する。</p> <p>なお、定期検査工程の主要作業期間としては、原子炉開放作業期間の初日が該当する。</p> <p>b. 格納容器/原子炉圧力容器開放への移行状態：POS-A</p> <p>格納容器/原子炉圧力容器の開放作業開始から原子炉ウエルの水張りまでの期間は、崩壊熱がまだ比較的大きく、原子炉内のインベントリー(水位)も運転中と大きく変わらないことから、この期間をPOS-Aとして分類する。</p> <p>なお、定期検査工程の主要作業期間としては、原子炉開放作業期間の2日目～5日目(4日間)が該当する。</p> <p>また、POS-Aの期間4日間のうち、前半の2日間と後半の2日間で主要緩和系統の多くが待機状態から待機除外状態に変わるため、A1とA2の2つのプラント状態に分類する。</p>	<p>(2) プラント状態分類の分類結果</p> <p>(1)の考え方に従い、②で設定した評価対象期間を複数のプラント状態(以降、POS:Plant Operational State)に分類した。POSの分類及び使用可能な緩和設備を第3.1.2.a-3図に示す。各POSについて、以下に概説する。</p> <p>【POS3：高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで】</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（又は主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.7MPa[gage]以下、177℃未満となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次冷却系で冷却している期間をPOS3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、1次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。</p> <p>【POS4：余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は滴水状態）】</p> <p>1次冷却系が2.7MPa[gage]以下、177℃未満となれば余熱除</p>	<p>・泊は同一 POS 内で細分化はしていないため別紙不要と整理している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■付番の相違</p> <p>・資料番号の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■設備の相違</p> <p>・PWR 設計のため、3.1.2.b 項まで大飯と比較する（着色せず）</p> <p>【大飯】</p> <p>■運用の相違</p> <p>・泊は運転要領と整合する温度を記載している（伊方と同様）(以降、(2)項内で同様の相違は説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>を起動し1次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次冷却系の保有水量の観点から、満水状態をPOS4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。</p> <p>【POS5：余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）】</p> <p>1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷試験実施のための蒸気発生器ノズル蓋の取付け、原子炉容器ふた取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。1次冷却系の保有水量が減少している状態にあることから、余熱除去ポンプのキャビテーションを生じる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから余熱除去系による冷却が停止した場合の燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第1.1.2.a-2図に示す。</p> <p>【POS6：原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）】</p> <p>燃料交換のために、原子炉キャビティを満水にした状態である。原子炉キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止した場合でも、1次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS7：燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】</p> <p>燃料交換及び燃料検査のために燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。</p> <p>【POS8：原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）】</p> <p>新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉キャビティを満水にしている状態である。POS6と同様に余熱除去系による冷却が停止した場合でも燃料損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。</p>	<p>c. 原子炉ウェル満水状態：POS-B</p> <p>原子炉圧力容器開放完了から原子炉圧力容器閉鎖開始までの期間は、原子炉ウェルが満水の状態にある。この期間は、原子炉内のインベントリー（水位）が多く、崩壊熱を除去しているシステムが機能喪失しても原子炉冷却材の温度が短時間に上昇することは無いという特徴があることから、この期間をPOS-Bとして分類する。</p> <p>なお、定期検査工程の主要作業期間としては、燃料移動作業期間(2日間)、局部出力領域モニタ取替作業期間(3日間)、制御棒駆動系点検作業期間(6日間)、燃料装荷作業期間(5日間)、炉心確認・制御棒駆動系ベント機能試験期間(5日間)、の合計21日間が該当する。</p> <p>また、POS-Bの期間21日間のうち、前半の16日間は区分Ⅰによる崩壊熱除去が行われているが、後半の5日間は区分Ⅱによる崩壊熱除去に切り替わるため、B1とB2の2つのプラント状態に分類する。</p> <p>d. 格納容器/原子炉圧力容器閉鎖への移行状態：POS-C</p> <p>原子炉ウェル水抜き開始から起動準備に入るまでの期間は、設備の保守点検は継続中であるが、原子炉内のインベントリー（水位）は運転中とほぼ同じであることから、この期間をPOS-Cとして分類する。</p> <p>なお、定期検査工程の主要作業期間としては、原子炉復旧作業期間(5日間)、原子炉圧力容器漏洩試験作業期間(2日間)、格納容器復旧作業期間(6日間)、格納容器漏洩試験作業期間(2日間)、の合計15日間が該当する。</p> <p>POS-Cの期間15日間のうち、前半の13日間は主要緩和系統の運転状態はプラント状態B2と大きな違いは無いが、後半の2日間では多くの緩和系統が待機除外状態から待機状態へ復帰するため、C1とC2の2つのプラント状態に分類する。</p> <p>e. 起動準備状態：POS-D</p> <p>格納容器/原子炉圧力容器閉鎖が終了後、プラントの再起動までに設備の機能確認などの起動準備が実施される。この期間中は、設備の保守点検が終了しており、タービン駆動の注水系を除き、緩和設備の多くが待機状態となっており、この期間をPOS-Dとして分類する。</p> <p>なお、定期検査工程の主要作業期間としては、起動前試験作業期間(4日間)、系統構成作業期間(2日間)、の合計6日間が</p>	<p>去系を起動し1次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次冷却系の保有水量の観点から、満水状態をPOS4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。</p> <p>【POS5：余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）】</p> <p>1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷試験実施のための蒸気発生器ノズル蓋の取付け、原子炉容器蓋取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。1次冷却系の保有水量が減少している状態にあることから、余熱除去ポンプのキャビテーションを生じる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから余熱除去系による冷却が停止した場合の燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第3.1.2.a-4図に示す。</p> <p>【POS6：原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）】</p> <p>燃料交換のために、原子炉キャビティを満水にした状態である。原子炉キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止した場合でも、1次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS7：燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】</p> <p>燃料交換及び燃料検査のために燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。</p> <p>【POS8：原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）】</p> <p>新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉キャビティを満水にしている状態である。POS6と同様に余熱除去系による冷却が停止した場合でも燃料損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・原子炉容器ふた⇄原子炉容器蓋</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【POS9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】</p> <p>原子炉容器ふた取付け、蒸気発生器ノズル蓋の取外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。</p> <p>前述したように水位の低下により余熱除去ポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また1次冷却系の保有水量が少なく、POS5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。</p> <p>【POS10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）】</p> <p>1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。</p> <p>【POS11：1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）】</p> <p>プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）】</p> <p>余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。</p> <p>【POS13：余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除）まで】</p> <p>1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇</p>	<p>該当する。</p>	<p>【POS9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】</p> <p>原子炉容器蓋取付け、蒸気発生器ノズル蓋の取外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。</p> <p>前述したように水位の低下により余熱除去ポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また1次冷却系の保有水量が少なく、POS5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。</p> <p>【POS10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）】</p> <p>1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。</p> <p>【POS11：1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）】</p> <p>プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）】</p> <p>余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃未満では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。</p> <p>【POS13：余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除）まで】</p> <p>1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>温、昇圧を実施し、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除に至る。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シナシ選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS14：高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降）】</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合には非常用炉心冷却設備は自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、非常用炉心冷却設備作動信号のブロック解除以降は出力運転時の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSにおいてのみ発生可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。</p> <p>また、緩和設備の使用可能性については、原子炉施設保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。</p> <p>分類したPOSごとの継続時間を第1.1.2.a-3表に、緩和設備の使用可能性を第1.1.2.a-4表に示す。</p> <p>1.1.2.b. 起回事象</p> <p>起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、燃料損傷や格納容器破損へ波及する可能性のある事象のことである。</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>(1) 起回事象の選定方法</p> <p>本プラントに適用する起回事象を以下の手法から検討し、選定を行った。</p> <p>a. 原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内</p>	<p>温、昇圧を実施し、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除に至る。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シナシ選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS14：高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降）】</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合には非常用炉心冷却設備は自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、非常用炉心冷却設備作動信号のブロック解除以降は出力運転時の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSにおいてのみ発生可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。</p> <p>また、緩和設備の使用可能性については、保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。</p> <p>分類したPOSごとの継続時間を第3.1.2.a-3表に示す。 (補足 3.1.2.a-1)</p> <p>3.1.2.b. 起回事象</p> <p>起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷へ波及する可能性のある事象のことである。</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>(1) 起回事象の選定</p> <p>本プラントに適用する起回事象を以下の手法から検討し、選定を行った。</p> <p>a. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内</p>	<p>温、昇圧を実施し、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除に至る。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シナシ選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。</p> <p>【POS14：高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降）】</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合には非常用炉心冷却設備は自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、非常用炉心冷却設備作動信号のブロック解除以降は出力運転時の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSにおいてのみ発生可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。</p> <p>また、緩和設備の使用可能性については、保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。</p> <p>分類したPOSごとの継続時間を第3.1.2.a-3表に示す。 (補足 3.1.2.a-1)</p> <p>3.1.2.b. 起回事象</p> <p>起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷へ波及する可能性のある事象のことである。</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>(1) 起回事象の選定</p> <p>本プラントに適用する起回事象を以下の手法から検討し、選定を行った。</p> <p>a. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は大飯の第1.1.2.a-4表の内容を3.1.2.a-2図として同様の情報を示している <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は本文中に補足の呼び合いを記載している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>内プラントのトラブル事例のレビュー</p> <p>国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力施設運転管理年報及び原子力安全基盤機構（JNES）で公開されているトラブル情報を基に調査した。</p> <p>b. マスターロジックダイアグラムに基づく分析</p> <p>マスターロジックダイアグラムを用いて起回事象の分析を行った。分析結果について第1.1.2.b-1図に示す。</p> <p>燃料の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う「機械的損傷」と「燃料の過熱損傷」が考えられる。このうち「機械的損傷」は、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、停止時PRAとして取り扱う要素は少ない。</p> <p>一方、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度の誤投入事象」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「1次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。前者の「1次冷却材流出」をもたらす事象として、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」事象が考えられる。</p> <p>ここで、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に1次冷却材圧力が低圧状態（2.7MPa[gage]）又は大気圧状態に置かれている場合は発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次冷却材圧力が低圧状態又は大気圧状態における弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去機能喪失」事象、「外部電源喪失」事象及び「原子炉補機冷却機能喪失」事象が考えられるため、これらも燃料損傷に至る起回事象として考慮する。</p> <p>c. 国内外での既往のPRAによる知見の活用</p>	<p>プラントのトラブル事例のレビュー</p> <p>国内BWRプラントにおけるトラブル事例について、運転管理年報及び原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）で公開されているトラブル情報を基に調査した。</p> <p>b. マスターロジックダイアグラムに基づく分析</p> <p>マスターロジックダイアグラムを用いて起回事象の同定を行った。分析結果について第3.1.2.b-1図に示す。</p> <p>炉心の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う「燃料の機械的損傷」と「燃料の熱的損傷」が考えられる。このうち「燃料の機械的損傷」として、「燃料集合体の落下事象」が考えられるが、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、PRAとして取り扱う要素は少ない。</p> <p>「燃料の熱的損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度投入事象」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「原子炉冷却材の流出」及び「崩壊熱除去の失敗」が考えられる。前者の「原子炉冷却材の流出」をもたらす事象として、「配管破断LOCA」、「ISLOCA」及び「停止時特有のLOCA」が考えられる。</p> <p>このうち「配管破断LOCA」及び「ISLOCA」については、プラント停止中に原子炉圧力が大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられる。後者の「崩壊熱除去の失敗」をもたらす事象としては、「RHRフロントライン系機能喪失」事象、「RHRサポート系機能喪失」事象及び「外部電源喪失」事象が考えられるため、これらも炉心損傷に至る起回事象として考慮する。</p> <p>「停止時特有のLOCA」の要因は様々考えられるが、定期検査工程の作業時において人的過誤が要因となって冷却材流出が発生する確率が、機械的な故障が発生する確率よりも高いと考えられることから、人的過誤により発生しうる冷却材流出（LOCA）を評価対象とする。定期検査工程中に人的過誤が要因となりLOCAが発生すると考えられる作業としては、RHR切替作業、CRD交換作業、LPRM交換作業、CUWブロー作業の4つが挙げられる。</p> <p>c. 国内外での既往のPRAによる知見の活用</p>	<p>プラントのトラブル事例のレビュー</p> <p>国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、運転管理年報及び原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）で公開されているトラブル情報を基に調査した。</p> <p>b. マスターロジックダイアグラムに基づく分析</p> <p>マスターロジックダイアグラムを用いて起回事象の同定を行った。分析結果について第3.1.2.b-1図に示す。</p> <p>炉心の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う「燃料の機械的損傷」と「燃料の熱的損傷」が考えられる。このうち「燃料の機械的損傷」として、「燃料集合体の落下事象」が考えられるが、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、PRAとして取り扱う要素は少ない。</p> <p>「燃料の熱的損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度投入事象」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「原子炉冷却材流出」及び「崩壊熱除去の失敗」が考えられる。前者の「原子炉冷却材流出」をもたらす事象として、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」が考えられる。</p> <p>ここで、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に1次冷却材圧力が低圧状態（2.7MPa[gage]）又は大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次冷却材圧力が低圧状態又は大気圧状態における弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去機能喪失」事象、「外部電源喪失」事象及び「原子炉補機冷却機能喪失」事象が考えられるため、これらも炉心損傷に至る起回事象として考慮する。</p> <p>c. 国内外での既往のPRAによる知見の活用</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■炉型の相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・PWRとBWRの設計の相違から「原子炉冷却材の流出」および「崩壊熱除去の失敗」をもたらす事象の名称や内容が女川と異なっている。そのため「ここで～」からa.項まで大飯と比較する（着色せず）

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>既往のPRA研究で選定された起回事象について調査を実施した。調査結果について第1.1.2.b-1表に示す。</p> <p>以上により同定した起回事象は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能喪失 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 ・水位維持失敗 ・オーバードレン ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・反応度の誤投入 ・インターフェイスシステムLOCA ・低温過加圧事象 ・主給水流量喪失 ・過渡事象 ・2次冷却系の破断 ・蒸気発生器伝熱管破損 <p>(2) 同定した起回事象の除外</p> <p>同定した起回事象のうち、以下に示す起回事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。</p> <p>a. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原</p>	<p>既往のPRAで選定された起回事象について調査を実施した。調査結果について第3.1.2.b-1表に示す。なお、女川2号炉における過去のトラブル事例はない。</p> <p>(2) 同定した起回事象の除外</p> <p>同定した起回事象のうち、以下に示す起回事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。</p> <p>a. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>この事象は、原子炉圧力容器に接続する配管の高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスにおいて、隔離機能が喪失することによって、低圧設計部分に設計圧を超える圧力がかかり機器破損を起こし、原子炉冷却材が格納容器外に流出する事象である。停止時PRAの評価対象範囲においては、長時間にわ</p>	<p>既往のPRAで選定された起回事象について調査を実施した。調査結果について第3.1.2.b-1表に示す。なお、泊3号炉の起回事象発生頻度評価に用いた運転実績期間における過去のトラブル事例はない。</p> <p>以上により同定した起回事象は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能喪失 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 ・水位維持失敗 ・オーバードレン ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・反応度の誤投入 ・インターフェイスシステムLOCA ・低温過加圧事象 ・主給水流量喪失 ・過渡事象 ・2次冷却系の破断 ・蒸気発生器伝熱管破損 ・燃料集合体の落下事象 <p>(2) 同定した起回事象の除外</p> <p>同定した起回事象のうち、以下に示す起回事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。</p> <p>a. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>この事象は、1次冷却系に接続する配管の高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスにおいて、隔離機能が喪失することによって、低圧設計部分に設計圧を超える圧力がかかり機器破損を起こし、原子炉冷却材が格納容器外に流出する事象である。停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載の充実のため泊は時期を明記している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は同定した起回事象を記載している（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・燃料集合体の落下事象を同定のうえ(2)において除外している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて1次冷却材圧力が高圧になることはなく、インターフェイスシステムLOCAの発生する確率は非常に小さい。また、本評価においては、1次冷却系が高圧の状態は出力運転時の評価に包絡されるとの判断で評価対象外としているため、起因事象から除外した。</p> <p>b. 低温過加圧事象</p> <p>低温過加圧事象は、停止時に1次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁動作圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不動作の重量が必要となること、また、加圧器安全弁の取外しや加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。</p>	<p>たり原子炉圧力容器が開放されている。また、原子炉圧力容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏洩検査時を除いて、原子炉圧力が高圧になることはない。検査時には、検査の性格上、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁を閉鎖し加圧すること、また、その場合、現場での監視がなされていることから、隔離弁の多重故障を伴わないと発生しないインターフェイスシステムLOCAが発生する可能性は非常に小さい。さらに、検査時において原子炉が高圧に保持される期間は数時間程度と短い期間である。出力運転時PRAにおけるインターフェイスシステムLOCAの発生頻度が非常に小さいことを考え合わせ、本評価では、この期間におけるインターフェイスシステムLOCAの発生頻度を起因事象から除外した。</p> <p>b. 配管破断によるLOCA</p> <p>停止時においては、出力運転時と異なり原子炉冷却材圧力バウンダリの内部にある冷却材の圧力が低いことから、出力運転時の圧力で設計されている原子炉冷却材圧力バウンダリの配管が破断することによる冷却材流出の発生率は十分小さいと考えられる。</p> <p>なお、停止時PRAが対象とする定期検査期間においては、配管破断の発生確率は出力運転時の配管破断の年間発生確率に</p>	<p>原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて1次冷却材圧力が高圧になることはなく、インターフェイスシステムLOCAの発生する確率は非常に小さい。また、本評価においては、1次冷却系が高圧の状態は出力運転時の評価に包絡されるとの判断で評価対象外としているため、起因事象から除外した。</p> <p>b. 低温過加圧事象</p> <p>低温過加圧事象は、停止時に1次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁動作圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不動作の重量が必要となること、また、加圧器安全弁の取外しや加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。</p>	<p>・PWRとBWRの設備構成の相違から記載が異なる</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は1次冷却系が高圧の状態は出力時の評価に包絡されることから評価対象外として起因事象から除外している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■設備の相違</p> <p>・泊はPWR特有の事象に関する除外理由を記載をしているため大飯と比較する</p> <p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・泊は配管破断については(1)b.項の段階で除外と整理している</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 過渡事象、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、主給水流量喪失</p> <p>本評価においては1次冷却系が低圧の状態でも余熱除去系による冷却を行っている期間を評価対象としており、仮にこれらの事象が発生した場合でも、余熱除去系による冷却機能を喪失することは無いと考えられることから、これらの事象は評価対象とする起回事象から除外した。また、起回事象の選定に当たって参考とした、プラント停止状態におけるPRAの既往研究においては、これらの起回事象も対象とされている例^{1,2}があったが、炉心損傷頻度に対する寄与が非常に小さい結果が得られている。</p> <p>¹ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.</p> <p>² EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May 31, 1990.</p>	<p>比べて、小さくなると考えられるため、本評価では、停止期間中の配管破断に起因する冷却材流出事象を起回事象から除外した。</p> <p>c. 反応度投入事象</p> <p>プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、厳格な管理等により、制御棒駆動機構の点検等を行う場合でも1体毎にしか行えない。また万一、制御棒が誤引き抜かれた場合でも、その影響は誤引き抜かれた制御棒等の周辺のみに限られ、燃料に損傷が生じたとしても、局所的な事象で収束し、過大な炉心の損傷には至らないため、起回事象から除外した。</p> <p>なお、近年、BWRにおいて停止中に制御棒が誤って引き抜かれた事象が発生したが、これを受けて、ノンリターン運転時の制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの隔離を行わない等の実効的な再発防止策がとられ、同様の事象発生は防止されている。（別紙3.1.2.b-1）</p> <p>d. 燃料集合体の落下事象</p> <p>燃料取扱設備は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐</p>	<p>c. 過渡事象、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、主給水流量喪失</p> <p>本評価においては1次冷却系が低圧の状態でも余熱除去系による冷却を行っている期間を評価対象としており、仮にこれらの事象が発生した場合でも、余熱除去系による冷却機能を喪失することは無いと考えられることから、これらの事象は評価対象とする起回事象から除外した。また、起回事象の選定に当たって参考とした、プラント停止状態におけるPRAの既往研究においては、これらの起回事象も対象とされている例^{1,2}があったが、炉心損傷頻度に対する寄与が非常に小さい結果が得られている。</p> <p>¹ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.</p> <p>² EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May 31, 1990.</p> <p>d. 燃料集合体の落下事象</p> <p>燃料取扱設備は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐</p>	<p>【女川】</p> <p>■設備の相違</p> <p>・泊はPWR特有の事象に関する除外理由を記載をしているため大飯と比較する</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は反応度の誤投入を除外せず評価対象としている</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起回事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起因</p>	<p>えることのできる強度に設計されている。また、燃料つかみ具のワイヤの二重化等、設計上の配慮を多重に設けており、燃料取替中に、使用済燃料集合体が脱落、落下する可能性は非常に小さいと考えられる。</p> <p>また、燃料集合体の落下事故による、核分裂生成物の放出量及び線量当量の評価が行われており、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくリスクは十分に小さいと考えられる。</p> <p>上記より、燃料集合体の落下事故の可能性が非常に小さく、発生した場合にも影響が限定されることから、本評価では、燃料集合体の落下事象を起回事象から除外した。</p> <p>e RHR 運転中の LOCA</p> <p>本事象は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系から冷却材が流出する事象である。</p> <div data-bbox="734 746 1294 1018" style="border: 1px solid black; height: 170px; width: 100%;"></div> <p>従って、本評価では RHR 運転中の LOCA は RHR 切替時の LOCA で代表できるとし起回事象から除外した。(別紙 3.1.2. b-2)</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> <p>(3) 起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起回事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起因</p>	<p>えることのできる強度に設計されている。また、燃料取替クレーンのグリップチューブ及び使用済燃料ピットクレーンのホイストのワイヤの二重化等、設計上の配慮を多重に設けており、燃料取替中に、使用済燃料集合体が脱落、落下する可能性は非常に小さいと考えられる。</p> <p>また、燃料集合体の落下事故による、核分裂生成物の放出量及び線量当量については PWR プラントにおいては安全評価指針に基づき使用済燃料ピット側における落下を想定した評価が行われており、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくリスクは十分に小さいと考えられる。</p> <p>上記より、燃料集合体の落下事故の可能性が非常に小さく、発生した場合にも影響が限定されることから、本評価では、燃料集合体の落下事象を起回事象から除外した。</p> <p>(3) 起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起回事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起因</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は PWR 設計に応じた記載としている</p> <p>【女川】</p> <p>■設備の相違</p> <p>・泊は、RHR 運転中の 1 次冷却材の流出を「原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失」として評価対象としているためここに記載していない（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。</p> <p>ただし、本評価においては、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」内にグループ化することが可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。</p> <p>以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能喪失 余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系1系統が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 配管破断が運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。 ・水位維持失敗 ミッドループ運転中に何らかの原因により炉心水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。 ・オーバードレン 1次冷却材水抜き操作時に、炉心水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。 ・外部電源喪失 外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所 	<p>事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。</p> <p>評価対象とする起因事象のうち、RHR サポート系機能喪失と外部電源喪失については、起因事象従属性を有する起因事象であり、他の起因事象と同一のグループとしない。また、停止時特有の LOCA についても、各々成功基準が異なると考えられることから、他の起因事象と同一のグループとしない。したがって、同定した起因事象については、それぞれ単独で炉心損傷の評価を実施することとしグループ化はしない。</p> <p>以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とした。プラント状態との対応を第3.1.2.b-2表に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RHR フロントライン系機能喪失 RHR フロントライン系の弁やポンプの故障により RHR フロントライン系が機能喪失する事象。 ・RHR 切替時の LOCA 残留熱除去系切替作業を実施する前に、誤ってミニマムフロー弁を開状態としたことでサブプレッションチェンバへの流出経路が生じてしまい、冷却材の流出が発生する事象。(別紙3.1.2.b-3) ・CUW ブロー時の LOCA 原子炉水の排水が終了後、CUW ブローライン流量調節弁と CUW ブローライン出口弁、両方の弁の閉め忘れにより、冷却材の流出が発生する事象。 ・CRD 交換時の LOCA 制御棒駆動系の交換作業時に冷却材の流出が発生する事象。 ・LPRM 交換時の LOCA 局部出力領域モニタの交換作業時に冷却材の流出が発生する事象。 ・外部電源喪失 外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所 	<p>事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。</p> <p>評価対象とする起因事象のうち、外部電源喪失については、起因事象従属性を有する起因事象であり、他の起因事象と同一のグループとしない。また、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」内にグループ化することが可能であるが、詳細な評価を実施するために同一のグループとしない。したがって、同定した起因事象については、それぞれ単独で炉心損傷の評価を実施することとしグループ化はしない。</p> <p>以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とした。プラント状態との対応を第3.1.2.b-2表に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能喪失 余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系1系統が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 配管破断が運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。 ・水位維持失敗 ミッドループ運転中に何らかの原因により炉心水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。 ・オーバードレン 1次冷却材水抜き操作時に、炉心水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。 ・外部電源喪失 外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所 	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・泊は評価対象とする起因事象が女川と異なる（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■設備の相違 ・PWR の起因事象に関する記載のため(4)項まで大飯と比較する（着色せず）</p> <p>【女川】 ■構成、記載表現の相違 泊と女川の起因事象の記載を比較するため、女川の・RHR フロントライン系機能喪失から RHR サポート系機能喪失まで記載順を一部入れ替えている</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 反応度の誤投入 希釈操作時に、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。 <p>(4) 起回事象の発生頻度評価 起回事象の発生頻度は、次の a. ~c. の手法を用いて算出した。</p> <p>a. 出力運転時及び停止時の運転実績より算出 次に示す起回事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 <p>具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時 PRA と同様である。</p> <p>b. 停止時の運転実績より算出</p>	<p>内電源（非常用ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には、崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR サポート系機能喪失 RHR サポート系の弁やポンプの故障により、RHR サポート系が機能喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 <p>(4) 起回事象の発生頻度評価 起回事象の発生頻度は、次の a. から c. の手法を用いて算出した。</p> <p>なお、運転実績には利用可能なデータである平成20年度（平成21年3月）までのデータを用いた。</p> <p>a. 出力時及び停止時の運転実績より算出 外部電源喪失の発生頻度は、出力時及び停止時の運転経験から得られた発生件数と運転期間（暦日及び総定期検査日数）を用いて算出した。外部電源喪失事象は出力運転時 PRA で評価した3件と停止時特有の外部電源喪失事象1件の発生実績がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失の発生頻度 $= 3 / 706.1 / 365.25 + 1 / 70,822$ $= 2.58 \times 10^{-5} (\text{日})$ 706.1：暦年 70,822：総定期検査日数 <p>b. 停止時の運転実績より算出</p>	<p>内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には、崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 反応度の誤投入 希釈操作時に、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する等の事象。 <p>(4) 起回事象の発生頻度評価 起回事象の発生頻度は、次の a. から c. の手法を用いて算出した。</p> <p>なお、運転実績には利用可能なデータである平成22年度（平成23年3月）までのデータを用いた。</p> <p>a. 出力運転時及び停止時の運転実績より算出 次に示す起回事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 <p>具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時 PRA と同様である。</p> <p>b. 停止時の運転実績より算出</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・泊は平成22年度までのデータを使用している（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】 ■設計方針の相違 ・PWR の起回事象に関する評価内容のため a, b, c 項は大飯と比較する（着色せず）</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 以外の停止時特有の起因事象のうち次の起因事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 余熱除去機能喪失 <p>これらのうち、余熱除去機能喪失は余熱除去系の故障として平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。</p> <p>○原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度 $=0.5/612,397=8.2 \times 10^{-7} (/h)$ 612,397：余熱除去系運転時間(h)</p> <p>○余熱除去機能喪失の発生頻度※ $=1/612,397=1.6 \times 10^{-6} (/h)$ 612,397：余熱除去系運転時間(h)</p> <p>※本起因事象としては、運転中の余熱除去系の故障頻度($1.6 \times 10^{-6} (/h)$)に、システム解析にて算出した待機中の余熱除去系による冷却失敗確率を乗じた頻度が発生頻度となる。</p> <p>待機中の余熱除去ポンプ起動失敗確率は、時間的な余裕を考慮して、POSごとに次の値となる。</p> <p>POS 4、5 $2.7 \times 10^{-1} (/demand)$ POS 9 $4.9 \times 10^{-3} (/demand)$ POS 10、12 $3.1 \times 10^{-3} (/demand)$</p> <p>したがって、POSごとの本起因事象発生頻度は、</p> <p>POS 4、5 $4.3 \times 10^{-7} (/h)$ (146h) POS 9 $7.8 \times 10^{-9} (/h)$ (122h) POS 10、12 $4.9 \times 10^{-9} (/h)$ (134h)</p> <p>となる。ここで、()内の時間は当該POSの継続時間であり、重み付けして平均すると、$1.6 \times 10^{-7} (/h)$となる。</p> <p>c. システム解析により算出 発生がミッドループ運転時又は原子炉起動操作時に限定される次の3つの起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生</p>	<p>RHR フロントライン系機能喪失及びRHR サポート系機能喪失の発生頻度は、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と総定期検査日数を用いて算出した。RHR フロントライン系機能喪失事象は4件の発生実績があるが、RHR サポート系機能喪失事象は発生実績は無く、発生件数を0.5件として評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> RHR フロントライン系機能喪失の発生頻度 $=4/70,822$ $=5.65 \times 10^{-5} (/日)$ 70,822：総定期検査日数 RHR サポート系機能喪失の発生頻度 $=0.5/70,822$ $=7.06 \times 10^{-6} (/日)$ 70,822：総定期検査日数 <p>c. システム解析により算出 次の4つの起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがっ</p>	<p>a. 以外の停止時特有の起因事象のうち次の起因事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 余熱除去機能喪失 <p>これらのうち、余熱除去機能喪失は余熱除去系の故障として平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度 $=0.5/612,397=8.2 \times 10^{-7} (/h)$ 612,397：余熱除去系運転時間(h) 余熱除去機能喪失の発生頻度※ $=1/612,397=1.6 \times 10^{-6} (/h)$ 612,397：余熱除去系運転時間(h) <p>※本起因事象としては、運転中の余熱除去系の故障頻度($1.6 \times 10^{-6} (/h)$)に、システム解析にて算出した待機中の余熱除去系による冷却失敗確率(3.6×10^{-3})を乗じた$5.8 \times 10^{-9} (/h)$が発生頻度となる。</p> <p>c. システム解析により算出 発生がミッドループ運転時又は原子炉起動操作時に限定される次の3つの起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■評価方針の相違 ・泊は保守的にPOS5を想定した余裕時間を全POSに適用している(伊方、玄海、川内と同様)</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム信頼性解析による評価を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位維持失敗 ・オーバードレン ・反応度の誤投入 <p>○水位維持失敗の発生頻度</p> <p>ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。</p> <p>具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障率、調整失敗及び水位計読取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、2.4×10^{-3}の確率で水位低警報が発信するとし、また、警報発信後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障率を考慮した結果、水位維持失敗発生頻度は</p> <p style="text-align: center;">4.2×10^{-6}（/ミッドループ）</p> <p>となった。</p> <p>○オーバードレンの発生頻度</p> <p>停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS 5及びPOS 9において必ず（確率1で）実施されることを起点として、通常のミッドループ水位での停止操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、水位維持失敗と同じであり、評価の結果、オーバードレン発生頻度は</p> <p style="text-align: center;">4.2×10^{-6}（/demand）</p> <p>となった。</p>	<p>て、システム評価による評価を実施した（別紙3.1.2.b-4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RHR 切替時のLOCA ・CRD 交換時のLOCA ・LPRM 交換時のLOCA ・CUW ブロー時のLOCA <p>(a) RHR 切替時のLOCA</p> <p>定期検査中に残留熱除去系切替作業を実施する前に、誤ってミニマムフロー弁を開状態としたことでサブプレッションチェンバへの流出経路が生じてしまい、冷却材の流出が発生させるものである。</p> <p>ミニマムフロー弁の閉め忘れあるいはミニマムフロー弁の自動信号の隔離失敗により、残留熱除去系切替時の冷却材流出が発生する。この人的過誤確率を算出し、RHR 切替時のLOCAの発生頻度を$2.4E-4$（/回）と評価した。</p> <p>(b) CUW ブロー時のLOCA</p> <p>CUW ブロー時のLOCAは、原子炉水の排水が終了後、CUW ブローライン流量調節弁とCUW ブローライン出口弁、両方の弁の閉め忘れにより発生するものである。</p> <p>CUW ブローライン流量調節弁とCUW ブローライン出口弁、両方の弁の閉め忘れにより発生する人的過誤確率を算出し、CUW ブロー時のLOCAの発生頻度を$8.1E-5$（/回）と評価した。</p> <p>(c) CRD 交換時のLOCA</p> <p>通常、制御棒駆動機構フランジに支えられている制御棒駆動系本体は、原子炉圧力容器に溶接されている制御棒駆動機構ハウジングに取付けられている。また、制御棒とカップリング状態にある。</p> <p>制御棒駆動系の交換作業において、冷却材流出が発生する可能性のある事象についてイベントツリーを作成し、発生頻度を$5.5E-6$（/定期検査）と評価した。</p> <p>(d) LPRM 交換時のLOCA</p> <p>局部出力領域モニタの交換作業において、冷却材流出が発生する可能性のある事象についてイベントツリーを作成し、発生頻度を$3.3E-6$（/定期検査）と評価した。</p>	<p>件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム信頼性解析による評価を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位維持失敗 ・オーバードレン ・反応度の誤投入 <p>(a) 水位維持失敗の発生頻度</p> <p>ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。</p> <p>具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障率、調整失敗及び水位計読取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、2.4×10^{-3}の確率で水位低警報が発信するとし、また、警報発信後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障率を考慮した結果、水位維持失敗発生頻度は</p> <p style="text-align: center;">4.1×10^{-6}（/ミッドループ）</p> <p>となった。</p> <p>(b) オーバードレンの発生頻度</p> <p>停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS 5及びPOS 9において必ず（確率1で）実施されることを起点として、通常のミッドループ水位での停止操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、水位維持失敗と同じであり、評価の結果、オーバードレン発生頻度は</p> <p style="text-align: center;">4.1×10^{-6}（/demand）</p> <p>となった。（補足3.1.2.b-3）</p>	<p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備構成および運転手順に応じた評価に基づく結果であり、値が異なる <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備構成および運転手順に応じた評価に基づく結果であり、値が異なる <p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○反応度の誤投入の発生頻度</p> <p>反応度の誤投入としては、「臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として原子炉起動前の停止状態において、1次冷却系への純水注入により、1次冷却材が希釈される」事象の発生が想定される1次冷却系への純水注水として、「希釈ラインの故障」及び「希釈中の操作誤り」が考えられる。「希釈ラインの故障」については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、1次冷却系に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は1.0×10^{-10}（/炉年）を大きく下回り十分小さい。一方、「希釈中の操作誤り」については希釈量設定及び係数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、5.3×10^{-8}（/demand）と評価した。</p> <p>制御棒による反応度の誤投入については、PWRの制御棒は自重で炉心に挿入される設計であり、定期検査時には制御棒は燃料に挿入された状態となるとともに、起動時を除く期間については、ほう酸水により未臨界度が確保された状態となる。また、起動時の制御棒操作に際しては事前に手順の十分な確認のうえ操作を実施するとともに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が独立に設けられていることを踏まえ、事象が発生する確率は非常に小さいと考え本評価においては評価対象外と判断した。</p>		<p>(c) 反応度の誤投入の発生頻度</p> <p>反応度の誤投入としては、「臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として原子炉起動前の停止状態において、1次冷却系への純水注入により、1次冷却材が希釈される」事象の発生が想定される1次冷却系への純水注水として、「希釈ラインの故障」及び「希釈中の操作誤り」が考えられる。「希釈ラインの故障」については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、1次冷却系に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は1.0×10^{-10}（/炉年）を大きく下回り十分小さい。一方、「希釈中の操作誤り」については希釈量設定及び計数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、3.1×10^{-8}（/demand）と評価した。</p> <p>制御棒による反応度の誤投入については、PWRの制御棒は自重で炉心に挿入される設計であり、定期検査時には制御棒は燃料に挿入された状態となるとともに、起動時を除く期間については、ほう酸水により未臨界度が確保された状態となる。また、起動時の制御棒操作に際しては事前に手順の十分な確認のうえ操作を実施するとともに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が独立に設けられていることを踏まえ、事象が発生する確率は非常に小さいと考え本評価においては評価対象外と判断した。（補足3.1.2.b-1）</p>	<p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は補足との紐づけを本文に記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・設備構成および運転手順に応じた評価に基づく結果であり、値が異なる</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は補足との紐づけを本文に記載している</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上の算出結果をまとめて、第 1.1.2.b-2 表に示す。また、POSごとの起回事象発生頻度について、第 1.1.2.b-3 表に示す。</p> <p>なお、大飯3号炉及び4号炉においては、本評価で挙げた起回事象はいずれも発生しておらず、起回事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。</p> <p>1.1.2.c. 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力学解析結果を反映し、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>【燃料損傷判定条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○一般的な燃料損傷判定条件 有効燃料長頂部が露出した状態とする。 ○反応度の誤投入時の燃料損傷判定条件 臨界に達した状態とする。 (本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。) <p>【起回事象ごとの成功基準】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○安全機能として期待できるか否かの判断基準を以下に示す。 <ol style="list-style-type: none"> 1) 除熱機能：熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか 2) 注水機能：蒸発量を補うだけの注水が可能か（除熱機能）又は流出力を補うだけの注水が可能か 	<p>以上のとおり評価した各起回事象の発生頻度について第 3.1.2.b-3 表に、炉心損傷頻度評価で用いる滞在時間を考慮したプラント状態別の起回事象発生頻度を第 3.1.2.b-4 表に整理する。</p> <p>3.1.2.c 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力学解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>(1) 炉心損傷判定条件</p> <p>有効燃料棒頂部が露出した状態とする。(別紙 3.1.2.c-1)</p> <p>(2) 起回事象ごとの成功基準</p> <p>a. 崩壊熱及び冷却材蒸発量の評価 発生する崩壊熱については、停止時レベル1学会標準で使用が認められている May-Witt の式を用いて評価した。 崩壊熱の評価結果を第 3.1.2.c-1 表及び第 3.1.2.c-1 図に示す。また、崩壊熱から算出した冷却材蒸発量の評価結果を第</p>	<p>以上のとおり評価した各起回事象の発生頻度について第 3.1.2.b-3 表に、炉心損傷頻度評価で用いる滞在時間を考慮したプラント状態別の起回事象発生頻度を第 3.1.2.b-4 表に整理する。(補足 3.1.2.b-2)</p> <p>なお、泊3号炉においては、起回事象発生頻度評価に用いた運転実績期間において本評価で挙げた起回事象はいずれも発生しておらず、起回事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。</p> <p>3.1.2.c. 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力学解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>(1) 炉心損傷判定条件</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 一般的な炉心損傷判定条件 有効燃料長頂部が露出した状態とする。 b. 反応度の誤投入時の炉心損傷判定条件 臨界に達した状態とする。 (本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。) <p>(2) 起回事象ごとの成功基準</p> <p>a. 安全機能として期待できるか否かの判断基準を以下に示す。 <ol style="list-style-type: none"> 1) 除熱機能：熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか 2) 注水機能：蒸発量を補うだけの注水が可能か（除熱機能）又は流出量を補うだけの注水が可能か </p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は補足との紐づけを本文に記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・泊は記載充実のため対象期間を補足して記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は評価対象としている反応度の誤投入における炉心損傷判定条件とそれ以外の条件を分けて記載している（大飯と同様） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWRの起回事象およびイベントツリーに応じた成功基準を記載しているため a, b, c 項

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
<p>(冷却材流出時)</p> <p>○余熱除去系及び非常用所内交流電源の成功基準は、単一故障が発生しても、系統全体の機能は喪失しないという条件で設定。</p> <p>起回事象「外部電源喪失」の成功基準は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="107 464 663 592"> <thead> <tr> <th>イベントヘディング</th> <th>機能</th> <th>成功基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">非常用所内交流電源</td> <td>ディーゼル発電機</td> <td>1/2台</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>1/2ポンプ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">余熱除去系による冷却</td> <td>熱交換器</td> <td>1/2熱交換器</td> </tr> <tr> <td>ループ</td> <td>1/4ループ</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、「外部電源喪失」以外は有効な緩和系が存在しないため、成功基準も存在しない。</p>	イベントヘディング	機能	成功基準	非常用所内交流電源	ディーゼル発電機	1/2台	ポンプ	1/2ポンプ	余熱除去系による冷却	熱交換器	1/2熱交換器	ループ	1/4ループ	<p>3.1.2. c-2 図に示す。</p> <p>b. 起回事象「RHR フロントライン系機能喪失」, 「RHR サポート系機能喪失」, 「外部電源喪失」の成功基準</p> <p>起回事象「RHR フロントライン系機能喪失」, 「RHR サポート系機能喪失」, 「外部電源喪失」に対して残留熱除去系1系統の除熱能力(事故時約26.9MWt)が、a. で算出した崩壊熱発生量を上回ることから、停止時の評価対象期間を通して、残留熱除去系1系統は崩壊熱除去のための十分な除熱能力があると考えられる。</p> <p>なお、ウェル満水の期間内でのみ除熱機能が期待できる燃料プール冷却浄化系の除熱能力(4.8MWt)は、ウェル満水の後半5日間にのみ期待出来るが、期間が短いことから、本評価では保守的に燃料プール冷却浄化系に期待しない。</p> <p>また、注水機能を持つ緩和設備である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系に対して、この中で最も注水能力が低い復水補給水系(100m³/h)についても全期間において崩壊熱による冷却材蒸発量を上回っており、停止時の評価対象期間において十分な注水能力を有していると判断できる。</p> <p>c. 起回事象「停止時特有のLOCA」の成功基準</p> <p>各LOCA事象の冷却材流出量と緩和設備の注水能力を比較し、流出量を補うだけの注水が可能な系統を成功基準とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系については、全ての「停止時特有のLOCA」の起回事象、「RHR切替時のLOCA」, 「LPRM交換時のLOCA」, 「CRD交換時のLOCA」, 「CUWブロー時のLOCA」に対して、十分な炉心注水能力がある。</p> <p>また、復水補給水系については、「RHR切替時のLOCA」, 「LPRM交換時のLOCA」に対して十分な炉心注水能力がある。</p> <p>緩和設備の点検状況を考慮して、各起回事象及び各プラント状態における成功基準を第3.1.2. c-2表、原子炉補機冷却系の成功基準を第3.1.2. c-3表に示す。なお、原子炉の減圧機能及び原子炉格納容器除熱機能の取り扱いについては別紙3.1.2. c-2のとおり評価モデルの対象外とした。</p>	<p>(冷却材流出時)</p> <p>b. 余熱除去系及び非常用所内交流電源の成功基準は、単一故障が発生しても、系統全体の機能は喪失しないという条件で設定。</p> <p>起回事象「外部電源喪失」の成功基準は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1357 464 1854 671"> <thead> <tr> <th>イベントヘディング</th> <th>機能</th> <th>成功基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">非常用所内交流電源</td> <td>ディーゼル発電機</td> <td>1/2台</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>1/2ポンプ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">余熱除去系による冷却</td> <td>熱交換器</td> <td>1/2熱交換器</td> </tr> <tr> <td>ループ</td> <td>2/3ループ</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、「外部電源喪失」以外は有効な緩和系が存在しないため、成功基準も存在しない。</p>	イベントヘディング	機能	成功基準	非常用所内交流電源	ディーゼル発電機	1/2台	ポンプ	1/2ポンプ	余熱除去系による冷却	熱交換器	1/2熱交換器	ループ	2/3ループ	<p>は大飯と比較する(着色せず)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・ループ数の違いにより評価結果も相違している</p>
イベントヘディング	機能	成功基準																											
非常用所内交流電源	ディーゼル発電機	1/2台																											
	ポンプ	1/2ポンプ																											
余熱除去系による冷却	熱交換器	1/2熱交換器																											
	ループ	1/4ループ																											
イベントヘディング	機能	成功基準																											
非常用所内交流電源	ディーゼル発電機	1/2台																											
	ポンプ	1/2ポンプ																											
余熱除去系による冷却	熱交換器	1/2熱交換器																											
	ループ	2/3ループ																											

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>【対処設備動作までの余裕時間及び使命時間】</p> <p>【玄海発電所3/4号炉 付録1（平成29年1月10日提出版）より引用】</p> <p>○ 余裕時間</p> <p>アクシデントマネジメント策を除外した評価のため、期待できる緩和手段は余熱除去系統の手動起動のみ（炉心注入による水位回復には期待しない）であり、時間余裕は「有効燃料頂部露出」までではなく、「余熱除去運転が可能な1次冷却材水位レベルまで」とした。</p> <p>具体的には、1次冷却材の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が多い POS5 について、ミッドループ運転を模擬した「崩壊熱除去機能喪失」のこれまでの解析結果を参照し、1次系保有水量が減少し始めるまでの時間を保守的に見積もって、10分を時間余裕として設定した。なお、POS4、POS10及びPOS12については、POS5と比較して1次冷却材の保有水量が多く、また、POS9については、POS5と比較して崩壊熱量が少ないことから、余裕時間はPOS5より大きくなるが、保守的にこれらPOSの余裕時間も10分と設定した。</p> <p>○ 余裕時間</p> <p>事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間を、以下のとおり設定した。</p> <table border="1" data-bbox="138 970 638 1069"> <thead> <tr> <th>対象操作</th> <th colspan="5">待機側ポンプ起動による余熱除去回復</th> </tr> <tr> <th>POS</th> <th>POS 4</th> <th>POS 5</th> <th>POS 9</th> <th>POS 10</th> <th>POS 12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余裕時間（分）</td> <td>10</td> <td>10</td> <td>30</td> <td>60</td> <td>60</td> </tr> </tbody> </table> <p>その設定根拠について以下に示す。</p> <p>(1) 余熱除去機能喪失（1系統運転時）又は外部電源喪失の発生時</p> <p>対象操作：待機側ポンプ起動による余熱除去系回復 余裕時間：以下のとおり</p> <p>a. 前半ミッドループ運転時（POS5）</p> <p>第1.1.2.c-1図に示す崩壊熱曲線に基づき、以下のとおり1次冷却系保有水沸騰時間を算出した。</p> <p>崩壊熱曲線は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年</p>	対象操作	待機側ポンプ起動による余熱除去回復					POS	POS 4	POS 5	POS 9	POS 10	POS 12	余裕時間（分）	10	10	30	60	60	<p>(3) 対処設備動作までの余裕時間及び使命時間</p> <p>a. 余裕時間</p> <p>(a) 除熱系緩和と設備動作に対する余裕時間</p> <p>原子炉冷却材が限界温度になるまでに、除熱系緩和と設備（RHR-A、B）の動作が必要となる。</p> <p>限界温度になるまでの余裕時間 t_{M1} は、以下の式を用いて計算する。</p> $t_{M1} = \frac{\Delta T \times M_1 \times C}{Q_D}$ <p>ここで、t_{M1}：冷却材温度上昇時の余裕時間（sec） ΔT：差温（限界温度－初期温度[50℃]）（℃） M_1：保有水量（g） C：比熱（J/g・℃） Q_D：崩壊熱量（W=J/sec）</p> <p>である。</p> <p>なお、限界温度はウェル満水の POS-B1、B2 で、使用済燃料プールの制限温度である 65℃、それ以外の POS で水の沸騰温度 100℃としている。（別紙 3.1.2.c-3）</p> <p>(b) 注水系緩和と設備動作に対する余裕時間（崩壊熱除去時）</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）に到達するまでに、注水系緩和と設備（高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系）の動作が必要となる。</p> <p>有効燃料棒頂部に到達するまでの余裕時間 t_{M2} は、以下の式を用いて計算する。</p> $t_{M2} = t_{M1} + \frac{M_V \times H_V}{Q_D}$ <p>ここで、t_{M2}：冷却材蒸発時の余裕時間（sec） M_V：蒸発水量（g） H_V：蒸発潜熱（J/g） Q_D：崩壊熱量（W=J/sec）</p> <p>である。</p> <p>なお、原子炉ウェル満水時には使用済燃料プールの最高使用温度 65℃から 100℃に温度上昇するのに必要な時間が加算</p>	<p>(3) 対処設備動作までの余裕時間及び使命時間</p> <p>a. 余裕時間</p> <p>AM 策を除外した評価のため、期待できる緩和手段は余熱除去系の手動起動のみ（炉心注入による水位回復には期待しない）であり、時間余裕は「有効燃料長頂部露出」までではなく、「余熱除去運転が可能な1次冷却材水位レベルまで」とした。</p> <p>具体的には、1次冷却系の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が多い POS5 について、ミッドループ運転を模擬した「崩壊熱除去機能喪失」のこれまでの解析結果を参照し、1次冷却系保有水量が減少し始めるまでの時間を保守的に見積もって、10分を余裕時間として設定した。なお、POS4、POS10及びPOS12については、POS5と比較して1次冷却系の保有水量が多く、また、POS9については、POS5と比較して崩壊熱量が少ないことから、余裕時間はPOS5より大きくなるが、保守的にこれらPOSの余裕時間も10分と設定した。（補足 3.1.2.c-1）</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は保守的に POS5 を想定した余裕時間を全 POS に適用している（玄海と同様）</p> <p>【玄海】</p> <p>■記載表現の相違</p>
対象操作	待機側ポンプ起動による余熱除去回復																				
POS	POS 4	POS 5	POS 9	POS 10	POS 12																
余裕時間（分）	10	10	30	60	60																

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6月11日一部改訂」において使用が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（3σ）込み）を用いた。アクチニド崩壊熱に関しては十分実績のあるORIGEN2コード評価値（不確定性（20%）込み）を用い、保守的に崩壊熱を設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替えを考慮した崩壊熱 <ul style="list-style-type: none"> 20：崩壊熱曲線から予測される崩壊熱(MW) 1次冷却系保有水昇温率 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系保有水昇温率 = 評価上の崩壊熱 ÷ (保有水量 × 水の比熱) = $20 \times 60 \div (9.0 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$ = 3.2 (°C/min) 9.0 × 10⁴：保有水量（ミッドループ運転時）(kg) 1次冷却系保有水沸騰時間 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系保有水沸騰時間 = 沸点との温度差 ÷ 予測される昇温率 = 50 ÷ 3.2 = 16 (min) (水抜き開始時に40°C以下に維持するが、保守的に初期の水温を50°Cと設定) <p>すなわち、沸騰までの時間は、16分と評価したが、診断失敗確率に使用する時間は、10分と設定した。</p> <p>b. 後半ミッドループ運転時（POS9）</p> <p>第1.1.2.c-1図に示す崩壊熱曲線に基づき、以下のとおり1次冷却系保有水沸騰時間を算出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替えを考慮した崩壊熱 <ul style="list-style-type: none"> 7.0：崩壊熱曲線から予測される崩壊熱(MW) 1次冷却系保有水昇温率 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系保有水昇温率 = 評価上の崩壊熱 ÷ (保有水量 × 水の比熱) = $7.0 \times 60 \div (9.0 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$ = 1.2 (°C/min) 1次冷却系保有水沸騰時間 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系保有水沸騰時間 = 沸点との温度差 ÷ 予測される昇温率 = 50 ÷ 1.2 	<p>されている。</p> <p>(c) 注水系緩和設備作動に対する余裕時間（LOCA時）</p> <p>原子炉冷却材の流出を伴う起因事象では、余裕時間は冷却材流出により原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間である。</p> <p>各冷却材流出事象の余裕時間が異なるが、本評価では、全ての冷却材流出事象に対して保守的に注水系緩和設備作動までの余裕時間を0.5時間とする。（別紙3.1.2.c-4）</p> <p>以上より、対処設備作動までの余裕時間は第3.1.2.c-4表にまとめる。</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3号炉 = 42(min) すなわち、沸騰までの時間は、42分と評価したが、診断失敗確率に使用する時間は、30分と設定した。</p> <p>c. 炉停止後余熱除去系隔離解除から水抜き開始まで（POS4） POS4においては、崩壊熱は高いレベルにあるが1次冷却系保有水が多く、また、余熱除去系隔離解除後の1次冷却材温度及び圧力が比較的高い時点では1次冷却材ポンプを運転し蒸気発生器での除熱も行っている。当該状態については、1次冷却系が満水状態であり、蒸気発生器による除熱も期待されるため、POS5より十分時間余裕があると考えられるため、保守側の判断として診断失敗確率に使用する時間は10分とした。</p> <p>d. 後半ミッドループ運転後の1次冷却系満水から余熱除去系隔離まで（POS10、POS12） POS10及びPOS12においては、崩壊熱レベルが低く、また、1次冷却系満水で保有水量も多いため少なくとも60分以上の許容時間が見込める。保守側の判断として診断失敗確率に使用する時間は60分とした。</p> <p>○使命時間 本評価では、事故後24時間までの安定冷却が可能であれば、それ以降の時間で仮に不具合が発生したとしても、ある程度崩壊熱は除去されており、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24時間を使命時間として設定した。</p> <p>【熱水力学解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】 成功基準のために熱水力学解析を実施していない。</p> <p>1.1.2.d. 事故シーケンス 事故シーケンスとは、燃料損傷等に至るまでの、起回事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。</p> <p>① イベントツリー 各起回事象に対して、燃料損傷を防止するために必要な緩和</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>b. 使命時間 事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、プラントを安定な状態とすることが可能な時間として使命時間を24時間と設定した。</p> <p>(4) 熱水力学解析等の解析結果、及び解析コードの検証性 本評価において、熱水力学解析等は実施していない。</p> <p>3.1.2.d 事故シーケンス 選定した起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。</p> <p>① イベントツリー イベントツリー法を用いて、各起回事象に対して炉心損傷を</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>b. 使命時間 本評価では、事故後24時間までの安定冷却が可能であれば、それ以降の時間で仮に不具合が発生したとしても、ある程度崩壊熱は除去されており、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24時間を使命時間として設定した。</p> <p>(4) 熱水力学解析等の解析結果、及び解析コードの検証性 本評価において、熱水力学解析等は実施していない。</p> <p>3.1.2.d. 事故シーケンス 選定した起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。</p> <p>① イベントツリー イベントツリー法を用いて、各起回事象に対して、炉心損傷を</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設備又は緩和操作を検討し、燃料損傷に至る事故シナリオを展開した。また、展開した事故シナリオの最終状態を燃料損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p> <p>各起因事象のイベントツリーを第 1.1.2. d-1(a) 図～第 1.1.2. d-1(g) 図に示す。</p> <p>1.1.2.e. システム信頼性</p> <p>事故シナリオの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、フォールトツリー法によるシステム信頼性解析を実施した。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第 1.1.2. e-1 表に、サポート系同士の依存性を第 1.1.2. e-2 表に示す。</p>	<p>防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、事故シナリオを展開した。また、展開した事故シナリオの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p> <p>第 3.1.2. d-1 図、第 3.1.2. d-2 図、第 3.1.2. d-3 図に各起因事象のイベントツリーの概要図、イベントツリー作成上の主要な仮定、イベントツリーの説明を示す。また、評価に用いた詳細なイベントツリーは別紙 3.1.2. d-1 に示す。</p> <p>なお、炉心損傷シナリオグループの分類については 3.1.2. h 項に示す。</p> <p>3.1.2.e システム信頼性</p> <p>事故シナリオの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析を行う。本項目では、起因事象ごとに作成されたイベントツリーのヘディングに対応した緩和システムについて、その機能遂行に必要なサポート系を含めたフォールトツリーを構築した。</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステム毎に概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第 3.1.2. e-1 表に、サポート系同士の依存性を第 3.1.2. e-2 表に示す。</p> <p>なお、プラント停止時は、原子炉は冷温停止状態にあること、余裕時間が運転中に比べ長くなる等の停止時特有の特徴を考慮し、システム信頼性の評価においては下記の(1)～(4)を仮定している。</p>	<p>防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、事故シナリオを展開した。また、展開した事故シナリオの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p> <p>第 3.1.2. d-1(a) 図～第 3.1.2. d-1(g) 図に各起因事象のイベントツリー、イベントツリー作成上の主要な仮定、イベントツリーの説明を示す。(補足 3.1.2. d-1)</p> <p>なお、炉心損傷シナリオグループの分類については 3.1.2. h 項に示す。</p> <p>3.1.2.e. システム信頼性</p> <p>事故シナリオの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功、失敗確率を決めるために、フォールトツリー法によるシステム信頼性解析を実施した。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第 3.1.2. e-1 表に、サポート系同士の依存性を第 3.1.2. e-2 表に示す。</p> <p>なお、プラント停止時は、対象とするプラント状態の特徴を考慮し、システム信頼性の評価においては下記の(1)～(4)を仮定している。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■評価内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は図に掲載しているイベントツリーそのものを評価に用いている（大飯と同様） <p>【女川】</p> <p>■資料名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・別紙⇄補足 （以下、相違理由説明を省略） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載充実のため泊はフォールトツリー法を明記するなど説明を追加している（大飯と同様） <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊はシステム信頼性評価における仮定を記載している <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【サポート系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 外部電源系 交流電源系 直流電源系 計器用電源系 信号系 換気空調系 原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却水系 	<p>(1) 信号 機器の自動起動に対する信号系は点検などにより期待できないことも考えられるため、ポンプや電動弁等については、自動起動信号はモデル化せず、手動操作のみモデル化する。なお、待機中の非常用ディーゼル発電機については、定期検査中においても自動起動できる状態で待機しているため、自動起動信号及び手動操作をモデル化する。</p> <p>(2) ポンプ室空調機 運転時と同様にポンプ室空調機をモデル化する。</p> <p>(3) 現場操作 電動弁や手動弁の現場での手動開閉操作には期待出来ないこととし、モデル化していない。</p> <p>(4) メンテナンス 出力運転時レベル1PRAでは、系統がメンテナンスにより使用不能となる事象を考慮しているが、停止時レベル1PRAでは、定期検査期間中に計画的に点検されることから、メンテナンスのモデル化を省略する。</p> <p>【フロントライン系】</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（RHR） 高圧炉心スプレイ系（HPCS） 低圧炉心スプレイ系（LPCS） 低圧注水系（LPCI） 復水補給水系（MUWC） <p>【サポート系】</p> <ul style="list-style-type: none"> 交流電源系 直流電源系 補機冷却系 空調系 	<p>(1) 信号 機器は保安規定を基に使用可能性を設定しているため、その機器が属する系統のプロセス値によるインターロック信号がある場合はそれに期待できるものとしてモデル化する。ただし、前述のとおり非常用炉心冷却設備作動信号はブロックされているためモデル化しない。なお、待機中のディーゼル発電機については、定期検査中においても自動起動できる状態で待機しているため、自動起動信号をモデル化する。</p> <p>(2) 換気空調系 出力運転時と同様にフロントライン系及びサポート系に必要となる換気空調系をモデル化する。</p> <p>(3) 現場操作 電動弁や手動弁の現場での手動開閉操作はモデル化していない。</p> <p>(4) 試験又は保守作業による待機除外 出力運転時レベル1PRAでは、機器が試験又は保守作業により使用不能となる事象を考慮しているが、停止時レベル1PRAでは、定期検査期間中に計画的に点検されることから、試験又は保守作業による待機除外のモデル化を省略する。</p> <p>【サポート系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 電源系 信号系 制御用空気系 換気空調系 原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却水系 	<p>・泊は、評価対象期間が冷温停止に限らないこと等を踏まえた適切な表現としている （(1)～(4)の青字は相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊の設備・工程・運用などのプラント情報に則したモデル上の仮定が女川と異なる（SI信号をモデル化しない点は大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWR 設計の反映のためフロントライン系およびサポート系は大飯と比較する（女川に着色せず）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は、電源系のシステムに、外部送電系電源、所内交流電源、直流電源、計装制御用電源</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【フロントライン系】</p> <p>9. 余熱除去系</p> <p>【その他の系統】</p> <p>10. RCS注入逆止弁周辺機器</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。</p> <p>フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき、評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。</p> <p>定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生しうる共通要因故障を、条件付分岐確率イベントツリー法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型式、機能、環境、運用方法等に基づく共通要因故障を、MGL法を用いて評価した。システム信頼性評価の例を第1.1.2.e-1図に示す。</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>システム信頼性評価の結果について、事故シーケンスの定量</p>	<p>② システム信頼性評価手法</p> <p>システムが機能喪失に至る要因の組み合わせを網羅的に展開でき、システムの非信頼度を定量化できる手法として、フォールトツリー（FT）法を用いる。</p> <p>フォールトツリーの構築に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを整理した。システム信頼性評価の例を第3.1.2.e-1図に示す。</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>システム信頼性評価の結果について、各システムの代表的な</p>	<p>【フロントライン系】</p> <p>7. 余熱除去系</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき、システムの非信頼度を定量化できる手法として、フォールトツリー（FT）法を用いる。</p> <p>フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき、評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。</p> <p>定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生しうる共通要因故障を、フォールトツリー結合法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型式、機能、環境、運用方法等に基づく共通要因故障を、MGL法を用いて評価した。システム信頼性評価の例を第3.1.2.e-1図に示す。</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>システム信頼性評価の結果について、各システムの代表的な</p>	<p>をモデル化している</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は、余熱除去系の空気作動弁動作に影響を与える制御用空気を独立したシステムとして考慮している（玄海と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は、RCS注水ライン上の逆止弁を余熱除去系の中でモデル化している</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載充実のため評価に関する説明を記載している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊はフォールトツリー結合法を使用している（女川に記載は無いが、泊と同様となっている）</p> <p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>化においては、条件付分岐確率イベントツリー法を用いるため、サポート系の状態ごとに、アンアベイラビリティを定量化した。</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 本評価において、フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。</p> <p>1.1.2.f. 信頼性パラメータ システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧 システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化で使用する機</p>	<p>フォールトツリーの非信頼度を第3.1.2.e-3表に示す。</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 本評価では、システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。</p> <p>3.1.2.f 信頼性パラメータ システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率などを評価するために必要となるパラメータを整備した。</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守作業による待機除外データ等があり、出力運転時レベル1PRAと同様な評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧 システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化で使用する機</p>	<p>フォールトツリーの非信頼度を第3.1.2.e-3表に示す。</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 本評価では、システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。</p> <p>3.1.2.f. 信頼性パラメータ システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、出力運転時レベル1PRAと同様な評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧 システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化で使用する機</p>	<p>■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は代表的なPTの非信頼度を示して充実化している</p> <p>【大飯】 ■評価方針の相違 ・泊はフォールトツリー結合法を使用している（女川に記載は無いが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は保安規定に定めるLCOの逸脱時に要求される措置として実施する「保守作業」に伴う待機除外時間として、要求される措置の完了時間（許容待機除外時間：AOT）を適用して待機除外確率を算出している（なお、「保守」は保安規定に記載の用語である）（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（http://www.nucia.jp/）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリにしたがっている。</p> <p>なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。</p> <p>③ 機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率 本評価においては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。</p> <p>④ 待機除外確率 定期検査期間中には、出力運転時と異なり、検査や保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では原子炉施設保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さ</p>	<p>器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している NUCIA で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。</p> <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 (1) 復旧に期待する機器 故障した機器の復旧に期待する場合には、手順書整備や要員確保の状況を分析し、機器を選定した。検討の結果、外部電源の復旧に期待することとした。 (2) 復旧特性データ 外部電源喪失事象において、外部電源の復旧に失敗する確率を評価する。復旧失敗確率の算出は、出力運転時レベル1 PRA で用いた評価と同様、以下の評価式を用いて評価した。 $\text{外部電源復旧失敗確率} = \exp(-2.535t^{0.2})$ $t = \text{復旧に対する余裕時間 (h)}$</p> <p>④ 待機除外確率 停止時 PRA においては、機器の待機除外状態は、プラント状態分類の中で直接考慮している。</p>	<p>器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（http://www.nucia.jp/）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。</p> <p>なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。</p> <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 本評価においては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。</p> <p>④ 待機除外確率 定期検査期間中には、出力運転時と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さ</p>	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため NUCIA に関する補足を記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載の充実のため NUCIA に登録されていないグループに属する機器に関する説明を記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は機器の復旧に期待していない（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため待機除外に関する説明を記載している</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>くなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p> <p>共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（停止時PSA学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。</p> <p>1.1.2.g. 人的過誤</p> <p>人間信頼性解析は、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。</p> <p>本作業では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p> <p>同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器については、型式、機能、環境、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき共通要因故障機器群と故障モードを同定した。</p> <p>ただし、動的機器の静的故障モード、静的機器の各故障モード及び複数機器の故障発生の可能性が低いと判断できる機器の故障については除外した。</p> <p>本評価では、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて共通要因故障の発生確率を計算する。本評価では米国で公開され、あるいはPRAでの使用実績がある文献や既往のPRA研究などから、妥当と考えられるパラメータを使用することとする。</p> <p>同一システム内で共通要因故障を考慮している対象機器群及び故障モードを第3.1.2.f-1表に、システム間の共通要因故障を考慮するシステム及び機器を第3.1.2.f-2表に、共通要因故障パラメータの一覧を第3.1.2.f-3表にそれぞれ示す。</p> <p>また、システム間共通要因故障機器群の同定手順を第3.1.2.f-1図に示す。</p> <p>3.1.2.g 人的過誤</p> <p>人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。</p> <p>本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>くなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p> <p>同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器については、型式、機能、環境、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき共通要因故障機器群と故障モードを同定した。</p> <p>また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。</p> <p>共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（停止時レベル1学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。</p> <p>共通要因故障を考慮している対象機器及び故障モードを第3.1.2.f-1表に、共通要因故障パラメータの一覧を第3.1.2.f-2表にそれぞれ示す。</p> <p>また、共通要因故障の同定手順を第3.1.2.f-1図に示す。</p> <p>3.1.2.g. 人的過誤</p> <p>人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。</p> <p>本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p>	<p>（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は動的機器の静的故障モード及び静的機器の各故障モードについては、故障実績を確認しモデル化対象を同定している（玄海と同様）</p> <p>・使用している共通要因故障パラメータが相違している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は第3.1.2.f-1図のとおり、各基事象を発生要因などの条件によって選り分けることで共通要因故障を同定している（玄海と同様）</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
<p>人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278) の THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を使用して評価した。</p> <p>(1) 起因事象発生前人的過誤 起因事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。結果、本評価では、モデル化対象となる起因事象発生前人的過誤はない。</p>	<p>(1) 人的過誤の算出に用いた方法 人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278) の THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を用いて、当該プラントの関連操作手順書に基づき、それぞれの人的過誤の HRA イベントツリーを作成し人的過誤確率を評価している。</p> <p>(2) 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い 本作業では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>a. 起因事象発生前人的過誤 事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、「手動弁の保守後の復帰失敗(開け忘れ及び閉め忘れ)」を評価対象としている。(別紙 3.1.2.g-1)</p>	<p>(1) 人的過誤の算出に用いた方法 人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278) の THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を用いて、当該プラントの関連運転要領書に基づき、それぞれの人的過誤の HRA イベントツリーを作成し人的過誤確率を評価している。</p> <p>(2) 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い 本作業では、起因事象発生前の作業、発生後の緩和操作及び人的過誤によって発生する起因事象を対象として、それらの過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>a. 起因事象発生前人的過誤 事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、「手動弁及び手動ダンパの保守後の復帰失敗(開け忘れ及び閉め忘れ)」を評価対象としている。結果、下表のとおり起因事象発生前人的過誤を抽出した。</p> <table border="1" data-bbox="1357 1038 1868 1158"> <thead> <tr> <th>運転操作エラー項目</th> <th>操作場所</th> <th>人的過誤確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁の操作忘れ</td> <td>現場</td> <td>1.0E-2</td> </tr> </tbody> </table>	運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率	弁の操作忘れ	現場	1.0E-2	<p>【女川】 ■名称の相違 ・操作手順書⇔運転要領書 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は、起因事象(オーバードレン、水位維持失敗および反応度の誤投入)を発生させる人的過誤についても THERP 手法を用いて評価している(大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・上記評価方針の相違に伴い記載表現が異なる</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は手動ダンパについても明記している(大飯と同様)</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・泊は弁の操作忘れを起因事象発生前人的過誤として抽出している</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・泊は女川の別紙にあるスクリーニングアウトをせずに弁の操作忘れを起因事象発生前人的過誤として抽出しているため別紙を不要としている</p>
運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率							
弁の操作忘れ	現場	1.0E-2							

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 起回事象発生後人的過誤</p> <p>プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準（手順書）に記載されている手順にしたがって、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。本評価においては、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。</p> <p>a. 診断失敗</p> <p>運転基準（手順書）へのエントリー失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。</p> <p>なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。</p>	<p>b. 起回事象発生後人的過誤</p> <p>起回事象発生後の人的過誤としては、非常時操作手順書や事象発生時に必要とされる緩和設備を調査・分析することにより、運転員によって行われる緩和操作を同定している。また、成功基準にて設定されるシステム及び機器の制御に要求される操作及び故障機器の回復操作を含めている。</p> <p>それぞれの事象発生後の人的過誤に対して、「診断失敗」と「操作失敗」を考慮し評価している。（別紙 3.1.2.g-2）</p> <p>(a) 診断失敗</p> <p>起回事象の発生や操作の必要性に対する診断を、診断過誤として取り扱う。診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。</p> <p>診断失敗は、THERP の時間信頼性曲線を用いて評価する。時間信頼性曲線を用いる際に必要な余裕時間については、第 3.1.2.c-4 表の余裕時間を用いる。</p> <p>なお、診断失敗が発生した場合、対象となる緩和システムに期待出来ないものとして取り扱う。また、時間信頼性</p>	<p>b. 起回事象発生後人的過誤</p> <p>起回事象発生後の人的過誤としては、運転要領や事象発生時に必要とされる緩和設備を調査・分析することにより、運転員によって行われる緩和操作を同定している。また、成功基準にて設定されるシステム及び機器の制御に要求される操作を含めている。</p> <p>それぞれの事象発生後の人的過誤に対して、「診断失敗」と「操作失敗・読取り失敗」を考慮し評価している。</p> <p>(a) 診断失敗</p> <p>起回事象の発生や操作の必要性に対する診断を診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。</p> <p>診断失敗は、THERP の時間信頼性曲線を用いて評価する。時間信頼性曲線を用いる際に必要な余裕時間については、3.1.2.c.において設定した余裕時間 10分を用いる。</p> <p>なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転要領（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は機器の回復操作に期待していない（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価となっている） <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は運転要領に定められた計器等の確認を読取り失敗として評価している（大飯と同様） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川の別紙はピアレビューにおけるコメントに関する資料であり、泊には当てはまらないことから作成不要と整理している <p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は保守的に POS5 を想定し

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<table border="1" data-bbox="107 177 651 331"> <tr> <th>診断項目</th> <th>診断過誤確率</th> </tr> <tr> <td>外部電源喪失時の余熱除去系再起動（POS4、5）</td> <td>2.7E-2</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失時の余熱除去系再起動（POS9）</td> <td>2.7E-4</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失時の余熱除去系再起動（上記以外）</td> <td>8.5E-4</td> </tr> </table> <p>b. 操作失敗及び読取り失敗</p> <p>操作失敗については、運転基準（手順書）に記載された操作の中で、燃料損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。</p> <p>読取り失敗については、運転基準（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取り」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取り失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="107 946 651 1010"> <thead> <tr> <th>運転操作エラー項目</th> <th>操作場所</th> <th>操作過誤確率</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失時の余熱除去系再起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>1.7E-03</td> <td>5</td> </tr> </tbody> </table> <p>本評価では、読取り失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。</p> <p>(3) 起因事象発生に係わる人的過誤</p> <p>水位維持失敗、オーバードレン及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(2)b.と同様の考え方に基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。</p>	診断項目	診断過誤確率	外部電源喪失時の余熱除去系再起動（POS4、5）	2.7E-2	外部電源喪失時の余熱除去系再起動（POS9）	2.7E-4	外部電源喪失時の余熱除去系再起動（上記以外）	8.5E-4	運転操作エラー項目	操作場所	操作過誤確率	EF	外部電源喪失時の余熱除去系再起動操作失敗	中央制御室	1.7E-03	5	<p>曲線において、余裕時間が1,500分を超えるものについては、1,500分における診断失敗確率を用いている。</p> <p>また、除熱の必要性に対する診断と注水の必要性に対する診断は従属しており、除熱の必要性に対する診断に失敗した場合の注水の必要性に対する診断失敗確率については条件付き確率を用いる。</p> <p>(b) 操作失敗</p> <p>事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。</p> <p>操作失敗については、THERPの「手動操作のコミッションエラー」として評価している。また、業務の連携などは良好であり、担当運転員以外にも指導的な立場などの他の運転員からの指示に期待できるため、過誤回復に期待できるものとしている。</p>	<p>用いる診断過誤確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1379 212 1794 323"> <thead> <tr> <th>運転操作エラー項目</th> <th>人的過誤確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去系起動の診断失敗</td> <td>3.0E-2</td> </tr> </tbody> </table> <p>(b) 操作失敗及び読取り失敗</p> <p>操作失敗については、運転要領（手順書）に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。</p> <p>読取り失敗については、運転要領（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取り」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取り失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1361 946 1872 1074"> <thead> <tr> <th>運転操作エラー項目</th> <th>操作場所</th> <th>人的過誤確率</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁の操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>1.0E-3</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>補機の操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>1.0E-3</td> <td>30</td> </tr> </tbody> </table> <p>本評価では、読取り失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。</p> <p>c. 起因事象発生に係わる人的過誤</p> <p>水位維持失敗、オーバードレン及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(b)と同様の考え方に基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。</p>	運転操作エラー項目	人的過誤確率	余熱除去系起動の診断失敗	3.0E-2	運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率	EF	弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-3	30	補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-3	30	<p>た時間余裕を全POSに適用している（玄海と同様）</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価方針の相違に伴い診断失敗の対象及び人的過誤確率が異なる <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は運転要領に定められた計器等の確認を読取り失敗として評価しており大飯と比較する（着色せず） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・運転基準⇔運転要領 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・泊は機器レベルの操作失敗を記載している（玄海と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は、起因事象（オーバードレン、水位維持失敗および反応度の誤投入）を発生させる人的過誤についてもTHERP手法を用いて評価しており大飯と比較する
診断項目	診断過誤確率																																		
外部電源喪失時の余熱除去系再起動（POS4、5）	2.7E-2																																		
外部電源喪失時の余熱除去系再起動（POS9）	2.7E-4																																		
外部電源喪失時の余熱除去系再起動（上記以外）	8.5E-4																																		
運転操作エラー項目	操作場所	操作過誤確率	EF																																
外部電源喪失時の余熱除去系再起動操作失敗	中央制御室	1.7E-03	5																																
運転操作エラー項目	人的過誤確率																																		
余熱除去系起動の診断失敗	3.0E-2																																		
運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率	EF																																
弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-3	30																																
補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-3	30																																

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.1.2.h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。</p> <p>炉心損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、RISKMANコードにより実施し、大イベントツリー/小フォールトツリー法で作成されたモデルに適用される、条件付分岐確率イベントツリー法を用いた。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>【玄海発電所3/4号炉 付録1（平成29年1月10日提出版）より引用】</p> </div> <p>燃料損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、計算コードRiskSpectrumを使用して、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、燃料損傷頻度を算出した。</p> <p>また、停止時PRAにおける炉心損傷頻度は、分類された各POSの燃料損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの燃料損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した燃料損傷確率を年当たりの炉心損傷頻度（/炉年）とみなすことで得ることができる。</p>	<p>(3) 人的過誤評価結果</p> <p>人的過誤の評価結果を第3.1.2.g-1表及び第3.1.2.g-2表に示す（別紙3.1.2.g-3）。</p> <p>3.1.2.h 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>本評価では、RiskSpectrum*PSAを使用し、フォールトツリーリンクングによる定量化を行った。</p> <p>また、炉心損傷状態については、以下のとおり事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために、事故シーケンスグループに分類する。</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ</p> <p>a. 崩壊熱除去・炉心冷却機能</p>	<p>(3) 人的過誤評価結果</p> <p>人的過誤の評価結果を第3.1.2.g-1表に示す。（補足3.1.2.g-1）</p> <p>3.1.2.h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。</p> <p>炉心損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、RiskSpectrum*PSAコードを使用して、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度を算出した。</p> <p>また、停止時PRAにおける炉心損傷頻度は、分類された各POSの炉心損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりの炉心損傷頻度（/炉年）とみなすことで得ることができる。</p> <p>また、炉心損傷状態については、以下のとおり事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために、事故シーケンスグループに分類する。</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載充実のため定量化に関する説明を記載しており大飯と比較する（着色せず） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価手法の相違 ・泊はRiskSpectrumを使用している（玄海と同様） <p>【玄海】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映（②項直前まで） <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>② 炉心損傷頻度</p> <p>事故シナリオの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 4.2×10^{-4} (／炉年) となった。</p> <p>起因事象別・POS分類別の炉心損傷頻度の内訳並びに主要事故シナリオ及び主要カットセットを、第 3.1.2.h-1 表及び第 3.1.2.h-2 表に示す。また、事故シナリオ別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.1.2.h-3 表に示し、POS別、起因事象別の炉</p>	<p>LOCA 以外の起因事象発生時に、崩壊熱除去及び炉心冷却の機能が喪失し炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、崩壊熱除去機能喪失に分類する。(崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>b. 安全機能のサポート機能</p> <p>外部電源喪失時に、非常用電源などの電源の確保に失敗し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、全交流動力電源喪失に分類する。なお、本評価では、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による交流電源の確保に失敗した場合を全交流動力電源喪失と定義している。(全交流動力電源喪失)</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>停止時特有のLOCAの発生時に、冷却材が流出することにより炉心損傷に至る可能性があることから、事故シナリオグループとして、原子炉冷却材の流出に分類する。(原子炉冷却材の流出)</p> <p>以上から分類した事故シナリオグループについて第 3.1.2.h-1 表に示す。</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <p>(1) 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオ</p> <p>事故シナリオの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 9.8×10^{-7} (／定期検査) となった。</p> <p>全炉心損傷頻度に対する寄与が大きい主要シナリオ、並びに主要カットセットについて第 3.1.2.h-2 表に、起因事象及びPOS別の炉心損傷頻度を第 3.1.2.h-3 表に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.1.2.h-4 表に</p>	<p>余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオを崩壊熱除去機能喪失に分類する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>外部電源喪失時に、非常用所内交流電源による電源の確保に失敗し、全交流動力電源喪失が発生することにより炉心損傷に至る事故シナリオを全交流動力電源喪失に分類する。なお、本評価では、A及びBのディーゼル発電機による交流電源の確保に失敗した場合を全交流動力電源喪失と定義している。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等によって冷却材が流出することにより炉心損傷に至る事故シナリオを原子炉冷却材の流出に分類する。</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>ほう素の異常な希釈により臨界に達することで炉心損傷に至る事故シナリオを「反応度の誤投入」に分類する。</p> <p>以上から分類した事故シナリオグループについて第 3.1.2.h-1 表に示す。</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <p>(1) 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオ</p> <p>事故シナリオの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 6.0×10^{-4} (／炉年) となった。</p> <p>全炉心損傷頻度に対する寄与が大きい主要シナリオ、並びに主要カットセットについて第 3.1.2.h-2 表に、起因事象及びPOS別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.1.2.h-3 表に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.1.2.h-4 表に</p>	<p>■記載方針の相違</p> <p>・泊はシナリオグループに対応させた項目名とし、泊の評価内容に則した記載としている</p> <p>【女川】</p> <p>■名称の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は反応度の誤投入もPRAとして評価している(大飯に記載は無いが、泊と同様の評価となっている)</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>心損傷頻度割合を第1.1.2.h-1図及び第1.1.2.h-2図に示す。</p> <p>この結果を基に、事故シナシグループ別で分析すると、原子炉冷却材の流出が支配的となっている。次いで、余熱除去機能喪失が分類される崩壊熱除去機能喪失となっている。</p> <p>起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウダリ機能喪失の寄与が最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。原子炉冷却材圧力バウダリ機能喪失は、停止時の各プラント状態を通じて、緩和策無く発生する起因事象であり、頻度が大きい。また、余熱除去機能喪失は、炉心燃料からの崩壊熱量と1次冷却系保有水量のバランスにより運転操作に係る余裕時間が異なる。</p> <p>POS分類別の時間当たりの炉心損傷頻度では、第1.1.2.h-1表で示すとおり崩壊熱が高く燃料損傷までの許容時間の短い</p>	<p>示す。</p> <p>起因事象別、POS別及び事故シナシグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合について第3.1.2.h-1図に示す。</p> <p>(2) 評価結果の分析</p> <p>事故シナシグループ別の結果では、崩壊熱除去機能喪失による寄与が約95%を占めている。全交流動力電源喪失による寄与は約5%であり、原子炉冷却材の流出による寄与は1%未満であった。</p> <p>全炉心損傷頻度に対する寄与割合の高い事故シナシは、崩壊熱除去機能喪失のシナシで占められている。POS-B1、POS-B2及びPOS-C1でRHRフロントライン系又はサポート系が機能喪失した後、復水補給水系による注水に失敗することで崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷に至るというシナシである。これらのPOSにおいて、崩壊熱除去に失敗した後期待できる緩和系は復水補給水系のみであり、復水補給水系による注水に失敗することで崩壊熱除去ができずに炉心損傷に至るため、崩壊熱除去機能喪失の寄与が高くなる。</p> <p>起因事象別の結果では、RHRフロントライン系機能喪失による寄与が最も大きく、全炉心損傷頻度の約80%を占めている。次いで、RHRサポート系機能喪失の寄与割合が高く、約11%である。RHRサポート系機能喪失はRHRフロントライン系喪失時よりも使用できる緩和設備は一般的に少なくなるものの、炉心損傷頻度に対する寄与が大きいPOS(B1,B2及びC1)では、もともと使用可能な緩和設備に差が無いため、起因事象発生頻度の違いがそのまま炉心損傷頻度の差となっている。</p> <p>POS別の結果では、POS-B1、POS-B2及びPOS-C1の炉心損傷頻度が大きい結果となり、全炉心損傷頻度の約95%を占めてい</p>	<p>に示す。</p> <p>起因事象別、POS別及び事故シナシグループ別の炉心損傷頻度割合を第3.1.2.h-1図、第3.1.2.h-2図及び第3.1.2.h-3図に示す。</p> <p>(2) 評価結果の分析</p> <p>事故シナシグループ別の結果では、原子炉冷却材の流出による寄与が約88%を占めている。崩壊熱除去機能喪失による寄与は約10%、全交流動力電源喪失による寄与は約2%、反応度の誤投入による寄与は0.1%未満であった。</p> <p>全炉心損傷頻度に対する寄与割合の高い事故シナシは、原子炉冷却材の流出のシナシで占められており、原子炉冷却材圧力バウダリ機能喪失の事故シナシの寄与が高い。原子炉冷却材圧力バウダリ機能喪失は、全POSにおいて発生し得る事故シナシであること及び起因事象の発生が炉心損傷に直結する緩和策に期待しない事故シナシであることから寄与が大きい。</p> <p>起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウダリ機能喪失の寄与が最も大きく全炉心損傷頻度の約85%を占めている。次いで、余熱除去機能喪失の約6%、外部電源喪失の約4%と続く。原子炉冷却材圧力バウダリ機能喪失は、停止時の各プラント状態を通じて、緩和策無く発生する起因事象であり、頻度が大きい。</p> <p>POS別の結果では、炉心損傷頻度は継続時間の長いPOSが大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・起因事象別、POS別および事故シナシグループ別の寄与割合の図それぞれに付番している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■構成、記載表現の相違 泊と大飯の比較のため、大飯の記載順を一部入れ替えている</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■評価方針の相違 ・泊は保守的にPOS5を想定した時間余裕を全POSに適用している（玄海と同様）</p> <p>【大飯】 ■構成、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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>前半POS（POS4及びPOS5）において、炉心損傷頻度が高くなっている。全炉心損傷頻度については第1.1.2.h-1図に示すとおり、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存している。このため、継続時間の長いPOS9と共に、ミッドループ運転の期間である、POS5で大きくなっている。</p> <p>評価結果の分析として余熱除去機能喪失事象に対して、POS別の炉心損傷頻度を導出した。</p> <p>POS別の余熱除去機能喪失の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-3図に示す。原子炉停止後の期間が比較的短いPOS4、POS5での炉心損傷頻度が高い傾向となっていることを確認した。また、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-4図に示す。</p> <p>③ 重要度解析</p> <p>全炉心損傷頻度に対する Fussell-Vesely (以下「FV」という。) 重要度及びリスク増加価値 (以下「RAW」という。) を評価し、全炉心損傷頻度への寄与の大きい因子を分析した。</p> <p>(1) FV重要度</p> <p>FV重要度は、燃料損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。FV重要度の評価結果を、第1.1.2.h-4表に示す。評価の結果、第1位は「運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕10分）（POS4、5：余熱除去機能喪失時）」の約15%、第2位は「運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗（時間余裕10分）（POS4、5：外部電源喪失時）」の約0.5%、第3位は「運転員操作 余熱除去ポンプA、B起動失敗（共通要因）」の約0.2%となった。</p> <p>第1位のFV重要度が約15%、第2位以降は、0.5%以下となっていることから、全炉心損傷頻度の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生によるものであることが分かる。</p>	<p>る。これらのPOSでは待機除外となっているシステムが多く、期待できる緩和設備が少なくなるためである。(別紙3.1.2.h-1)</p> <p>③ 重要度解析, 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で感度解析を実施した。</p> <p>(1) 重要度解析</p> <p>炉心損傷頻度に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価し、炉心損傷頻度への寄与の大きい要因を分析した。</p> <p>FV重要度の評価結果を第3.1.2.h-5表に示す。評価の結果、「MUWC操作失敗」が最も高い値となった。POS-B1、B2及びPOS-C1においては、崩壊熱除去機能喪失時に緩和設備が復水補給水系のみであり、復水補給水系による注水に失敗した場合は炉心損傷に至るため、「MUWC操作失敗」の寄与割合が高くなる。</p>	<p>強く依存している。このため、継続時間が相対的に長いPOS9及びPOS10が厳しく、次いでPOS5の寄与が大きくなっている。(補足3.1.2.h-1)</p> <p>③ 重要度解析, 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で感度解析を実施した。</p> <p>(1) 重要度解析</p> <p>炉心損傷頻度に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価し、炉心損傷頻度への寄与の大きい要因を分析した。</p> <p>FV重要度は、燃料損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。FV重要度の評価結果を第3.1.2.h-4表に示す。評価の結果、第1位は「余熱除去系起動の診断失敗」が約7%、次いで「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ404A 戻し忘れ」、「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ401A 戻し忘れ」及び「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ405A 戻し忘れ」がそれぞれ約0.6%となった。</p> <p>第1位のFV重要度が約7%、第2位以降は、約0.6%以下となっていることから、全炉心損傷頻度の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生によるものであることが分かる。</p>	<p>泊と大飯の比較のため、大飯の記載順を一部入れ替えている</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載充実のためFV重要度に関する説明を記載している(大飯と同様)</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載充実のためFV重要度に関する考察を記載しているため大飯と比較する</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) RAW</p> <p>RAWは、対象となる事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。RAWの評価結果を、第1.1.2.h-5表に示す。評価の結果、RAWの上位は約3で同等の値を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、燃料損傷に至るものが多数存在することがわかる。</p> <p>④ 不確実さ解析</p> <p>起回事象発生頻度、機器故障率、人的過誤等のパラメータが持つばらつき（不確実さ）が炉心損傷頻度に与える影響（炉心損傷頻度の平均値及びエラーファクター（EF））を評価した。不確実さ解析の結果を、第1.1.2.h-6表に示す。</p> <p>評価の結果、全炉心損傷頻度（点推定値）は4.2×10^{-4}（/炉年）であったが、不確実さ解析の結果、炉心損傷頻度（平均値）は4.2×10^{-4}（/炉年）、不確実さ幅を示すエラーファクター（EF）は6.0となり、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約36倍の不確実さ幅がある結果となった。</p> <p>⑤ 感度解析</p> <p>炉心損傷頻度に影響する因子として、運転中の充てんポンプに期待できるとした場合に着目し、全炉心損傷頻度に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。感度解析の結果を第1.1.2.h-7表に示す。</p>	<p>RAWの評価結果を第3.1.2.h-6表に示す。評価の結果、「MUWC操作失敗」、「MUWCポンプ継続運転共通要因故障」が最も高い値となった。FV重要度で述べたとおり、POS-B1、B2及びPOS-C1では緩和設備が復水補給水系のみであることから、復水補給水系に関するこれらの基事象のRAWが高くなる。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第3.1.2.h-2図及び第3.1.2.h-3図に示す。いずれにおいても、「MUWC操作失敗」の重要度が高く、崩壊熱除去機能に係る対策が重要となる。</p> <p>(2) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度の下限値（5%）、中央値（50%）、平均値及び上限値（95%）の評価結果を第3.1.2.h-7表、第3.1.2.h-4図及び第3.1.2.h-5図に示す。全炉心損傷頻度の点推定値は9.8×10^{-7}/定期検査であったが、不確実さ解析の結果、平均値は1.0×10^{-6}/定期検査、不確実さ幅を示すエラーファクター（EF）は4.7となり、各パラメータの不確実さの影響により上限値と下限値の間に約22倍の不確実さ幅がある結果となっている。これは炉心損傷頻度に支配的な影響のあったRHRフロントライン系機能喪失やミニマルカットセット上位の基事象のパラメータのEFに極端に大きなものが見られなかったことによるものである。</p> <p>なお、いずれの事故シナリオも著しい不確実さ幅を持つものは見受けられなかった。</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>a. 外部電源復旧の有無</p> <p>今回実施したPRAでは、外部電源喪失時に外部電源復旧による電源確保に期待している。感度解析ケースでは、この外部電源復旧に期待しないものとして感度解析を実施した。感</p>	<p>RAWは、対象となる事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。RAWの評価結果を第3.1.2.h-5表に示す。評価の結果、RAWの上位は約3.1で同等を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、燃料損傷に至るものが多数存在することがわかる。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第3.1.2.h-4図及び第3.1.2.h-5図に示す。</p> <p>(2) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度の下限値（5%）、中央値（50%）、平均値及び上限値（95%）の評価結果を第3.1.2.h-7表、第3.1.2.h-6(a)～(f)図及び第3.1.2.h-7図に示す。全炉心損傷頻度の点推定値は6.0×10^{-4}（/炉年）であったが、不確実さ解析の結果、平均値は5.9×10^{-4}（/炉年）、不確実さ幅を示すエラーファクター（EF）は3.3となり、各パラメータの不確実さの影響により上限値と下限値の間に約11倍の不確実さ幅がある結果となっている。これは炉心損傷頻度に支配的な影響のあった原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失のパラメータのEFに極端に大きなものが見られなかったことによるものである。</p> <p>なお、いずれの事故シナリオも著しい不確実さ幅を持つものは見受けられなかった。</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>a. 充てんポンプの有無</p> <p>今回実施したPRAでは、運用上は運転継続中である充てんポンプによる注水には期待していない。感度解析ケースでは、この運転中の充てんポンプに期待できるものとして全炉心損傷頻度</p>	<p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載充実のためRAWに関する説明を記載している（大飯と同様） <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は第3.1.2.h-4図及び第3.1.2.h-5図を追加している <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は、ベースケースでは期待しないこととした充てんポン

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の炉心損傷頻度は3.3×10^{-7}（/炉年）となり基本ケースから約1/1000に低減し、全炉心損傷頻度は9.4×10^{-5}（/炉年）となり基本ケースから約1/4に低減した。</p> <p>運用上は運転が継続している充てん系に期待するだけでも、炉心損傷頻度が上記の程度まで低減することが分かった。</p>	<p>度解析結果を第 3.1.2.h-8 表、第 3.1.2.h-6 図及び第 3.1.2.h-7 図に示す。（別紙 3.1.2.h-1）</p> <p>評価の結果、全交流動力電源喪失については、外部電源復旧を考慮しないことにより、非常用電源が確保できず、緩和設備が使用不能となる確率が高くなるため、炉心損傷頻度が増加した。事故シナリオグループ別寄与割合及び事故シナリオグループ別炉心損傷頻度については、全交流動力電源喪失が支配的となったが、事故シナリオグループの選定においては、影響がないことを確認した。</p>	<p>に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。感度解析結果を第 3.1.2.h-7 表、第 3.1.2.h-8 図及び第 3.1.2.h-9 図に示す。</p> <p>評価の結果、充てんポンプによる注水を緩和策として考慮することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の炉心損傷頻度は5.1×10^{-7}（/炉年）となり基本ケースから約1/1000に低減し、全炉心損傷頻度は9.2×10^{-5}（/炉年）となり基本ケースから約1/7に低減した。事故シナリオグループ別寄与割合及び事故シナリオグループ別炉心損傷頻度については、崩壊熱除去機能喪失が支配的となったが、事故シナリオグループの選定においては、影響が無いことを確認した。</p>	<p>ンブが実際には運転中であること、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が全炉心損傷頻度に対する寄与が大きいことを考慮して感度解析ケースを設定している（記載は異なるものの内容は大飯と同様）</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
	<p>第3.1.2.a-1表 停止時PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="719 1058 1274 1326">PRAの作業</th> <th data-bbox="719 798 1274 1058">収集すべき情報</th> <th data-bbox="719 231 1274 798">主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="719 1058 1274 1326">1. プラントの構成・特性の調査</td> <td data-bbox="719 798 1274 1058">PRAの実施にあたり必要とされる基本的な情報</td> <td data-bbox="719 231 1274 798"> 1) 原子炉設置許可申請書 2) 配管計要線図 (PRID) 3) インターロックブロック線図 (IBD) 4) 展開接続図 (ECWD) 5) 車線結線図 6) 系統設計仕様書 (SS) 1) 原子炉施設保安規定 2) 保全計画書 3) 定期試験手順書 4) 原子炉設備運転手順書 (プラント停止中) 5) 非常時操作手順書 (上記1)の情報源 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 1058 1274 1326">2. 停止期間中のプラントの状態調査</td> <td data-bbox="719 798 1274 1058"> a) プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報 b) 運転・保守管理情報 </td> <td data-bbox="719 231 1274 798"> 1) 上記1)の情報源 2) 系統運用工程表 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 1058 1274 1326">3. 起因事象の選定</td> <td data-bbox="719 798 1274 1058">過渡事象、外部電源喪失などに関する事例</td> <td data-bbox="719 231 1274 798"> 1) 上記1)の情報源 2) 先行 PRA 報告書 3) 原子炉施設運転管理年報 </td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	1. プラントの構成・特性の調査	PRAの実施にあたり必要とされる基本的な情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 配管計要線図 (PRID) 3) インターロックブロック線図 (IBD) 4) 展開接続図 (ECWD) 5) 車線結線図 6) 系統設計仕様書 (SS) 1) 原子炉施設保安規定 2) 保全計画書 3) 定期試験手順書 4) 原子炉設備運転手順書 (プラント停止中) 5) 非常時操作手順書 (上記1)の情報源	2. 停止期間中のプラントの状態調査	a) プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報 b) 運転・保守管理情報	1) 上記1)の情報源 2) 系統運用工程表	3. 起因事象の選定	過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1)の情報源 2) 先行 PRA 報告書 3) 原子炉施設運転管理年報	<p>第3.1.2.a-1表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1350 1058 1852 1326">PRAの作業</th> <th data-bbox="1350 798 1852 1058">収集すべき情報</th> <th data-bbox="1350 231 1852 798">主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1350 1058 1852 1326">1. プラントの構成・特性の調査</td> <td data-bbox="1350 798 1852 1058">PRA 実施に当たり必要とされる基本的な情報</td> <td data-bbox="1350 231 1852 798"> 1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集 4) 車線結線図 5) 展開接続図 (EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・ 取扱説明書 ・ 容量取扱書 9) 機器設計仕様書 1) 保安規定 2) 運転手順書類 ・ 運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処理編、緊急処置編、定期試験編) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1058 1852 1326">2. 停止期間中のプラントの状態調査</td> <td data-bbox="1350 798 1852 1058"> ・ プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報 余熱除去機能喪失、外部電源喪失等に関する事例 </td> <td data-bbox="1350 231 1852 798"> 1) 定期検査工程表 2) 保安規定 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1350 1058 1852 1326">3. 起因事象の選定と発生頻度の調査</td> <td data-bbox="1350 798 1852 1058">過渡事象、外部電源喪失などに関する事例</td> <td data-bbox="1350 231 1852 798"> 1) 上記1)の情報源 2) 原子力発電所運転管理年報 3) 原子力施設設備公開ライブラリ (NUCIA) 4) 先行 PRA 報告書 </td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	1. プラントの構成・特性の調査	PRA 実施に当たり必要とされる基本的な情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集 4) 車線結線図 5) 展開接続図 (EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・ 取扱説明書 ・ 容量取扱書 9) 機器設計仕様書 1) 保安規定 2) 運転手順書類 ・ 運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処理編、緊急処置編、定期試験編)	2. 停止期間中のプラントの状態調査	・ プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報 余熱除去機能喪失、外部電源喪失等に関する事例	1) 定期検査工程表 2) 保安規定	3. 起因事象の選定と発生頻度の調査	過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1)の情報源 2) 原子力発電所運転管理年報 3) 原子力施設設備公開ライブラリ (NUCIA) 4) 先行 PRA 報告書	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 女川実績の反映 ・ 泊は、PRA 実施のための情報に関する表を作成して充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 各種情報の名称が異なる
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源																									
1. プラントの構成・特性の調査	PRAの実施にあたり必要とされる基本的な情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 配管計要線図 (PRID) 3) インターロックブロック線図 (IBD) 4) 展開接続図 (ECWD) 5) 車線結線図 6) 系統設計仕様書 (SS) 1) 原子炉施設保安規定 2) 保全計画書 3) 定期試験手順書 4) 原子炉設備運転手順書 (プラント停止中) 5) 非常時操作手順書 (上記1)の情報源																									
2. 停止期間中のプラントの状態調査	a) プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報 b) 運転・保守管理情報	1) 上記1)の情報源 2) 系統運用工程表																									
3. 起因事象の選定	過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1)の情報源 2) 先行 PRA 報告書 3) 原子炉施設運転管理年報																									
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源																									
1. プラントの構成・特性の調査	PRA 実施に当たり必要とされる基本的な情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集 4) 車線結線図 5) 展開接続図 (EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・ 取扱説明書 ・ 容量取扱書 9) 機器設計仕様書 1) 保安規定 2) 運転手順書類 ・ 運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処理編、緊急処置編、定期試験編)																									
2. 停止期間中のプラントの状態調査	・ プラント停止期間を分類するための情報 ・ プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報 余熱除去機能喪失、外部電源喪失等に関する事例	1) 定期検査工程表 2) 保安規定																									
3. 起因事象の選定と発生頻度の調査	過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1)の情報源 2) 原子力発電所運転管理年報 3) 原子力施設設備公開ライブラリ (NUCIA) 4) 先行 PRA 報告書																									

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<p>第3.1.2.a-1表 停止時PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PRAの作業</th> <th>収集すべき情報</th> <th>主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4. 成功基準の設定</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和動作 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書 </td> </tr> <tr> <td>5. 事故シナリオの分析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 </td> </tr> <tr> <td>6. システム信頼性解析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和動作等 各種操作・作業などに係る体制 人間信頼性の解析手法 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NIREG/CR-1278 </td> </tr> <tr> <td>7. 人間信頼性解析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 共通要因故障パラメータ ・NIREG/CR-1205 Rev.1 ・NIREG/CR-1363 Rev.1 ・NIREG-1150 ・NIREG/CR-2771 ・SECY-83-293 </td> </tr> <tr> <td>8. パラメータの作成</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	4. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和動作 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書	5. 事故シナリオの分析	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態 	1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源	6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和動作等 各種操作・作業などに係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NIREG/CR-1278	7. 人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 共通要因故障パラメータ ・NIREG/CR-1205 Rev.1 ・NIREG/CR-1363 Rev.1 ・NIREG-1150 ・NIREG/CR-2771 ・SECY-83-293	8. パラメータの作成	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 		<p>第3.1.2.a-1表 停止時PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PRAの作業</th> <th>収集すべき情報</th> <th>主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4. 成功基準の設定</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和動作 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書 </td> </tr> <tr> <td>5. 事故シナリオの分析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 3) 健全性確認問題 </td> </tr> <tr> <td>6. システム信頼性解析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和動作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 </td> <td> 1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NIREG/CR-1278 3) 事故前人的過失に關わる調査結果 </td> </tr> <tr> <td>7. 人間信頼性解析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 </td> <td> 1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 2) 試験による信頼性解析の調査結果 ・NIREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NIREG/CR-2497 </td> </tr> <tr> <td>8. パラメータの作成</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	4. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和動作 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書	5. 事故シナリオの分析	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態 	1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 3) 健全性確認問題	6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和動作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NIREG/CR-1278 3) 事故前人的過失に關わる調査結果	7. 人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 2) 試験による信頼性解析の調査結果 ・NIREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NIREG/CR-2497	8. パラメータの作成	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 		<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は、PRA実施のための情報に関する表を作成して充実させている 【女川】 ■名称の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・各種情報の名称が異なる
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源																																					
4. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和動作 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書																																					
5. 事故シナリオの分析	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態 	1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源																																					
6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和動作等 各種操作・作業などに係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NIREG/CR-1278																																					
7. 人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 共通要因故障パラメータ ・NIREG/CR-1205 Rev.1 ・NIREG/CR-1363 Rev.1 ・NIREG-1150 ・NIREG/CR-2771 ・SECY-83-293																																					
8. パラメータの作成	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 																																						
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源																																					
4. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和動作 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書																																					
5. 事故シナリオの分析	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態 	1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 3) 健全性確認問題																																					
6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和動作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NIREG/CR-1278 3) 事故前人的過失に關わる調査結果																																					
7. 人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 2) 試験による信頼性解析の調査結果 ・NIREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NIREG/CR-2497																																					
8. パラメータの作成	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 																																						

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>第 1.1.2.a-1 表 系統設備概要</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉保護系</td> <td>4トレン SSPS方式 制御棒 53本</td> </tr> <tr> <td>余熱除去系</td> <td>余熱除去ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,020m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>安全系蓄電池 2組 容量 約1,400A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約2,400A・h×2/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ 4台（うず巻式） ポンプ容量 約1,700m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>海水ポンプ 3台（斜流式） ポンプ容量 約5,300m³/h/台</td> </tr> </table>	原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 53本	余熱除去系	余熱除去ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,020m ³ /h/台	ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA/台	直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,400A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約2,400A・h×2/組	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台（うず巻式） ポンプ容量 約1,700m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3台（斜流式） ポンプ容量 約5,300m ³ /h/台	<p>第3.1.2.a-2表 系統設備概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）</td> <td>原子炉保護系（RPS）1 out of 2 × 2 制御棒 137本</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系（HPCS）</td> <td>電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系（RCIC）</td> <td>タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系（ADS）</td> <td>弁数6弁</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系（LPCS）</td> <td>電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（RHR）</td> <td>電動ポンプ3台、熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機（D/G）</td> <td>非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備（DC）</td> <td>所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系（RCW）</td> <td>電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系（RSW）</td> <td>電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）</td> <td>電動ポンプ1台 容量 約240m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（HPSW）</td> <td>電動ポンプ1台 容量 約250m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系（MUWC）</td> <td>電動ポンプ3台 容量 約100m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）	原子炉保護系（RPS）1 out of 2 × 2 制御棒 137本	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m ³ /h/台	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台	自動減圧系（ADS）	弁数6弁	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m ³ /h/台	残留熱除去系（RHR）	電動ポンプ3台、熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m ³ /h/台	非常用ディーゼル発電機（D/G）	非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台	直流電源設備（DC）	所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組	原子炉補機冷却水系（RCW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水系（RSW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（HPSW）	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台	復水補給水系（MUWC）	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台	<p>第 3.1.2.a-2 表 系統設備概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉保護設備</td> <td>2 out of 4 制御棒クラスター 48体</td> </tr> <tr> <td>余熱除去設備</td> <td>余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>発電機 2台 発電容量 約7,000kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>非常用蓄電池 2組 容量 約2,400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2,000Ah/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水設備</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,400m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水設備</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,700m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスター 48体	余熱除去設備	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台	ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7,000kVA/台	直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2,400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2,000Ah/組	原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,400m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,700m ³ /h/台	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR で設計が異なるため大飯と比較する（着色せず） 【大飯】 ■設計の相違 ・容量などのスペックが異なる 【大飯】 ■記載表現の相違</p>
原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 53本																																																								
余熱除去系	余熱除去ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,020m ³ /h/台																																																								
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA/台																																																								
直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,400A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約2,400A・h×2/組																																																								
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台（うず巻式） ポンプ容量 約1,700m ³ /h/台																																																								
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3台（斜流式） ポンプ容量 約5,300m ³ /h/台																																																								
系統設備	概要																																																								
制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）	原子炉保護系（RPS）1 out of 2 × 2 制御棒 137本																																																								
高圧炉心スプレイ系（HPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m ³ /h/台																																																								
原子炉隔離時冷却系（RCIC）	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台																																																								
自動減圧系（ADS）	弁数6弁																																																								
低圧炉心スプレイ系（LPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m ³ /h/台																																																								
残留熱除去系（RHR）	電動ポンプ3台、熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m ³ /h/台																																																								
非常用ディーゼル発電機（D/G）	非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台																																																								
直流電源設備（DC）	所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組																																																								
原子炉補機冷却水系（RCW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m ³ /h/台																																																								
原子炉補機冷却海水系（RSW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m ³ /h/台																																																								
高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台																																																								
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（HPSW）	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台																																																								
復水補給水系（MUWC）	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台																																																								
系統設備	概要																																																								
原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスター 48体																																																								
余熱除去設備	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台																																																								
ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7,000kVA/台																																																								
直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2,400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2,000Ah/組																																																								
原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,400m ³ /h/台																																																								
原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1,700m ³ /h/台																																																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉					女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
第1.1.2.a-2表 大飯3号炉定検の工程継続時間の比較					第3.1.2.a-3表 女川2号炉定期検査の工程継続期間の比較				第3.1.2.a-3表 泊3号炉定期検査の工程継続期間の比較				【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRで定検工程、燃料取出、POSなどが異なるため大飯と比較する（着色せず） 【大飯】 ■個別評価による相違 ・個別プラントで定検実績回数や期間が異なる
POS	工程	工程継続時間(h)			定期検査	工程継続期間(日)	燃料取出方法	特別な工程	POS	工程	工程継続時間 (h)		
		第12回定検	第13回定検*	第14回定検						第1回定検	第2回定検*		
POS4	余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系満水）	63	52	54	第1回	70	部分取出	—	POS4	余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系満水）	66	85	
POS5	余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態、燃料取出し前）	80	92	92	第2回	60	部分取出	—	POS5	余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態、燃料取出し前）	121	131	
POS9	余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態、燃料取出し後）	102	284	122	第3回	55	部分取出	—	POS9	余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態、燃料取出し後）	173	—	
POS10	余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系満水）	136	258	87	第4回	47	部分取出	—	POS10	余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系満水）	177	—	
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系満水）	48	59	47	第5回	100	全数取出	水没弁点検等	POS12	余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系満水）	85	—	
	合計	438	745	402	第6回	190	全数取出	シュラウド点検等		合計	622	—	
※大飯3号炉第13回定検は長期定検。					第7回	127	全数取出	タイロッド補修等	* 第2回定検は長期定検				
					第8回	150	全数取出	ECCS ストレーナ工事					
					第9回	109	全数取出	OG 系点検等					
					第10回	182	全数取出	制御棒監視装置更新					
					□：本評価において対象とする定期検査工程								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																												
<p>第 1.1.2.a-3 表 各プラント状態の分類</p> <table border="1" data-bbox="103 272 654 743"> <thead> <tr> <th>プラント状態 (POS)</th> <th>POSの継続時間(h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>4</td><td>54</td></tr> <tr><td>5</td><td>92</td></tr> <tr><td>9</td><td>122</td></tr> <tr><td>10</td><td>87</td></tr> <tr><td>12</td><td>47</td></tr> <tr><td>合計</td><td>402</td></tr> </tbody> </table>	プラント状態 (POS)	POSの継続時間(h)	4	54	5	92	9	122	10	87	12	47	合計	402		<p>第 3.1.2. a-4 表 各プラント状態の分類</p> <table border="1" data-bbox="1332 296 1883 695"> <thead> <tr> <th>プラント状態 (POS)</th> <th>POSの継続時間 (h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>4</td><td>66.0</td></tr> <tr><td>5</td><td>121.1</td></tr> <tr><td>9</td><td>172.8</td></tr> <tr><td>10</td><td>177.2</td></tr> <tr><td>12</td><td>85.3</td></tr> <tr><td>合計</td><td>622.4</td></tr> </tbody> </table>	プラント状態 (POS)	POSの継続時間 (h)	4	66.0	5	121.1	9	172.8	10	177.2	12	85.3	合計	622.4	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は各 POS の継続時間を記載している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・個別プラントで POS 実績時間が異なる</p>
プラント状態 (POS)	POSの継続時間(h)																														
4	54																														
5	92																														
9	122																														
10	87																														
12	47																														
合計	402																														
プラント状態 (POS)	POSの継続時間 (h)																														
4	66.0																														
5	121.1																														
9	172.8																														
10	177.2																														
12	85.3																														
合計	622.4																														

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由		
系統	(1) 部分出力状態	(2) 高圧停止状態 （高圧停止プログラムの発生で）	(3) 高圧停止状態 （BWR運転開始時まで）	(4) BWRによる停止 （RCS減水）	(5) BWRによる停止 （RCS減水）	(6) 原子炉冷却系停止 （原子炉出力低下）	(7) 原子炉冷却系停止 （原子炉出力低下）	
	1.2	3	3	4.5	5.6	6	6	
	主変圧器	-	-	1/0/0	1/0/0	0/0/1	0/0/1	0/0/1
	予備変圧器	-	-	0/1/0	0/0/1	1/0/0	1/0/0	1/0/0
	非常用AC電源	-	-	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0
	ディーゼル発電機	-	-	0/2/0	0/1/1	0/1/1	0/1/1	0/1/1
	バックアップ	-	-	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0
	湯水ポンプ	-	-	1/1/1	1/0/2	1/0/2	1/0/2	1/0/2
	原子炉補機冷却水ポンプ	-	-	1/1/2	1/1/2	1/1/2	1/1/2	1/1/2
	冷却水ポンプ	-	-	1/1/0	1/1/0	1/1/0	1/1/0	1/1/0
上段：プラント状態/下段：運転モード 凡例：運転台数/待機台数/待機除外台数								
【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、3.1.2.a-2図として同様の情報を示している（女川は3.1.2.a-6図）								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																																																																																																																																																																																																
<p>第1.1.2.b-1表 考慮している起因事象の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>NSAC-84(Zion)</th> <th>NUREG/CR-5015(Zion)</th> <th>フランスPRA^{※1,2}</th> <th>JNES 検討^{※3}</th> <th>本評価 (大飯3号炉及び4号炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）</td><td>○</td><td>○</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>インターフェースシステムLOCA</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ヒートシンク喪失</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>○（原子炉補機冷却機能喪失）</td></tr> <tr><td>主給水流路喪失</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>○（余熱除去機能喪失で評価）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>余熱除去機能喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>低圧過加圧事象</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>水位維持失敗/オーバードレン</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※1：IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990. ※2：BDP, "A Probabilistic Safety Assessment of the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)", Overall Report, May 31, 1990. ※3：JNES, "JNESにおけるPSA手法の標準化—停止時的事象レベル1 PSA手法—に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月。</p>				起因事象	NSAC-84(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES 検討 ^{※3}	本評価 (大飯3号炉及び4号炉)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）	-	-	○	-	-	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）	○	○	-	○	○	インターフェースシステムLOCA	-	-	○	-	-	2次冷却系の破断	-	-	○	-	-	蒸気発生器伝熱管破損	-	-	○	-	-	ヒートシンク喪失	-	-	○	-	○（原子炉補機冷却機能喪失）	主給水流路喪失	-	-	○	-	-	外部電源喪失	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○	過渡事象	-	-	○	-	-	反応度の誤投入	-	-	○	○	○	余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○	低圧過加圧事象	○	-	-	-	-	水位維持失敗/オーバードレン	-	-	-	○	○	<p>第3.1.2.b-1表 既往の停止時PRAにおける起因事象との比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>NUREG/CR-6143 (Grand Gulf)</th> <th>JNES検討[※]</th> <th>本評価 (女川2号炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>RHRフロントライン系機能喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>RHRサポート系機能喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>配管破断LOCA</td><td>○</td><td>○</td><td>-</td></tr> <tr><td>RHR運転中のLOCA</td><td>○</td><td>○</td><td>-</td></tr> <tr><td>RHR切替時のLOCA</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>LPRM交換時のLOCA</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td></tr> <tr><td>CRD交換時のLOCA</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td></tr> <tr><td>CUWブロー時のLOCA</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※：PSA手法の標準化に係る整備—停止時的事象レベル1 PSA/地震PSA—別冊1, 平成23年1月 独立行政法人原子力安全基盤機構</p>				起因事象	NUREG/CR-6143 (Grand Gulf)	JNES検討 [※]	本評価 (女川2号炉)	RHRフロントライン系機能喪失	○	○	○	RHRサポート系機能喪失	○	○	○	外部電源喪失	○	○	○	配管破断LOCA	○	○	-	RHR運転中のLOCA	○	○	-	RHR切替時のLOCA	○	○	○	LPRM交換時のLOCA	-	-	○	CRD交換時のLOCA	-	-	○	CUWブロー時のLOCA	-	-	○	<p>第3.1.2.b-1表 既往の停止時PRAにおける起因事象との比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>NSAC-84 (Zion)</th> <th>NUREG/CR-5015 (Zion)</th> <th>フランスPRA^{※1,2}</th> <th>JNES検討^{※3}</th> <th>本評価 (泊3号炉)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）</td><td>○</td><td>○</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>インターフェースシステムLOCA</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ヒートシンク喪失</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>○（原子炉補機冷却機能喪失）</td></tr> <tr><td>主給水流路喪失</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>○（余熱除去機能喪失で評価）</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>余熱除去機能喪失</td><td>○</td><td>○</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>低圧過加圧事象</td><td>○</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>水位維持失敗/オーバードレン</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>○</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※1：IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990. ※2：BDP, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)", Overall Report, May 31, 1990. ※3：JNES, "JNESにおけるPSA手法の標準化—停止時的事象レベル1 PSA手法—に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月。</p>				起因事象	NSAC-84 (Zion)	NUREG/CR-5015 (Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES検討 ^{※3}	本評価 (泊3号炉)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）	-	-	○	-	-	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）	○	○	-	○	○	インターフェースシステムLOCA	-	-	○	-	-	2次冷却系の破断	-	-	○	-	-	蒸気発生器伝熱管破損	-	-	○	-	-	ヒートシンク喪失	-	-	○	-	○（原子炉補機冷却機能喪失）	主給水流路喪失	-	-	○	-	-	外部電源喪失	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○	過渡事象	-	-	○	-	-	反応度の誤投入	-	-	○	○	○	余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○	低圧過加圧事象	○	-	-	-	-	水位維持失敗/オーバードレン	-	-	-	○	○	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWRとBWRで考慮すべき起因事象が異なることから大飯と比較する（着色せず）
起因事象	NSAC-84(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES 検討 ^{※3}	本評価 (大飯3号炉及び4号炉)																																																																																																																																																																																																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																							
インターフェースシステムLOCA	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
2次冷却系の破断	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
蒸気発生器伝熱管破損	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
ヒートシンク喪失	-	-	○	-	○（原子炉補機冷却機能喪失）																																																																																																																																																																																																																							
主給水流路喪失	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
外部電源喪失	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																							
過渡事象	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
反応度の誤投入	-	-	○	○	○																																																																																																																																																																																																																							
余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																							
低圧過加圧事象	○	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																							
水位維持失敗/オーバードレン	-	-	-	○	○																																																																																																																																																																																																																							
起因事象	NUREG/CR-6143 (Grand Gulf)	JNES検討 [※]	本評価 (女川2号炉)																																																																																																																																																																																																																									
RHRフロントライン系機能喪失	○	○	○																																																																																																																																																																																																																									
RHRサポート系機能喪失	○	○	○																																																																																																																																																																																																																									
外部電源喪失	○	○	○																																																																																																																																																																																																																									
配管破断LOCA	○	○	-																																																																																																																																																																																																																									
RHR運転中のLOCA	○	○	-																																																																																																																																																																																																																									
RHR切替時のLOCA	○	○	○																																																																																																																																																																																																																									
LPRM交換時のLOCA	-	-	○																																																																																																																																																																																																																									
CRD交換時のLOCA	-	-	○																																																																																																																																																																																																																									
CUWブロー時のLOCA	-	-	○																																																																																																																																																																																																																									
起因事象	NSAC-84 (Zion)	NUREG/CR-5015 (Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES検討 ^{※3}	本評価 (泊3号炉)																																																																																																																																																																																																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																							
インターフェースシステムLOCA	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
2次冷却系の破断	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
蒸気発生器伝熱管破損	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
ヒートシンク喪失	-	-	○	-	○（原子炉補機冷却機能喪失）																																																																																																																																																																																																																							
主給水流路喪失	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
外部電源喪失	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																							
過渡事象	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																							
反応度の誤投入	-	-	○	○	○																																																																																																																																																																																																																							
余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																							
低圧過加圧事象	○	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																							
水位維持失敗/オーバードレン	-	-	-	○	○																																																																																																																																																																																																																							

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.b-2表 プラント状態と起回事象の対応</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>POS-S</th> <th>POS-A1</th> <th>POS-A2</th> <th>POS-B1</th> <th>POS-B2</th> <th>POS-C1</th> <th>POS-C2</th> <th>POS-D</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RHR フロントライン系機能喪失</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>RHR サボート系機能喪失</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>RHR 切替時の LOCA</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>CRD 交換時の LOCA</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>LPRM 交換時の LOCA</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>CUW プロロー時の LOCA</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	POS-S	POS-A1	POS-A2	POS-B1	POS-B2	POS-C1	POS-C2	POS-D	RHR フロントライン系機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○	RHR サボート系機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○	外部電源喪失	○	○	○	○	○	○	○	○	RHR 切替時の LOCA	-	-	-	-	○	-	-	-	CRD 交換時の LOCA	-	-	-	○	-	-	-	-	LPRM 交換時の LOCA	-	-	-	○	-	-	-	-	CUW プロロー時の LOCA	-	-	-	-	-	○	-	○	<p style="text-align: center;">第3.1.2.b-2表 プラント状態と起回事象の対応</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>プラント状態</th> <th>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</th> <th>水位維持失敗</th> <th>オーバードレン</th> <th>余熱除去機能喪失</th> <th>外部電源喪失</th> <th>原子炉補機冷却機能喪失</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POS 4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>POS 5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>POS 9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>POS 10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>POS 12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>POS 14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロック解除以降)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	プラント状態	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入	POS 4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-	POS 5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-	POS 9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-	POS 10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-	POS 12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-	POS 14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロック解除以降)	-	-	-	-	-	-	○	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR で考慮すべき起 因事象と POS が異なる <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・女川実績の反映 ・泊は、POS と起回事象との対 応を表として追加し充実させ ている
起回事象	POS-S	POS-A1	POS-A2	POS-B1	POS-B2	POS-C1	POS-C2	POS-D																																																																																																																											
RHR フロントライン系機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																											
RHR サボート系機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																											
外部電源喪失	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																											
RHR 切替時の LOCA	-	-	-	-	○	-	-	-																																																																																																																											
CRD 交換時の LOCA	-	-	-	○	-	-	-	-																																																																																																																											
LPRM 交換時の LOCA	-	-	-	○	-	-	-	-																																																																																																																											
CUW プロロー時の LOCA	-	-	-	-	-	○	-	○																																																																																																																											
プラント状態	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入																																																																																																																												
POS 4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-																																																																																																																												
POS 5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-																																																																																																																												
POS 9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-																																																																																																																												
POS 10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-																																																																																																																												
POS 12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-																																																																																																																												
POS 14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロック解除以降)	-	-	-	-	-	-	○																																																																																																																												

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																										
<p>第1.1.2.b-2表 起回事象発生頻度（平成23年3月31日迄）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>対象期間</th> <th>発生頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去機能喪失*</td> <td>余熱除去系1系列運転時</td> <td>1.6E-07 (h)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>1次冷却系低圧時</td> <td>8.2E-07 (h)</td> </tr> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>ミッドループ運転時</td> <td>4.2E-06 (レミッドループ)</td> </tr> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>水抜き中</td> <td>4.2E-06 (demand)</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>出力運転時を含めた全期間</td> <td>5.5E-07 (h)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>出力運転時を含めた全期間</td> <td>2.3E-08 (h)</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>出力運転時を含めた全期間</td> <td>5.3E-08 (demand)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※起回事象発生頻度は、待機中のポンプ起動失敗も含む値として評価した。</p>	起回事象	対象期間	発生頻度	余熱除去機能喪失*	余熱除去系1系列運転時	1.6E-07 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1次冷却系低圧時	8.2E-07 (h)	水位維持失敗	ミッドループ運転時	4.2E-06 (レミッドループ)	オーバードレン	水抜き中	4.2E-06 (demand)	外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-07 (h)	原子炉補機冷却機能喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-08 (h)	反応度の誤投入	出力運転時を含めた全期間	5.3E-08 (demand)	<p>第3.1.2.b-3表 各プラント状態における起回事象発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>発生頻度</th> <th>E/F</th> <th>発生頻度の評価方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RHRフロントライン系機能喪失</td> <td>5.7×10^{-6} /日</td> <td>3</td> <td rowspan="7">国内BWR実績データ（平成21年3月末時点）（RHRサブポート系の機能喪失事象は発生実績がないため総定期検査日数に対し0.5回の発生を仮定） ミニマムフロー弁の誤操作を人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。 制御棒駆動系交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。 局部出力領域モニタ交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。 操作対象となる手動弁の閉め忘れを人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。</td> </tr> <tr> <td>RHRサブポート系機能喪失</td> <td>7.1×10^{-6} /日</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>2.6×10^{-5} /日</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>RHR切替時のLOCA</td> <td>2.4×10^{-4} /回</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>CRD交換時のLOCA</td> <td>5.5×10^{-6} /定期検査</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>LPRM交換時のLOCA</td> <td>3.3×10^{-6} /定期検査</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>CUWブロー時時のLOCA</td> <td>8.1×10^{-9} /回</td> <td>5</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	発生頻度	E/F	発生頻度の評価方法	RHRフロントライン系機能喪失	5.7×10^{-6} /日	3	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点）（RHRサブポート系の機能喪失事象は発生実績がないため総定期検査日数に対し0.5回の発生を仮定） ミニマムフロー弁の誤操作を人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。 制御棒駆動系交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。 局部出力領域モニタ交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。 操作対象となる手動弁の閉め忘れを人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。	RHRサブポート系機能喪失	7.1×10^{-6} /日	3	外部電源喪失	2.6×10^{-5} /日	3	RHR切替時のLOCA	2.4×10^{-4} /回	3	CRD交換時のLOCA	5.5×10^{-6} /定期検査	3	LPRM交換時のLOCA	3.3×10^{-6} /定期検査	3	CUWブロー時時のLOCA	8.1×10^{-9} /回	5	<p>第3.1.2.b-3表 起回事象発生頻度（平成23年3月31日迄）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>対象期間</th> <th>発生頻度</th> <th>E/F</th> <th>発生頻度の評価方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>1次冷却系低圧時</td> <td>8.2E-7h</td> <td>13</td> <td>停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出</td> </tr> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>ミッドループ運転時</td> <td>4.1E-6</td> <td>5.8</td> <td>システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率及び機器故障率を評価</td> </tr> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>水抜き中</td> <td>4.1E-6/demand</td> <td>5.8</td> <td>停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出</td> </tr> <tr> <td>余熱除去機能喪失（注）</td> <td>余熱除去系1系運転時</td> <td>5.8E-8h</td> <td>17</td> <td>停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>出力運転時を含めた全期間</td> <td>5.5E-7h</td> <td>4</td> <td>出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>出力運転時を含めた全期間</td> <td>2.3E-8h</td> <td>13</td> <td>出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>プラント起動時</td> <td>3.1E-8/demand</td> <td>7.6</td> <td>システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率を評価</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注）余熱除去機能喪失は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。したがって、運転中のA系の故障発生頻度1.6×10^{-6}hに、待機中のB系による冷却失敗確率3.6×10^{-2}を乗じた5.8×10^{-7}hが当該起回事象の発生頻度となる。</p>	起回事象	対象期間	発生頻度	E/F	発生頻度の評価方法	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1次冷却系低圧時	8.2E-7h	13	停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出	水位維持失敗	ミッドループ運転時	4.1E-6	5.8	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率及び機器故障率を評価	オーバードレン	水抜き中	4.1E-6/demand	5.8	停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出	余熱除去機能喪失（注）	余熱除去系1系運転時	5.8E-8h	17	停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出	外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-7h	4	出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出	原子炉補機冷却機能喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-8h	13	出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出	反応度の誤投入	プラント起動時	3.1E-8/demand	7.6	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率を評価	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRで起回事象が異なるため大飯と比較する（着色せず） 【大飯】 ■個別評価による相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、E/Fおよび評価方法列を追加して充実させている 【大飯】 ■記載表現の相違</p>
起回事象	対象期間	発生頻度																																																																																											
余熱除去機能喪失*	余熱除去系1系列運転時	1.6E-07 (h)																																																																																											
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1次冷却系低圧時	8.2E-07 (h)																																																																																											
水位維持失敗	ミッドループ運転時	4.2E-06 (レミッドループ)																																																																																											
オーバードレン	水抜き中	4.2E-06 (demand)																																																																																											
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-07 (h)																																																																																											
原子炉補機冷却機能喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-08 (h)																																																																																											
反応度の誤投入	出力運転時を含めた全期間	5.3E-08 (demand)																																																																																											
起回事象	発生頻度	E/F	発生頻度の評価方法																																																																																										
RHRフロントライン系機能喪失	5.7×10^{-6} /日	3	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点）（RHRサブポート系の機能喪失事象は発生実績がないため総定期検査日数に対し0.5回の発生を仮定） ミニマムフロー弁の誤操作を人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。 制御棒駆動系交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。 局部出力領域モニタ交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。 操作対象となる手動弁の閉め忘れを人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。																																																																																										
RHRサブポート系機能喪失	7.1×10^{-6} /日	3																																																																																											
外部電源喪失	2.6×10^{-5} /日	3																																																																																											
RHR切替時のLOCA	2.4×10^{-4} /回	3																																																																																											
CRD交換時のLOCA	5.5×10^{-6} /定期検査	3																																																																																											
LPRM交換時のLOCA	3.3×10^{-6} /定期検査	3																																																																																											
CUWブロー時時のLOCA	8.1×10^{-9} /回	5																																																																																											
起回事象	対象期間	発生頻度	E/F	発生頻度の評価方法																																																																																									
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1次冷却系低圧時	8.2E-7h	13	停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出																																																																																									
水位維持失敗	ミッドループ運転時	4.1E-6	5.8	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率及び機器故障率を評価																																																																																									
オーバードレン	水抜き中	4.1E-6/demand	5.8	停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出																																																																																									
余熱除去機能喪失（注）	余熱除去系1系運転時	5.8E-8h	17	停止時の運転実績より算出 - 停止時のフロントラインの運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出																																																																																									
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-7h	4	出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出																																																																																									
原子炉補機冷却機能喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-8h	13	出力運転時及び停止時の運転実績より算出 - 出力運転時及び停止時の運転実績から得られた起回事象の発生件数と運転期間を用いて算出																																																																																									
反応度の誤投入	プラント起動時	3.1E-8/demand	7.6	システム解析により算出 - 事象発生に関する人的過誤確率を評価																																																																																									

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.c-1表 各POSの崩壊熱発生量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>POS別の代表時間*</th> <th>崩壊熱発生量(MWt)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POS-S</td> <td>8時間後</td> <td>20.8</td> </tr> <tr> <td>POS-A1</td> <td>1日後</td> <td>15.2</td> </tr> <tr> <td>POS-A2</td> <td>3日後</td> <td>9.9</td> </tr> <tr> <td>POS-B1</td> <td>5日後</td> <td>8.6</td> </tr> <tr> <td>POS-B2</td> <td>21日後</td> <td>4.6</td> </tr> <tr> <td>POS-C1</td> <td>26日後</td> <td>2.6</td> </tr> <tr> <td>POS-C2</td> <td>39日後</td> <td>2.2</td> </tr> <tr> <td>POS-D</td> <td>41日後</td> <td>2.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※代表時間については発電機解列を起点と設定している。</p>	POS	POS別の代表時間*	崩壊熱発生量(MWt)	POS-S	8時間後	20.8	POS-A1	1日後	15.2	POS-A2	3日後	9.9	POS-B1	5日後	8.6	POS-B2	21日後	4.6	POS-C1	26日後	2.6	POS-C2	39日後	2.2	POS-D	41日後	2.1		<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は保守的にPOS5を想定した余裕時間を全POSに適用している（玄海と同様） そのため、崩壊熱の時間変化を示す表を示していない
POS	POS別の代表時間*	崩壊熱発生量(MWt)																												
POS-S	8時間後	20.8																												
POS-A1	1日後	15.2																												
POS-A2	3日後	9.9																												
POS-B1	5日後	8.6																												
POS-B2	21日後	4.6																												
POS-C1	26日後	2.6																												
POS-C2	39日後	2.2																												
POS-D	41日後	2.1																												

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉										泊発電所3号炉				相違理由
		第3.1.2.c-2表 各起因事象及び各プラント状態における成功基準														
POS 原因事象	S	A1	A2	B1	B2	C1	C2	D								
RHRフロント 系機能喪失	RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	LPCS MUWC	MUWC	MUWC	MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC							
RHRサポルト 系機能喪失	RHR-B LPCI-C HPCS MUWC	RHR-B LPCI-C HPCS MUWC	MUWC	MUWC	MUWC	MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC							
外部電源喪失	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS MUWC	RHR-A MUWC	RHR-B MUWC	RHR-B MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC							
RHR切替時の LOCA										LPCI-A MUWC						
CRD交換時の LOCA										LPCI-A						
LPRM交換時 のLOCA										LPCI-A MUWC						
C UWフロート のLOCA											LPCI-B					

【女川】
 ■記載箇所の相違
 ・泊は、本文3.1.2.c.①②にて成功基準を整理している。
 （大飯に記載は無いが、泊と同様の整理となっている）

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.c-3表 原子炉補機冷却系の成功基準</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機器</th> <th colspan="2">冷却対象の系統</th> </tr> <tr> <th>非常用D/G, 低圧ECCS, RHR</th> <th>常用隔離失敗時*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCWポンプ</td> <td>1/2</td> <td>2/2</td> </tr> <tr> <td>RCW熱交換器</td> <td>1/2</td> <td>1/2</td> </tr> <tr> <td>RSWポンプ</td> <td>1/2</td> <td>1/2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*常用隔離に失敗した場合、常用系負荷への冷却水が必要となるため、成功基準として必要となるRCWポンプ数が増加する。</p>	機器	冷却対象の系統		非常用D/G, 低圧ECCS, RHR	常用隔離失敗時*	RCWポンプ	1/2	2/2	RCW熱交換器	1/2	1/2	RSWポンプ	1/2	1/2		<p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・泊は、本文3.1.2.c.①②にて成功基準を整理している。（大飯に記載は無いが、泊と同様の整理となっている）</p>
機器	冷却対象の系統																
	非常用D/G, 低圧ECCS, RHR	常用隔離失敗時*															
RCWポンプ	1/2	2/2															
RCW熱交換器	1/2	1/2															
RSWポンプ	1/2	1/2															

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																						
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.c-4表 対象設備の余裕時間</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">起回事象</th> <th rowspan="2">POS</th> <th rowspan="2">POS別の代表時間</th> <th colspan="2">対象設備</th> </tr> <tr> <th>除熱系 RIR-A/B 余裕時間 (h)</th> <th>注水系 HPCS, LPCS, LPCI-A/B/C, M/WC 余裕時間 (h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">RIR フロントライン系機能喪失 RIR サポート系機能喪失 外部電源喪失</td> <td>POS-S</td> <td>8時間後</td> <td>0.5</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>POS-A1</td> <td>1日後</td> <td>1</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>POS-A2</td> <td>3日後</td> <td>1</td> <td>9</td> </tr> <tr> <td>POS-B1</td> <td>5日後</td> <td>5</td> <td>81</td> </tr> <tr> <td>POS-B2</td> <td>21日後</td> <td>9</td> <td>153</td> </tr> <tr> <td>POS-C1</td> <td>26日後</td> <td>6</td> <td>35</td> </tr> <tr> <td>POS-C2</td> <td>39日後</td> <td>7</td> <td>42</td> </tr> <tr> <td>POS-D</td> <td>41日後</td> <td>7</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-B2</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>POS-B1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RIR 切替時の LOCA</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CRD 交換時の LOCA</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>LPRM 交換時の LOCA</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CUW フロー時の LOCA</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	POS	POS別の代表時間	対象設備		除熱系 RIR-A/B 余裕時間 (h)	注水系 HPCS, LPCS, LPCI-A/B/C, M/WC 余裕時間 (h)	RIR フロントライン系機能喪失 RIR サポート系機能喪失 外部電源喪失	POS-S	8時間後	0.5	4	POS-A1	1日後	1	6	POS-A2	3日後	1	9	POS-B1	5日後	5	81	POS-B2	21日後	9	153	POS-C1	26日後	6	35	POS-C2	39日後	7	42	POS-D	41日後	7	43	POS-B2				0.5	POS-B1					RIR 切替時の LOCA					CRD 交換時の LOCA					LPRM 交換時の LOCA					CUW フロー時の LOCA						<p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・泊は、本文3.1.2.c.①(3)aにて余裕時間を整理している。(大飯に記載は無いが、泊と同様の整理となっている)</p>
起回事象	POS				POS別の代表時間	対象設備																																																																			
		除熱系 RIR-A/B 余裕時間 (h)	注水系 HPCS, LPCS, LPCI-A/B/C, M/WC 余裕時間 (h)																																																																						
RIR フロントライン系機能喪失 RIR サポート系機能喪失 外部電源喪失	POS-S	8時間後	0.5	4																																																																					
	POS-A1	1日後	1	6																																																																					
	POS-A2	3日後	1	9																																																																					
	POS-B1	5日後	5	81																																																																					
	POS-B2	21日後	9	153																																																																					
	POS-C1	26日後	6	35																																																																					
	POS-C2	39日後	7	42																																																																					
	POS-D	41日後	7	43																																																																					
	POS-B2				0.5																																																																				
	POS-B1																																																																								
RIR 切替時の LOCA																																																																									
CRD 交換時の LOCA																																																																									
LPRM 交換時の LOCA																																																																									
CUW フロー時の LOCA																																																																									

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.e-3表 システム信頼性評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">起回事象</th> <th style="width: 50%;">システム系統</th> <th style="width: 30%;">代表的なFTの非信頼度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">・BWR フロントライン系 機能喪失 ・BWR サポート系 機能喪失 ・LOCA</td> <td>残留熱除去系 (RHR-A) [※]</td> <td>4.6×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (RHR-B) [※]</td> <td>4.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイ系 (HPCS)</td> <td>1.8×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系 (LPCS)</td> <td>1.2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (LPCI-A)</td> <td>1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (LPCI-B)</td> <td>1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (LPCI-C)</td> <td>1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系 (MUWC)</td> <td>3.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">外部電源喪失</td> <td>残留熱除去系 (RHR-A)</td> <td>3.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (RHR-B)</td> <td>3.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイ系 (HPCS)</td> <td>5.7×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系 (LPCS)</td> <td>1.2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (LPCI-A)</td> <td>保守的に期待しない</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (LPCI-B)</td> <td>保守的に期待しない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>低压注水系 (LPCI-C)</td> <td>1.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>復水補給水系 (MUWC)</td> <td>3.7×10^{-4}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ LOCA時に期待しない</p>	起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度	・BWR フロントライン系 機能喪失 ・BWR サポート系 機能喪失 ・LOCA	残留熱除去系 (RHR-A) [※]	4.6×10^{-5}	残留熱除去系 (RHR-B) [※]	4.6×10^{-3}	高压炉心スプレイ系 (HPCS)	1.8×10^{-3}	低压炉心スプレイ系 (LPCS)	1.2×10^{-3}	低压注水系 (LPCI-A)	1.4×10^{-3}	低压注水系 (LPCI-B)	1.4×10^{-3}	低压注水系 (LPCI-C)	1.4×10^{-3}	復水補給水系 (MUWC)	3.5×10^{-4}	外部電源喪失	残留熱除去系 (RHR-A)	3.8×10^{-4}	残留熱除去系 (RHR-B)	3.8×10^{-4}	高压炉心スプレイ系 (HPCS)	5.7×10^{-3}	低压炉心スプレイ系 (LPCS)	1.2×10^{-3}	低压注水系 (LPCI-A)	保守的に期待しない	低压注水系 (LPCI-B)	保守的に期待しない		低压注水系 (LPCI-C)	1.3×10^{-3}		復水補給水系 (MUWC)	3.7×10^{-4}	<p style="text-align: center;">第3.1.2.e-3表 システム信頼性評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">起回事象</th> <th style="width: 50%;">システム系統</th> <th style="width: 30%;">代表的なFTの非信頼度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>余熱除去系による冷却</td> <td>7.1E-2</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>非常用所内電源の確立</td> <td>4.2E-2</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度	外部電源喪失	余熱除去系による冷却	7.1E-2	—	非常用所内電源の確立	4.2E-2	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、主なシステムの非信頼度を表として追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR でモデル化する系統が異なる（玄海と同様）
起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度																																																	
・BWR フロントライン系 機能喪失 ・BWR サポート系 機能喪失 ・LOCA	残留熱除去系 (RHR-A) [※]	4.6×10^{-5}																																																	
	残留熱除去系 (RHR-B) [※]	4.6×10^{-3}																																																	
	高压炉心スプレイ系 (HPCS)	1.8×10^{-3}																																																	
	低压炉心スプレイ系 (LPCS)	1.2×10^{-3}																																																	
	低压注水系 (LPCI-A)	1.4×10^{-3}																																																	
	低压注水系 (LPCI-B)	1.4×10^{-3}																																																	
	低压注水系 (LPCI-C)	1.4×10^{-3}																																																	
	復水補給水系 (MUWC)	3.5×10^{-4}																																																	
	外部電源喪失	残留熱除去系 (RHR-A)	3.8×10^{-4}																																																
		残留熱除去系 (RHR-B)	3.8×10^{-4}																																																
高压炉心スプレイ系 (HPCS)		5.7×10^{-3}																																																	
低压炉心スプレイ系 (LPCS)		1.2×10^{-3}																																																	
低压注水系 (LPCI-A)		保守的に期待しない																																																	
低压注水系 (LPCI-B)		保守的に期待しない																																																	
	低压注水系 (LPCI-C)	1.3×10^{-3}																																																	
	復水補給水系 (MUWC)	3.7×10^{-4}																																																	
起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度																																																	
外部電源喪失	余熱除去系による冷却	7.1E-2																																																	
—	非常用所内電源の確立	4.2E-2																																																	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
	<p data-bbox="705 223 1288 247">第3.1.2.f-1表 同一システム内で共通要因故障を考慮している対象機器群及び故障モード</p> <table border="1" data-bbox="750 263 1243 590"> <thead> <tr> <th>機器</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">ポンプ</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>連続運転失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ファン</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>連続運転失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁</td> <td>作動失敗</td> </tr> <tr> <td>開/閉失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">検出器 トリップ設定器 リレー</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>誤動作</td> </tr> </tbody> </table>	機器	故障モード	ポンプ	起動失敗	連続運転失敗	ファン	起動失敗	連続運転失敗	弁	作動失敗	開/閉失敗	検出器 トリップ設定器 リレー	不動作	誤動作	<p data-bbox="1377 191 1848 215">第3.1.2.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)</p> <div data-bbox="1355 223 1836 893" style="border: 2px solid black; height: 420px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1444 997 1859 1029">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p data-bbox="1915 207 1982 231">【大飯】</p> <p data-bbox="1915 239 2139 406">■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCFを考慮する機器と故障モードを表として追加し充実させている</p> <p data-bbox="1915 414 1982 438">【女川】</p> <p data-bbox="1915 446 2139 646">■評価方針の相違 ・泊は、動的機器の静的故障モード及び静的機器について、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮している（玄海と同様）</p>
機器	故障モード																
ポンプ	起動失敗																
	連続運転失敗																
ファン	起動失敗																
	連続運転失敗																
弁	作動失敗																
	開/閉失敗																
検出器 トリップ設定器 リレー	不動作																
	誤動作																

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
	<p data-bbox="712 225 1276 247">第3.1.2.f-2表 システム間の共通要因故障を考慮するシステム及び機器</p> <table border="1" data-bbox="703 268 1285 564"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>交流電源</td> <td>非常用D/G-A, B</td> </tr> <tr> <td>直流電源</td> <td>蓄電池A, B</td> </tr> <tr> <td>RHR-A, B, C</td> <td>ポンプ, 電動弁, 逆止弁</td> </tr> <tr> <td>RCW-A, B</td> <td>ポンプ, 電動弁, 逆止弁</td> </tr> <tr> <td>RSW-A, B</td> <td>ポンプ, 電動弁, 逆止弁</td> </tr> <tr> <td>非常用D/G空調</td> <td>非常用D/G-A, Bの送風機</td> </tr> </tbody> </table>	系統	機器	交流電源	非常用D/G-A, B	直流電源	蓄電池A, B	RHR-A, B, C	ポンプ, 電動弁, 逆止弁	RCW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁	RSW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁	非常用D/G空調	非常用D/G-A, Bの送風機	<p data-bbox="1350 209 1856 231">第3.1.2.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)</p> <div data-bbox="1323 245 1839 1086" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1417 1094 1861 1114">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p data-bbox="1917 212 1973 231">【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1917 245 2051 264">■記載内容の相違 <li data-bbox="1917 279 2051 298">・女川実績の反映 <li data-bbox="1917 312 2136 405">・泊は、CCFを考慮する機器と故障モードを表として追加し充実させている <p data-bbox="1917 419 1973 438">【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1917 453 2051 472">■評価方針の相違 <li data-bbox="1917 486 2136 643">・泊は、動的機器の静的故障モード及び静的機器について、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮している（玄海と同様）
系統	機器																
交流電源	非常用D/G-A, B																
直流電源	蓄電池A, B																
RHR-A, B, C	ポンプ, 電動弁, 逆止弁																
RCW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁																
RSW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁																
非常用D/G空調	非常用D/G-A, Bの送風機																

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第3.1.2. f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right;">[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCFを考慮する機器と故障モードを表として追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は、動的機器の静的故障モード及び静的機器について、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮している（玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1344 199 1848 1013" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="font-size: small; margin: 0;">第3.1.2.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード 4/6</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="font-size: x-small; margin-top: 5px;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCFを考慮する機器と故障モードを表として追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は、動的機器の静的故障モード及び静的機器について、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮している（玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第3.1.2.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCFを考慮する機器と故障モードを表として追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は、動的機器の静的故障モード及び静的機器について、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮している（玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第3.1.2.1-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (6/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCFを考慮する機器と故障モードを表として追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は、動的機器の静的故障モード及び静的機器について、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮している（玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.f-3表 共通要因故障パラメータの一覧</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>機器種類</th> <th>β</th> <th>γ</th> <th>出典</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ</td> <td>0.039</td> <td>0.52</td> <td>NUREG/CR-1205 Rev.1</td> </tr> <tr> <td>弁類</td> <td>0.13</td> <td>0.565</td> <td>NUREG/CR-1363 Rev.1</td> </tr> <tr> <td>D/G</td> <td>0.021</td> <td>—</td> <td>NUREG-1150</td> </tr> <tr> <td>検出器及び警報設定器</td> <td>0.082</td> <td>0.67</td> <td>NUREG/CR-2771</td> </tr> <tr> <td>スクラムコンダクター (リレー)</td> <td>0.05</td> <td>0.1</td> <td>SECY-83-293</td> </tr> <tr> <td>蓄電池</td> <td>0.008</td> <td>—</td> <td>NUREG-1150</td> </tr> </tbody> </table>	機器種類	β	γ	出典	ポンプ	0.039	0.52	NUREG/CR-1205 Rev.1	弁類	0.13	0.565	NUREG/CR-1363 Rev.1	D/G	0.021	—	NUREG-1150	検出器及び警報設定器	0.082	0.67	NUREG/CR-2771	スクラムコンダクター (リレー)	0.05	0.1	SECY-83-293	蓄電池	0.008	—	NUREG-1150	<p style="text-align: center;">第3.1.2.f-2表 共通要因故障パラメータ（抜粋）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機器タイプ</th> <th rowspan="2">故障モード</th> <th rowspan="2">CCF 要否</th> <th rowspan="2">機器 総数</th> <th colspan="3">MGLパラメータ**</th> </tr> <tr> <th>β</th> <th>γ</th> <th>δ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">電動ポンプ (純水)</td> <td rowspan="3">起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗</td> <td rowspan="3">○</td> <td>2</td> <td>3.72E-02</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>3.13E-02</td> <td>3.63E-01</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>2.93E-02</td> <td>4.76E-01</td> <td>2.99E-01</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">継続運転失敗 遮断器誤作動</td> <td rowspan="3">○</td> <td>2</td> <td>9.01E-02</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>6.19E-02</td> <td>5.00E-01</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>4.72E-02</td> <td>7.50E-01</td> <td>3.33E-01</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">電動弁 (純水-Pooled*)</td> <td rowspan="3">開失敗 制御回路の作動失敗</td> <td rowspan="3">○</td> <td>2</td> <td>1.62E-02</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>1.37E-02</td> <td>3.59E-01</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>1.26E-02</td> <td>5.10E-01</td> <td>2.63E-01</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">閉失敗 制御回路の作動失敗</td> <td rowspan="3">○</td> <td>2</td> <td>4.13E-03</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>8.18E-03</td> <td>7.09E-03</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>1.22E-02</td> <td>1.29E-02</td> <td>3.57E-02</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">誤開又は誤閉</td> <td rowspan="3">○</td> <td>2</td> <td>3.16E-02</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>5.04E-02</td> <td>1.43E-01</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>5.83E-02</td> <td>3.21E-01</td> <td>5.89E-02</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの ※2 「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5197の改訂版)」より β：2つ以上の機器が同時に故障する割合 γ：2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合 δ：3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合</p>	機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ**			β	γ	δ	電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	—	—	3	3.13E-02	3.63E-01	—	4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	—	—	3	6.19E-02	5.00E-01	—	4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01	電動弁 (純水-Pooled*)	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	—	—	3	1.37E-02	3.59E-01	—	4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	—	—	3	8.18E-03	7.09E-03	—	4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	—	—	3	5.04E-02	1.43E-01	—	4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02	外部リーク	—	—	—	—	—	内部リーク	—	—	—	—	—	閉塞	—	—	—	—	—	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCFパラメータを表として追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は学会標準に例示のあるCCFパラメータを使用している(大飯に記載は無いが、泊と同様である)
機器種類	β	γ	出典																																																																																																																																
ポンプ	0.039	0.52	NUREG/CR-1205 Rev.1																																																																																																																																
弁類	0.13	0.565	NUREG/CR-1363 Rev.1																																																																																																																																
D/G	0.021	—	NUREG-1150																																																																																																																																
検出器及び警報設定器	0.082	0.67	NUREG/CR-2771																																																																																																																																
スクラムコンダクター (リレー)	0.05	0.1	SECY-83-293																																																																																																																																
蓄電池	0.008	—	NUREG-1150																																																																																																																																
機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ**																																																																																																																															
				β	γ	δ																																																																																																																													
電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	—	—																																																																																																																													
			3	3.13E-02	3.63E-01	—																																																																																																																													
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01																																																																																																																													
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	—	—																																																																																																																													
			3	6.19E-02	5.00E-01	—																																																																																																																													
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01																																																																																																																													
電動弁 (純水-Pooled*)	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	—	—																																																																																																																													
			3	1.37E-02	3.59E-01	—																																																																																																																													
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01																																																																																																																													
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	—	—																																																																																																																													
			3	8.18E-03	7.09E-03	—																																																																																																																													
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02																																																																																																																													
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	—	—																																																																																																																													
			3	5.04E-02	1.43E-01	—																																																																																																																													
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02																																																																																																																													
	外部リーク	—	—	—	—	—																																																																																																																													
	内部リーク	—	—	—	—	—																																																																																																																													
	閉塞	—	—	—	—	—																																																																																																																													

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																					
第3.1.2.g-1表 人的過誤の評価結果（診断失敗）																																																																								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">POS</th> <th colspan="2">余裕時間</th> <th colspan="2">除熱の必要性に対する診断の失敗確率</th> <th colspan="2">注水の必要性に対する診断の失敗確率</th> </tr> <tr> <th>除熱系 (時間)</th> <th>注水系 (時間)</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POS-S</td> <td>0.5</td> <td>4</td> <td>2.7E-03</td> <td>10</td> <td>5.1E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-A1</td> <td>1</td> <td>6</td> <td>8.5E-04</td> <td>30</td> <td>3.8E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-A2</td> <td>1</td> <td>9</td> <td>8.5E-04</td> <td>30</td> <td>2.8E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-B1</td> <td>5</td> <td>81</td> <td>2.7E-04</td> <td>30</td> <td>1.4E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-B2</td> <td>9</td> <td>153</td> <td>1.8E-04</td> <td>30</td> <td>1.4E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-C1</td> <td>6</td> <td>35</td> <td>2.4E-04</td> <td>30</td> <td>1.4E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-C2</td> <td>7</td> <td>42</td> <td>2.1E-04</td> <td>30</td> <td>1.4E-05</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>POS-D</td> <td>7</td> <td>43</td> <td>2.1E-04</td> <td>30</td> <td>1.4E-05</td> <td>43</td> </tr> </tbody> </table>				POS	余裕時間		除熱の必要性に対する診断の失敗確率		注水の必要性に対する診断の失敗確率		除熱系 (時間)	注水系 (時間)	平均値	EF	平均値	EF	POS-S	0.5	4	2.7E-03	10	5.1E-05	43	POS-A1	1	6	8.5E-04	30	3.8E-05	43	POS-A2	1	9	8.5E-04	30	2.8E-05	43	POS-B1	5	81	2.7E-04	30	1.4E-05	43	POS-B2	9	153	1.8E-04	30	1.4E-05	43	POS-C1	6	35	2.4E-04	30	1.4E-05	43	POS-C2	7	42	2.1E-04	30	1.4E-05	43	POS-D	7	43	2.1E-04	30	1.4E-05	43
POS	余裕時間		除熱の必要性に対する診断の失敗確率		注水の必要性に対する診断の失敗確率																																																																			
	除熱系 (時間)	注水系 (時間)	平均値	EF	平均値	EF																																																																		
POS-S	0.5	4	2.7E-03	10	5.1E-05	43																																																																		
POS-A1	1	6	8.5E-04	30	3.8E-05	43																																																																		
POS-A2	1	9	8.5E-04	30	2.8E-05	43																																																																		
POS-B1	5	81	2.7E-04	30	1.4E-05	43																																																																		
POS-B2	9	153	1.8E-04	30	1.4E-05	43																																																																		
POS-C1	6	35	2.4E-04	30	1.4E-05	43																																																																		
POS-C2	7	42	2.1E-04	30	1.4E-05	43																																																																		
POS-D	7	43	2.1E-04	30	1.4E-05	43																																																																		
<p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・泊は、診断失敗についても次表(3.1.2.g-1表)に記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																					
	<p style="text-align: center;">第3.1.2.g-2表 人的過誤の評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>説明</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手動弁の開け忘れ・閉め忘れ</td> <td>4.0E-04</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>除熱の必要性に対する診断失敗</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">第3.1.2.g-1表 参照</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>注水の必要性に対する診断失敗</td> </tr> <tr> <td>LOCA時の診断失敗</td> <td>7.1E-07</td> <td>26</td> </tr> <tr> <td>LOCA時の隔離失敗</td> <td>8.3E-06</td> <td>13</td> </tr> <tr> <td>除熱系の手動起動失敗</td> <td>5.3E-05</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>注水系の手動起動失敗</td> <td>3.5E-04</td> <td>10</td> </tr> </tbody> </table>	説明	平均値	EF	手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	4.0E-04	5	除熱の必要性に対する診断失敗	第3.1.2.g-1表 参照		注水の必要性に対する診断失敗	LOCA時の診断失敗	7.1E-07	26	LOCA時の隔離失敗	8.3E-06	13	除熱系の手動起動失敗	5.3E-05	10	注水系の手動起動失敗	3.5E-04	10	<p style="text-align: center;">第3.1.2.g-1表 人的過誤の評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>説明</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁の操作忘れ</td> <td>1.0E-2</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>診断失敗</td> <td>3.0E-2</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>弁の操作失敗</td> <td>1.0E-2</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>補機の操作失敗</td> <td>1.0E-2</td> <td>30</td> </tr> </tbody> </table>	説明	平均値	EF	弁の操作忘れ	1.0E-2	30	診断失敗	3.0E-2	10	弁の操作失敗	1.0E-2	30	補機の操作失敗	1.0E-2	30	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載の充実 <ul style="list-style-type: none"> ・ 女川実績の反映 ・ 泊は、人的過誤の結果を表として示して充実させている
説明	平均値	EF																																						
手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	4.0E-04	5																																						
除熱の必要性に対する診断失敗	第3.1.2.g-1表 参照																																							
注水の必要性に対する診断失敗																																								
LOCA時の診断失敗	7.1E-07	26																																						
LOCA時の隔離失敗	8.3E-06	13																																						
除熱系の手動起動失敗	5.3E-05	10																																						
注水系の手動起動失敗	3.5E-04	10																																						
説明	平均値	EF																																						
弁の操作忘れ	1.0E-2	30																																						
診断失敗	3.0E-2	10																																						
弁の操作失敗	1.0E-2	30																																						
補機の操作失敗	1.0E-2	30																																						

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
	<p>第3.1.2. h-1表 炉心損傷シナシグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="763 231 846 464">起因事象</th> <th data-bbox="763 464 846 901">シナシの説明</th> <th data-bbox="763 901 846 1198">シナシグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="801 231 846 464">RHRフロントライン系機能喪失</td> <td data-bbox="801 464 846 901">RHRフロントライン・サポート系機能喪失後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="801 901 846 1198">崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="846 231 891 464">RHRサポート系機能喪失</td> <td data-bbox="846 464 891 901">外部電源喪失時、非常用D/C等による交流電源の確保に成功した後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="846 901 891 1198">全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="891 231 936 464">外部電源喪失</td> <td data-bbox="891 464 936 901">外部電源喪失時、非常用D/C等による交流電源の確保に失敗し、全交流動力電源喪失によって炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="891 901 936 1198">原子炉冷却材の流出</td> </tr> <tr> <td data-bbox="936 231 981 464">RHR切替時のLOCA</td> <td data-bbox="936 464 981 901">原子炉冷却材の流出後、炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="936 901 981 1198"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 231 1025 464">CRD交換時のLOCA</td> <td data-bbox="981 464 1025 901"></td> <td data-bbox="981 901 1025 1198"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 231 1070 464">LPRM交換時のLOCA</td> <td data-bbox="1025 464 1070 901"></td> <td data-bbox="1025 901 1070 1198"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 231 1115 464">CUWブロー時時のLOCA</td> <td data-bbox="1070 464 1115 901"></td> <td data-bbox="1070 901 1115 1198"></td> </tr> </tbody> </table>	起因事象	シナシの説明	シナシグループ	RHRフロントライン系機能喪失	RHRフロントライン・サポート系機能喪失後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ	崩壊熱除去機能喪失	RHRサポート系機能喪失	外部電源喪失時、非常用D/C等による交流電源の確保に成功した後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ	全交流動力電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失時、非常用D/C等による交流電源の確保に失敗し、全交流動力電源喪失によって炉心損傷に至る事故シナシ	原子炉冷却材の流出	RHR切替時のLOCA	原子炉冷却材の流出後、炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ		CRD交換時のLOCA			LPRM交換時のLOCA			CUWブロー時時のLOCA			<p>第3.1.2. h-1表 炉心損傷シナシグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1368 231 1451 384">起因事象</th> <th data-bbox="1368 384 1451 901">シナシの説明</th> <th data-bbox="1368 901 1451 1198">シナシグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1429 231 1473 384">全熱除去系機能喪失</td> <td data-bbox="1429 384 1473 901">全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="1429 901 1473 1198">崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1473 231 1518 384">原子炉補機冷却系機能喪失</td> <td data-bbox="1473 384 1518 901">原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="1473 901 1518 1198">全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1518 231 1563 384">外部電源喪失</td> <td data-bbox="1518 384 1563 901">外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に成功した後、全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="1518 901 1563 1198">原子炉冷却材の流出</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1563 231 1608 384">原子炉冷却材圧力パワントラバ機能喪失</td> <td data-bbox="1563 384 1608 901">外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生により炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="1563 901 1608 1198">反応度の悪投入</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1608 231 1653 384">水位維持失敗</td> <td data-bbox="1608 384 1653 901">原子炉冷却材圧力パワントラバに接続された系統の蒸発等による原子炉冷却材の系外への流出により炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="1608 901 1653 1198"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 231 1697 384">オーバードレン</td> <td data-bbox="1653 384 1697 901">ほう素の異常な蓄積により陽界に達することで炉心損傷に至る事故シナシ</td> <td data-bbox="1653 901 1697 1198"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 231 1742 384">反応度の悪投入</td> <td data-bbox="1697 384 1742 901"></td> <td data-bbox="1697 901 1742 1198"></td> </tr> </tbody> </table>	起因事象	シナシの説明	シナシグループ	全熱除去系機能喪失	全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ	崩壊熱除去機能喪失	原子炉補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ	全交流動力電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に成功した後、全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力パワントラバ機能喪失	外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生により炉心損傷に至る事故シナシ	反応度の悪投入	水位維持失敗	原子炉冷却材圧力パワントラバに接続された系統の蒸発等による原子炉冷却材の系外への流出により炉心損傷に至る事故シナシ		オーバードレン	ほう素の異常な蓄積により陽界に達することで炉心損傷に至る事故シナシ		反応度の悪投入			<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価となっている） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・女川実績の反映 ・泊は、事故シナシと事故シナシグループとの整理を表として整理し充実させている
起因事象	シナシの説明	シナシグループ																																																	
RHRフロントライン系機能喪失	RHRフロントライン・サポート系機能喪失後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ	崩壊熱除去機能喪失																																																	
RHRサポート系機能喪失	外部電源喪失時、非常用D/C等による交流電源の確保に成功した後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ	全交流動力電源喪失																																																	
外部電源喪失	外部電源喪失時、非常用D/C等による交流電源の確保に失敗し、全交流動力電源喪失によって炉心損傷に至る事故シナシ	原子炉冷却材の流出																																																	
RHR切替時のLOCA	原子炉冷却材の流出後、炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シナシ																																																		
CRD交換時のLOCA																																																			
LPRM交換時のLOCA																																																			
CUWブロー時時のLOCA																																																			
起因事象	シナシの説明	シナシグループ																																																	
全熱除去系機能喪失	全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ	崩壊熱除去機能喪失																																																	
原子炉補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ	全交流動力電源喪失																																																	
外部電源喪失	外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に成功した後、全熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシ	原子炉冷却材の流出																																																	
原子炉冷却材圧力パワントラバ機能喪失	外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生により炉心損傷に至る事故シナシ	反応度の悪投入																																																	
水位維持失敗	原子炉冷却材圧力パワントラバに接続された系統の蒸発等による原子炉冷却材の系外への流出により炉心損傷に至る事故シナシ																																																		
オーバードレン	ほう素の異常な蓄積により陽界に達することで炉心損傷に至る事故シナシ																																																		
反応度の悪投入																																																			

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシグループ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉

第1.1.2.h-2表 主要カットセット

(POS5における事故シナシグループ：ディーゼル発電機B、海水ポンプB/C待機除外)

事故シナシグループ	緩和手段	条件付き炉心損傷確率	非信頼度	寄与率	カットセット
外部電源喪失	非常用所内交流電源喪失	4.7E-3	2.3E-3	48.0%	①ディーゼル発電機A継続運転失敗
			1.5E-3	31.6%	②ディーゼル発電機A起動失敗
			8.0E-5	1.7%	③空調用冷凍機A起動失敗
			8.0E-5	1.7%	③空調用冷凍機B起動失敗
			8.0E-5	1.7%	③空調用冷水ポンプA起動失敗
外部電源喪失	余熱除去系による冷却失敗	2.9E-2	8.0E-5	1.7%	③空調用冷水ポンプB起動失敗
			8.0E-5	1.7%	③海水ポンプA起動失敗
			2.7E-2	92.8%	①診断失敗
			1.7E-3	5.9%	②余熱除去系A系起動機作失敗
			8.0E-5	0.3%	③余熱除去ポンプA起動失敗
4.8E-5	0.2%	④余熱除去ポンプAシャ断器閉失敗			
2.6E-5	0.1%	⑤余熱除去ポンプA継続運転失敗			

女川原子力発電所2号炉

第3.1.2.h-2表 主要事故シナシグループとカットセット

起因事象	POS	事故シナシグループ	事故シナシグループの概要	事故シナシグループ	発生頻度 [1/定期検査]	寄与割合 (%)	主要カットセット
RHRフロントライン系機能喪失	POS-B1	RHRフロントライン系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	RHRフロントライン系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	3.3E-07	33.4	①MWC操作失敗 ②変圧器機能喪失
RHRフロントライン系機能喪失	POS-C1	RHRフロントライン系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	RHRフロントライン系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	2.9E-07	29.1	①MWC操作失敗 ②MWCポンプC継続運転失敗
RHRフロントライン系機能喪失	POS-B2	RHRフロントライン系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	RHRフロントライン系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	1.0E-07	10.5	①MWC操作失敗 ②変圧器機能喪失
RHRサポート系機能喪失	POS-B1	RHRサポート系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	RHRサポート系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	4.3E-08	4.3	①MWC操作失敗 ②外部電源喪失
RHRサポート系機能喪失	POS-C1	RHRサポート系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	RHRサポート系が機能喪失した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	3.8E-08	3.9	①MWC操作失敗 ②MWCポンプC継続運転失敗

泊発電所3号炉

第3.1.2.h-2表 主要事故シナシグループとカットセット

起因事象	事故シナシグループの概要	事故シナシグループ	事故シナシグループの発生頻度 [1/年]	寄与割合	主要カットセット	起因事象発生頻度 × カットセット 非信頼度 [1/年]	事故シナシグループにおける寄与率
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	緩和手段に期待しない起因事象が発生	原子炉冷却材の流出	5.1E-4	84.7%	-	-	-
余熱除去機能喪失	緩和手段に期待しない起因事象が発生	崩壊熱除去機能喪失	3.6E-5	6.0%	-	-	-
補機冷却水の喪失	緩和手段に期待しない起因事象が発生	崩壊熱除去機能喪失	1.4E-5	2.4%	-	-	-
外部電源喪失	外部電源喪失が発生した後、非常用所内交流電源の確立に失敗	全交流動力電源喪失	1.4E-5	2.4%	①防火兼手動ダンパ01A戻し忘れ	3.4E-6	24%
					②防火兼手動ダンパ01A戻し忘れ	3.4E-6	24%
外部電源喪失	外部電源喪失が発生した後、余熱除去による冷却に失敗	崩壊熱除去機能喪失	1.1E-5	1.7%	③防火兼手動ダンパ05A戻し忘れ	3.4E-6	24%
					④ディーゼル発電機A継続運転失敗	7.8E-7	5%
					⑤ディーゼル発電機A起動失敗	5.1E-7	4%
					①余熱除去系起動の診断失敗	1.0E-5	96.5%
					②余熱除去ポンプA、B起動機作失敗	1.7E-7	2%
③制御用空気圧縮機A起動失敗	2.7E-8	0.3%					
④原子炉補機冷却水ポンプA起動失敗	2.7E-8	0.3%					
⑤原子炉補機冷却水ポンプB起動失敗	2.7E-8	0.3%					

【女川】【大飯】
 ■個別評価による相違

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
<p>第1.1.2.h-3表 事故シナシグループ別炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシグループ</th> <th>炉心損傷頻度（/炉年）（注）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>7.6E-05(17.9%)</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>1.0E-06(0.2%)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>3.5E-04(81.8%)</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>5.3E-08(<0.1%)</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>4.2E-04(100%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) カッコ内は、全炉心損傷頻度に占める割合(%)。</p>	事故シナシグループ	炉心損傷頻度（/炉年）（注）	崩壊熱除去機能喪失	7.6E-05(17.9%)	全交流動力電源喪失	1.0E-06(0.2%)	原子炉冷却材の流出	3.5E-04(81.8%)	反応度の誤投入	5.3E-08(<0.1%)	合計	4.2E-04(100%)	<p>第3.1.2.h-4表 事故シナシグループ別の炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシグループ</th> <th>炉心損傷頻度（/定期検査）</th> <th>寄与割合（%）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>9.3E-07</td> <td>94.8</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>5.1E-08</td> <td>5.1</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>3.5E-10</td> <td>0.1未満</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>9.8E-07</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシグループ	炉心損傷頻度（/定期検査）	寄与割合（%）	崩壊熱除去機能喪失	9.3E-07	94.8	全交流動力電源喪失	5.1E-08	5.1	原子炉冷却材の流出	3.5E-10	0.1未満	合計	9.8E-07	100	<p>第3.1.2.h-4表 事故シナシグループ別炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシグループ</th> <th>炉心損傷頻度（/炉年）</th> <th>寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>6.1E-5</td> <td>10.2%</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>1.4E-5</td> <td>2.4%</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>5.3E-4</td> <td>87.5%</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>3.1E-8</td> <td>≤0.1%</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>6.0E-4</td> <td>100%</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシグループ	炉心損傷頻度（/炉年）	寄与割合	崩壊熱除去機能喪失	6.1E-5	10.2%	全交流動力電源喪失	1.4E-5	2.4%	原子炉冷却材の流出	5.3E-4	87.5%	反応度の誤投入	3.1E-8	≤0.1%	合計	6.0E-4	100%	<p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は反応度の誤投入もPRAとして評価している（大飯と同様）</p>
事故シナシグループ	炉心損傷頻度（/炉年）（注）																																															
崩壊熱除去機能喪失	7.6E-05(17.9%)																																															
全交流動力電源喪失	1.0E-06(0.2%)																																															
原子炉冷却材の流出	3.5E-04(81.8%)																																															
反応度の誤投入	5.3E-08(<0.1%)																																															
合計	4.2E-04(100%)																																															
事故シナシグループ	炉心損傷頻度（/定期検査）	寄与割合（%）																																														
崩壊熱除去機能喪失	9.3E-07	94.8																																														
全交流動力電源喪失	5.1E-08	5.1																																														
原子炉冷却材の流出	3.5E-10	0.1未満																																														
合計	9.8E-07	100																																														
事故シナシグループ	炉心損傷頻度（/炉年）	寄与割合																																														
崩壊熱除去機能喪失	6.1E-5	10.2%																																														
全交流動力電源喪失	1.4E-5	2.4%																																														
原子炉冷却材の流出	5.3E-4	87.5%																																														
反応度の誤投入	3.1E-8	≤0.1%																																														
合計	6.0E-4	100%																																														

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																													
<p>第1.1.2.h-4表 FV重要度評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>FV重要度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分） （POS 4、5：余熱除去機能喪失時）</td> <td>0.15</td> </tr> <tr> <td>2. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分） （POS 4、5：外部電源喪失時）</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>3. 運転員操作余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因） （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）</td> <td>0.002</td> </tr> <tr> <td>4. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 30分） （POS 9：余熱除去機能喪失時）</td> <td>0.001</td> </tr> <tr> <td>5. 運転員操作 余熱除去ポンプA起動失敗 （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）</td> <td>0.001 未満</td> </tr> <tr> <td>5. ディーゼル発電機B 継続運転失敗</td> <td>0.001 未満</td> </tr> <tr> <td>5. 運転員操作 余熱除去ポンプB 起動失敗 （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）</td> <td>0.001 未満</td> </tr> <tr> <td>5. 運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗（時間余裕 60分） （POS 10、12：外部電源喪失・余熱除去機能喪失時）</td> <td>0.001 未満</td> </tr> <tr> <td>5. ディーゼル発電機B 起動失敗</td> <td>0.001 未満</td> </tr> <tr> <td>5. ディーゼル発電機A 継続運転失敗</td> <td>0.001 未満</td> </tr> </tbody> </table>	基事象	FV重要度	1. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分） （POS 4、5：余熱除去機能喪失時）	0.15	2. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分） （POS 4、5：外部電源喪失時）	0.005	3. 運転員操作余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因） （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）	0.002	4. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 30分） （POS 9：余熱除去機能喪失時）	0.001	5. 運転員操作 余熱除去ポンプA起動失敗 （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）	0.001 未満	5. ディーゼル発電機B 継続運転失敗	0.001 未満	5. 運転員操作 余熱除去ポンプB 起動失敗 （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）	0.001 未満	5. 運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗（時間余裕 60分） （POS 10、12：外部電源喪失・余熱除去機能喪失時）	0.001 未満	5. ディーゼル発電機B 起動失敗	0.001 未満	5. ディーゼル発電機A 継続運転失敗	0.001 未満	<p>第3.1.2.h-5表 FV重要度評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>順位</th> <th>基事象</th> <th>FV重要度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>MUWC 操作失敗</td> <td>7.8E-01</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>MUWC ポンプC 継続運転失敗</td> <td>2.1E-02</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>除熱の必要性に対する診断失敗(POS-B1)</td> <td>2.0E-02</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-B1)</td> <td>2.0E-02</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>除熱の必要性に対する診断失敗(POS-C1)</td> <td>1.6E-02</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-C1)</td> <td>1.6E-02</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>注水の必要性に対する診断失敗(POS-B1)</td> <td>1.4E-02</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>注水の必要性に対する診断失敗(POS-C1)</td> <td>1.1E-02</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>パワーセンタ動力変圧器D機能喪失</td> <td>1.0E-02</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>パワーセンタ動力変圧器C機能喪失</td> <td>1.0E-02</td> </tr> </tbody> </table>	順位	基事象	FV重要度	1	MUWC 操作失敗	7.8E-01	2	MUWC ポンプC 継続運転失敗	2.1E-02	3	除熱の必要性に対する診断失敗(POS-B1)	2.0E-02	4	注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-B1)	2.0E-02	5	除熱の必要性に対する診断失敗(POS-C1)	1.6E-02	6	注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-C1)	1.6E-02	7	注水の必要性に対する診断失敗(POS-B1)	1.4E-02	8	注水の必要性に対する診断失敗(POS-C1)	1.1E-02	9	パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	1.0E-02	10	パワーセンタ動力変圧器C機能喪失	1.0E-02	<p>第3.1.2.h-5表 FV重要度評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>FV</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去系起動の診断失敗</td> <td>6.7E-2</td> </tr> <tr> <td>（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 404A 戻し忘れ</td> <td>5.7E-3</td> </tr> <tr> <td>（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 401A 戻し忘れ</td> <td>5.7E-3</td> </tr> <tr> <td>（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 405A 戻し忘れ</td> <td>5.7E-3</td> </tr> <tr> <td>余熱除去BラインC/V 外側隔離弁 (RH-029B) 開操作失敗</td> <td>1.7E-3</td> </tr> <tr> <td>B余熱除去冷却器出口流量調整弁 (HCV-613) 調整開操作失敗</td> <td>1.7E-3</td> </tr> <tr> <td>B余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (CC-117B) 開操作失敗</td> <td>1.7E-3</td> </tr> <tr> <td>余熱除去Bライン流量制御弁 (FCV-614) 調整開操作失敗</td> <td>1.7E-3</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機A継続運転失敗</td> <td>1.3E-3</td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプA、B起動操作失敗 共通原因故障</td> <td>1.1E-3</td> </tr> </tbody> </table>	基事象	FV	余熱除去系起動の診断失敗	6.7E-2	（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 404A 戻し忘れ	5.7E-3	（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 401A 戻し忘れ	5.7E-3	（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 405A 戻し忘れ	5.7E-3	余熱除去BラインC/V 外側隔離弁 (RH-029B) 開操作失敗	1.7E-3	B余熱除去冷却器出口流量調整弁 (HCV-613) 調整開操作失敗	1.7E-3	B余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (CC-117B) 開操作失敗	1.7E-3	余熱除去Bライン流量制御弁 (FCV-614) 調整開操作失敗	1.7E-3	ディーゼル発電機A継続運転失敗	1.3E-3	余熱除去ポンプA、B起動操作失敗 共通原因故障	1.1E-3	<p>【女川】【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
基事象	FV重要度																																																																															
1. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分） （POS 4、5：余熱除去機能喪失時）	0.15																																																																															
2. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分） （POS 4、5：外部電源喪失時）	0.005																																																																															
3. 運転員操作余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因） （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）	0.002																																																																															
4. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 30分） （POS 9：余熱除去機能喪失時）	0.001																																																																															
5. 運転員操作 余熱除去ポンプA起動失敗 （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）	0.001 未満																																																																															
5. ディーゼル発電機B 継続運転失敗	0.001 未満																																																																															
5. 運転員操作 余熱除去ポンプB 起動失敗 （余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む）	0.001 未満																																																																															
5. 運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗（時間余裕 60分） （POS 10、12：外部電源喪失・余熱除去機能喪失時）	0.001 未満																																																																															
5. ディーゼル発電機B 起動失敗	0.001 未満																																																																															
5. ディーゼル発電機A 継続運転失敗	0.001 未満																																																																															
順位	基事象	FV重要度																																																																														
1	MUWC 操作失敗	7.8E-01																																																																														
2	MUWC ポンプC 継続運転失敗	2.1E-02																																																																														
3	除熱の必要性に対する診断失敗(POS-B1)	2.0E-02																																																																														
4	注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-B1)	2.0E-02																																																																														
5	除熱の必要性に対する診断失敗(POS-C1)	1.6E-02																																																																														
6	注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-C1)	1.6E-02																																																																														
7	注水の必要性に対する診断失敗(POS-B1)	1.4E-02																																																																														
8	注水の必要性に対する診断失敗(POS-C1)	1.1E-02																																																																														
9	パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	1.0E-02																																																																														
10	パワーセンタ動力変圧器C機能喪失	1.0E-02																																																																														
基事象	FV																																																																															
余熱除去系起動の診断失敗	6.7E-2																																																																															
（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 404A 戻し忘れ	5.7E-3																																																																															
（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 401A 戻し忘れ	5.7E-3																																																																															
（ディーゼル発電機室換気系）防火兼手動ダンパ 405A 戻し忘れ	5.7E-3																																																																															
余熱除去BラインC/V 外側隔離弁 (RH-029B) 開操作失敗	1.7E-3																																																																															
B余熱除去冷却器出口流量調整弁 (HCV-613) 調整開操作失敗	1.7E-3																																																																															
B余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 (CC-117B) 開操作失敗	1.7E-3																																																																															
余熱除去Bライン流量制御弁 (FCV-614) 調整開操作失敗	1.7E-3																																																																															
ディーゼル発電機A継続運転失敗	1.3E-3																																																																															
余熱除去ポンプA、B起動操作失敗 共通原因故障	1.1E-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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																													
<p style="text-align: center;">第1.1.2.h-5表 RAW評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>RAW</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1.運転員操作 余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.余熱除去ポンプA,B継続運転失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.余熱除去ポンプA,Bしゃ断器閉失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.安全補機開閉器室空調ファンC,D 継続運転失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.海水ポンプA,B,C 継続運転失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.A,B 余熱除去ポンプ出口逆止弁閉失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.A,B 余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁閉失敗（共通要因）</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.A 低圧側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク</td><td>2.9</td></tr> <tr><td>1.B 低圧側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク</td><td>2.9</td></tr> </tbody> </table>	基事象	RAW	1.運転員操作 余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因）	2.9	1.余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因）	2.9	1.余熱除去ポンプA,B継続運転失敗（共通要因）	2.9	1.余熱除去ポンプA,Bしゃ断器閉失敗（共通要因）	2.9	1.安全補機開閉器室空調ファンC,D 継続運転失敗（共通要因）	2.9	1.海水ポンプA,B,C 継続運転失敗（共通要因）	2.9	1.A,B 余熱除去ポンプ出口逆止弁閉失敗（共通要因）	2.9	1.A,B 余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁閉失敗（共通要因）	2.9	1.A 低圧側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9	1.B 低圧側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9	<p style="text-align: center;">第3.1.2.h-6表 RAW評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>順位</th> <th>基事象</th> <th>RAW</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>MUWC 操作失敗</td><td>2.2E+03</td></tr> <tr><td>1</td><td>MUWC ポンプ継続運転共通要因故障</td><td>2.2E+03</td></tr> <tr><td>3</td><td>パワーセンタ動力変圧器D機能喪失</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>3</td><td>460V R/B MCC D電源喪失</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>3</td><td>動力変圧器遮断器D誤開</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>3</td><td>受電遮断器2D誤開</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>3</td><td>低圧非常用母線D機能喪失</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>3</td><td>高圧非常用母線D機能喪失</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>9</td><td>パワーセンタ動力変圧器C機能喪失</td><td>1.6E+03</td></tr> <tr><td>9</td><td>460V R/B MCC C電源喪失</td><td>1.6E+03</td></tr> </tbody> </table>	順位	基事象	RAW	1	MUWC 操作失敗	2.2E+03	1	MUWC ポンプ継続運転共通要因故障	2.2E+03	3	パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	1.6E+03	3	460V R/B MCC D電源喪失	1.6E+03	3	動力変圧器遮断器D誤開	1.6E+03	3	受電遮断器2D誤開	1.6E+03	3	低圧非常用母線D機能喪失	1.6E+03	3	高圧非常用母線D機能喪失	1.6E+03	9	パワーセンタ動力変圧器C機能喪失	1.6E+03	9	460V R/B MCC C電源喪失	1.6E+03	<p style="text-align: center;">第3.1.2.h-6表 RAW評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>基事象</th> <th>RAW</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>余熱除去系起動の診断失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>余熱除去ポンプA, B起動操作失敗 共通原因故障</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>空調用冷凍機B継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>空調用冷凍機A継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>空調用冷水ポンプB継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>空調用冷水ポンプA継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>制御用空気圧縮機A継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> <tr><td>海水ポンプB継続運転失敗</td><td>3.1</td></tr> </tbody> </table>	基事象	RAW	余熱除去系起動の診断失敗	3.1	余熱除去ポンプA, B起動操作失敗 共通原因故障	3.1	空調用冷凍機B継続運転失敗	3.1	空調用冷凍機A継続運転失敗	3.1	原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗	3.1	原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗	3.1	空調用冷水ポンプB継続運転失敗	3.1	空調用冷水ポンプA継続運転失敗	3.1	制御用空気圧縮機A継続運転失敗	3.1	海水ポンプB継続運転失敗	3.1	<p>【女川】【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
基事象	RAW																																																																															
1.運転員操作 余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.余熱除去ポンプA,B起動失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.余熱除去ポンプA,B継続運転失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.余熱除去ポンプA,Bしゃ断器閉失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.安全補機開閉器室空調ファンC,D 継続運転失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.海水ポンプA,B,C 継続運転失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.A,B 余熱除去ポンプ出口逆止弁閉失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.A,B 余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁閉失敗（共通要因）	2.9																																																																															
1.A 低圧側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9																																																																															
1.B 低圧側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9																																																																															
順位	基事象	RAW																																																																														
1	MUWC 操作失敗	2.2E+03																																																																														
1	MUWC ポンプ継続運転共通要因故障	2.2E+03																																																																														
3	パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	1.6E+03																																																																														
3	460V R/B MCC D電源喪失	1.6E+03																																																																														
3	動力変圧器遮断器D誤開	1.6E+03																																																																														
3	受電遮断器2D誤開	1.6E+03																																																																														
3	低圧非常用母線D機能喪失	1.6E+03																																																																														
3	高圧非常用母線D機能喪失	1.6E+03																																																																														
9	パワーセンタ動力変圧器C機能喪失	1.6E+03																																																																														
9	460V R/B MCC C電源喪失	1.6E+03																																																																														
基事象	RAW																																																																															
余熱除去系起動の診断失敗	3.1																																																																															
余熱除去ポンプA, B起動操作失敗 共通原因故障	3.1																																																																															
空調用冷凍機B継続運転失敗	3.1																																																																															
空調用冷凍機A継続運転失敗	3.1																																																																															
原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗	3.1																																																																															
原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗	3.1																																																																															
空調用冷水ポンプB継続運転失敗	3.1																																																																															
空調用冷水ポンプA継続運転失敗	3.1																																																																															
制御用空気圧縮機A継続運転失敗	3.1																																																																															
海水ポンプB継続運転失敗	3.1																																																																															

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
<p>第1.1.2.h-6表 不確かさ評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>不確かさ</th> <th>全炉心損傷頻度 (/毎年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>95%上限値</td> <td>1.5E-03</td> </tr> <tr> <td>平均値</td> <td>4.2E-04</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>1.9E-04</td> </tr> <tr> <td>5%下限値</td> <td>4.3E-05</td> </tr> <tr> <td>エラーファクター (EF)</td> <td>6.0</td> </tr> <tr> <td>点推定値</td> <td>4.2E-04</td> </tr> </tbody> </table>	不確かさ	全炉心損傷頻度 (/毎年)	95%上限値	1.5E-03	平均値	4.2E-04	中央値	1.9E-04	5%下限値	4.3E-05	エラーファクター (EF)	6.0	点推定値	4.2E-04	<p>第3.1.2.h-7表 不確かさ評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>全炉心損傷頻度(/定期検査)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">点推定解析</td> <td>9.8E-07</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">不確かさ解析</td> <td>平均値</td> <td>1.0E-06</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>1.5E-07</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>5.0E-07</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>3.4E-06</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>4.7</td> </tr> </tbody> </table>			全炉心損傷頻度(/定期検査)	点推定解析		9.8E-07	不確かさ解析	平均値	1.0E-06	5%確率値	1.5E-07	中央値	5.0E-07	95%確率値	3.4E-06	EF	4.7	<p>第3.1.2.h-7表 不確かさ解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>不確かさ</th> <th>全炉心損傷頻度 (/毎年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>95%上限値</td> <td>1.6E-3</td> </tr> <tr> <td>平均値</td> <td>5.9E-4</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>4.1E-4</td> </tr> <tr> <td>5%下限値</td> <td>1.4E-4</td> </tr> <tr> <td>エラーファクター (EF)</td> <td>3.3</td> </tr> <tr> <td>点推定値</td> <td>6.0E-4</td> </tr> </tbody> </table>	不確かさ	全炉心損傷頻度 (/毎年)	95%上限値	1.6E-3	平均値	5.9E-4	中央値	4.1E-4	5%下限値	1.4E-4	エラーファクター (EF)	3.3	点推定値	6.0E-4	<p>【女川】【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
不確かさ	全炉心損傷頻度 (/毎年)																																															
95%上限値	1.5E-03																																															
平均値	4.2E-04																																															
中央値	1.9E-04																																															
5%下限値	4.3E-05																																															
エラーファクター (EF)	6.0																																															
点推定値	4.2E-04																																															
		全炉心損傷頻度(/定期検査)																																														
点推定解析		9.8E-07																																														
不確かさ解析	平均値	1.0E-06																																														
	5%確率値	1.5E-07																																														
	中央値	5.0E-07																																														
	95%確率値	3.4E-06																																														
	EF	4.7																																														
不確かさ	全炉心損傷頻度 (/毎年)																																															
95%上限値	1.6E-3																																															
平均値	5.9E-4																																															
中央値	4.1E-4																																															
5%下限値	1.4E-4																																															
エラーファクター (EF)	3.3																																															
点推定値	6.0E-4																																															

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等選定について
 別添3 レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																																																																																																										
<p>第 1.1.2.h-7 表 感度解析結果（POS分類ごとの炉心損傷頻度）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント状態</th> <th rowspan="2">期間 (h)</th> <th colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</th> <th colspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> <th>感度ケース</th> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POS 4 余熱除去系による冷却状態①(1次冷却系は潤水状態)</td> <td>54</td> <td>4.4E-05</td> <td>4.4E-08</td> <td>4.4E-08</td> <td>7.0E-05</td> <td>2.6E-05</td> </tr> <tr> <td>POS 5 余熱除去系による冷却状態②(ミッドロープ運転状態)</td> <td>92</td> <td>7.5E-05</td> <td>7.5E-08</td> <td>7.5E-08</td> <td>1.3E-04</td> <td>5.2E-05</td> </tr> <tr> <td>POS 9 余熱除去系による冷却状態③(ミッドロープ運転状態)</td> <td>122</td> <td>1.0E-04</td> <td>1.0E-07</td> <td>1.0E-07</td> <td>1.1E-04</td> <td>1.3E-05</td> </tr> <tr> <td>POS 1 0 冷却状態④(1次冷却系は潤水状態)</td> <td>87</td> <td>7.1E-05</td> <td>7.1E-08</td> <td>7.1E-08</td> <td>7.4E-05</td> <td>2.9E-06</td> </tr> <tr> <td>POS 1 2 冷却状態⑤(1次冷却系は潤水状態)</td> <td>47</td> <td>3.8E-05</td> <td>3.8E-08</td> <td>3.8E-08</td> <td>4.0E-05</td> <td>1.5E-06</td> </tr> <tr> <td>合計 (ノ炉年)</td> <td>-</td> <td>3.3E-04</td> <td>3.3E-07</td> <td>3.3E-07</td> <td>4.2E-04</td> <td>9.4E-05</td> </tr> </tbody> </table>												プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			合計		基本ケース	感度ケース	感度ケース	基本ケース	感度ケース	POS 4 余熱除去系による冷却状態①(1次冷却系は潤水状態)	54	4.4E-05	4.4E-08	4.4E-08	7.0E-05	2.6E-05	POS 5 余熱除去系による冷却状態②(ミッドロープ運転状態)	92	7.5E-05	7.5E-08	7.5E-08	1.3E-04	5.2E-05	POS 9 余熱除去系による冷却状態③(ミッドロープ運転状態)	122	1.0E-04	1.0E-07	1.0E-07	1.1E-04	1.3E-05	POS 1 0 冷却状態④(1次冷却系は潤水状態)	87	7.1E-05	7.1E-08	7.1E-08	7.4E-05	2.9E-06	POS 1 2 冷却状態⑤(1次冷却系は潤水状態)	47	3.8E-05	3.8E-08	3.8E-08	4.0E-05	1.5E-06	合計 (ノ炉年)	-	3.3E-04	3.3E-07	3.3E-07	4.2E-04	9.4E-05	<p>表 3.1.2.h-8 表 外部電源の復旧に関する感度解析結果の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシグループ</th> <th>外部電源復旧有り(ベースケース)(ノ定期検査)</th> <th>外部電源復旧無し(ノ定期検査)</th> <th>外部電源復旧無し/外部電源復旧有り</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>9.3E-07</td> <td>9.2E-07</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>5.1E-08</td> <td>3.7E-06</td> <td>73.01</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>3.5E-10</td> <td>3.5E-10</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>9.8E-07</td> <td>4.6E-06</td> <td>4.70</td> </tr> </tbody> </table>												事故シナシグループ	外部電源復旧有り(ベースケース)(ノ定期検査)	外部電源復旧無し(ノ定期検査)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り	崩壊熱除去機能喪失	9.3E-07	9.2E-07	0.99	全交流動力電源喪失	5.1E-08	3.7E-06	73.01	原子炉冷却材の流出	3.5E-10	3.5E-10	1.00	合計	9.8E-07	4.6E-06	4.70	<p>第 3.1.2.h-8 表 充てん系による注入に関する感度解析結果の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシグループ</th> <th>充てん系による注入無し(ベースケース)(ノ炉年)</th> <th>充てん系による注入有り(ノ炉年)</th> <th>充てん系による注入有り/充てん系による注入無し</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>6.1E-5</td> <td>6.1E-5</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>1.4E-5</td> <td>1.4E-5</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>5.3E-4</td> <td>1.7E-5</td> <td>0.03</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>3.1E-8</td> <td>3.1E-8</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>6.0E-4</td> <td>9.2E-5</td> <td>0.15</td> </tr> </tbody> </table>												事故シナシグループ	充てん系による注入無し(ベースケース)(ノ炉年)	充てん系による注入有り(ノ炉年)	充てん系による注入有り/充てん系による注入無し	崩壊熱除去機能喪失	6.1E-5	6.1E-5	1.00	全交流動力電源喪失	1.4E-5	1.4E-5	1.00	原子炉冷却材の流出	5.3E-4	1.7E-5	0.03	反応度の誤投入	3.1E-8	3.1E-8	1.00	合計	6.0E-4	9.2E-5	0.15	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は感度解析対象以外のシナシグループも含めて比較を充実させている
プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			合計																																																																																																																																	
		基本ケース	感度ケース	感度ケース	基本ケース	感度ケース																																																																																																																																
POS 4 余熱除去系による冷却状態①(1次冷却系は潤水状態)	54	4.4E-05	4.4E-08	4.4E-08	7.0E-05	2.6E-05																																																																																																																																
POS 5 余熱除去系による冷却状態②(ミッドロープ運転状態)	92	7.5E-05	7.5E-08	7.5E-08	1.3E-04	5.2E-05																																																																																																																																
POS 9 余熱除去系による冷却状態③(ミッドロープ運転状態)	122	1.0E-04	1.0E-07	1.0E-07	1.1E-04	1.3E-05																																																																																																																																
POS 1 0 冷却状態④(1次冷却系は潤水状態)	87	7.1E-05	7.1E-08	7.1E-08	7.4E-05	2.9E-06																																																																																																																																
POS 1 2 冷却状態⑤(1次冷却系は潤水状態)	47	3.8E-05	3.8E-08	3.8E-08	4.0E-05	1.5E-06																																																																																																																																
合計 (ノ炉年)	-	3.3E-04	3.3E-07	3.3E-07	4.2E-04	9.4E-05																																																																																																																																
事故シナシグループ	外部電源復旧有り(ベースケース)(ノ定期検査)	外部電源復旧無し(ノ定期検査)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り																																																																																																																																			
崩壊熱除去機能喪失	9.3E-07	9.2E-07	0.99																																																																																																																																			
全交流動力電源喪失	5.1E-08	3.7E-06	73.01																																																																																																																																			
原子炉冷却材の流出	3.5E-10	3.5E-10	1.00																																																																																																																																			
合計	9.8E-07	4.6E-06	4.70																																																																																																																																			
事故シナシグループ	充てん系による注入無し(ベースケース)(ノ炉年)	充てん系による注入有り(ノ炉年)	充てん系による注入有り/充てん系による注入無し																																																																																																																																			
崩壊熱除去機能喪失	6.1E-5	6.1E-5	1.00																																																																																																																																			
全交流動力電源喪失	1.4E-5	1.4E-5	1.00																																																																																																																																			
原子炉冷却材の流出	5.3E-4	1.7E-5	0.03																																																																																																																																			
反応度の誤投入	3.1E-8	3.1E-8	1.00																																																																																																																																			
合計	6.0E-4	9.2E-5	0.15																																																																																																																																			

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">手順の概要</p> <p style="text-align: center;">第3.1.2-1図 停止時レベル1PRA評価フロー図</p>	<p style="text-align: center;">手順の概要</p> <p style="text-align: center;">第3.1.2-1図 停止時レベル1PRA評価フロー図</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、PRA評価フローを追加して充実させている

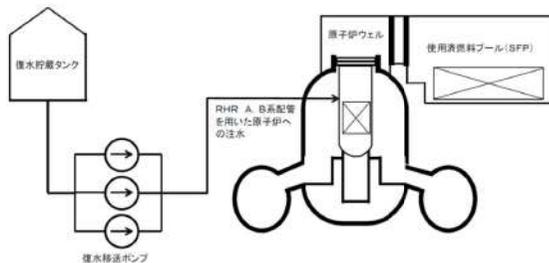
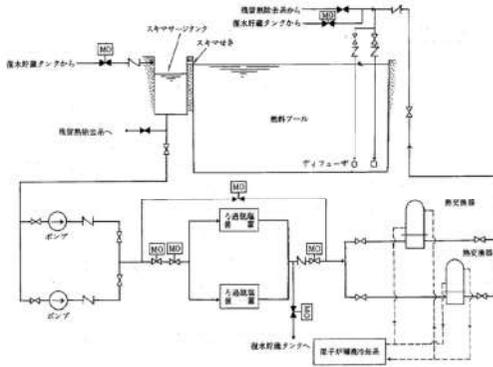
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.1.1.a-2図 工学的安全施設の概要</p> <p>本文中で呼び出している図（第1.1.1.a-2図）を掲載</p>	<p>第3.1.2.a-1図 停止時の主要設備の概要</p> <p>HPCS：高圧炉心スプレイ系 LPCS：低圧炉心スプレイ系 MWC：復水補給水系 RHR：残留熱除去系 FPC：燃料プールの冷却浄化系 CUW：原子炉冷却材浄化系 Hx：熱交換器 F/D：ろ過脱塩装置</p>	<p>第3.1.2.a-1図 停止時の主要設備の概要</p>	<p>【女川】【大飯】 ■設計の相違（着色せず）</p>

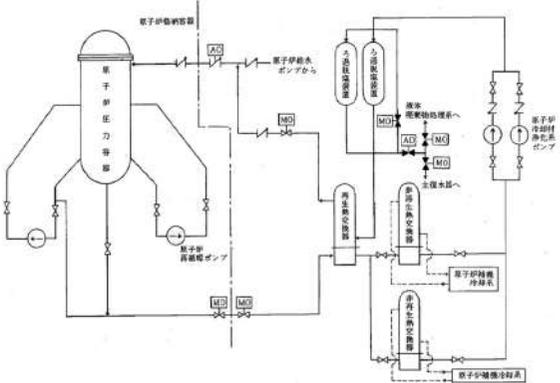
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第3.1.2.a-2図 復水補給水系 (MUWC) の概要図</p>  <p>第3.1.2.a-3図 燃料プール冷却浄化系 (FPC) の概要図</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR の設計の相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="801 671 1182 691">第3.1.2.a-4図 原子炉冷却材浄化系（CWU）の概要図</p>		<p data-bbox="1912 212 1973 231">【女川】</p> <p data-bbox="1912 244 2018 263">■設計の相違</p> <p data-bbox="1912 276 2114 295">・PWR と BWR の設計の相違</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.1.2.a-1図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p>	<p>第3.1.2.a-5図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p>	<p>第3.1.2.a-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR で設計が異なるため大飯と比較する（女川に着色せず）</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、他機器の使用可否を含めて第3.1.2.a-3図にて整理している</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添3 レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.1.2.a-6図 POSの分類及び使用可能な緩和設備</p>		<p>第3.1.2.a-7図 POSの分類及び使用可能な緩和設備 (1/2)</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 【女川】 ■設計の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・PWR と BWR の設計による相違 【大飯】 ■記載箇所の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は、各 POS で使用可能な緩和設備を図として示している（大飯は第1.1.2.a-4表として掲載）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.1.2.a-2図 ミッドループ運転概要図</p>		<p>第3.1.2.a-4図 ミッドループ運転概要図</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWRにおけるミッドループ運転を示しているため大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・具体的な水位はプラント毎に異なる

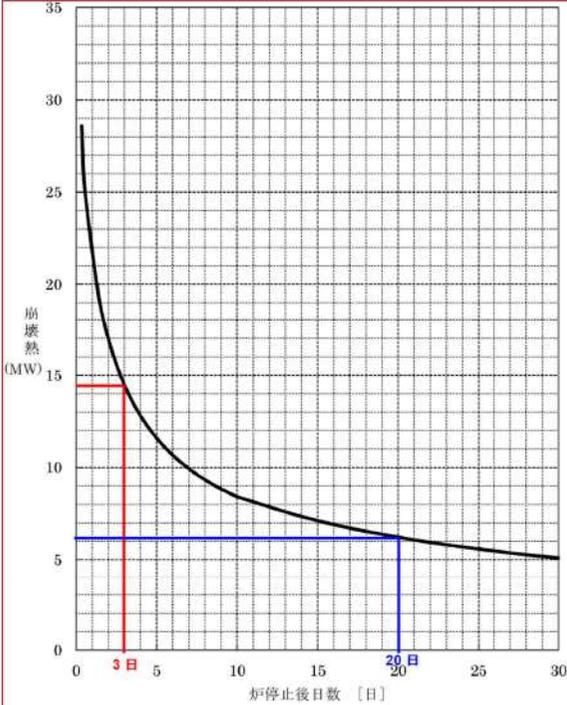
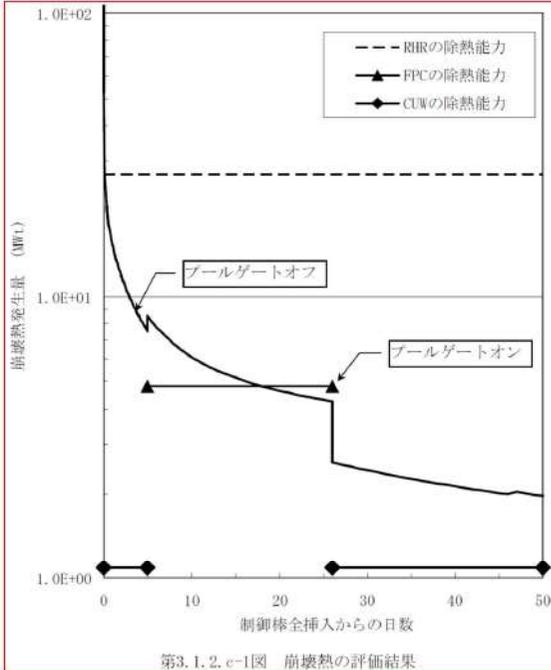
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及びオーバードレンを想定</p> <p>第 1.1.2.b-1 図 燃料損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジックダイアグラム</p>	<p>第 3.1.2.b-1 図 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイアグラム</p>	<p>※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗、オーバードレンを想定</p> <p>第 3.1.2.b-1 図 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイアグラム</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・PWR と BWR で抽出する起因事象が異なるため大飯と比較する（着色せず） 【大飯】 ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は、燃料の機械的損傷を示している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.1.2.c-1 図 崩壊熱曲線</p> <p>赤：前半ミッドループ検討 (今回設定の工程の水抜き開始は炉停止後3日を設定)</p> <p>青：後半ミッドループ検討 (今回設定の工程では水抜き開始は炉停止後約30日であるが、保守的に20日とした)</p>	 <p>第3.1.2.c-1図 崩壊熱の評価結果</p>		<p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は保守的にPOSSを想定した余裕時間を全POSに適用している（玄海と同様） そのため、崩壊熱の時間変化を示す図を示していない</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.1.2.e-2図 冷却材蒸発量の評価結果</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は保守的にPOSSを想定した時間余裕を全POSに適用している（玄海と同様） そのため、崩壊熱の時間変化を示す図を示していない

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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																							
<table border="1" data-bbox="100 220 638 319"> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p data-bbox="89 327 638 347">第 3.1.2.d-1 (a) 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="100 391 638 489"> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p data-bbox="179 497 548 518">第 3.1.2.d-1 (b) 図 水位維持失敗イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="100 561 638 660"> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p data-bbox="168 670 560 691">第 3.1.2.d-1 (c) 図 オーバードレンイベントツリー</p>	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シナリオ		燃料損傷（緩和手段なし）	水位維持失敗	事故シナリオ		燃料損傷（緩和手段なし）	オーバードレン	事故シナリオ		燃料損傷（緩和手段なし）	<table border="1" data-bbox="712 220 1265 359"> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却</td> <td>損傷状態</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>損傷なし</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table> <p data-bbox="851 375 1131 395">第3.1.2.d-3図 LOCAのイベントツリー</p> <p data-bbox="728 419 1120 459">【仮定条件】 ・停止時特有のLOCAが発生する場合を起回事象とする。</p> <p data-bbox="728 483 1265 563">【イベントツリーの説明】 ・起回事象発生後、冷却材流出の隔離又は注水系による炉心冷却に成功すれば事象が収束する。 ・炉心冷却が失敗する場合、「原子炉冷却材の流出」により炉心損傷に至る。</p>	原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態			損傷なし			原子炉冷却材の流出	<table border="1" data-bbox="1323 196 1883 303"> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table> <p data-bbox="1332 327 1870 347">第 3.1.2.d-1 (a) 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="1323 414 1883 521"> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table> <p data-bbox="1422 550 1780 571">第 3.1.2.d-1 (b) 図 水位維持失敗イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="1323 633 1883 740"> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table> <p data-bbox="1411 774 1780 794">第 3.1.2.d-1 (e) 図 オーバードレンイベントツリー</p>	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シナリオ	事故シナリオグループ			原子炉冷却材の流出	水位維持失敗	事故シナリオ	事故シナリオグループ		燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出	オーバードレン	事故シナリオ	事故シナリオグループ		燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出	<p data-bbox="1912 212 2136 371">【女川】 ■設計の相違 ・PWR のイベントツリーの説明のため大飯と比較する（女川に着色せず）</p> <p data-bbox="1912 383 2136 574">【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は事故シナリオと事故シナリオグループの対応を記載している</p> <p data-bbox="1912 585 2136 777">【女川】 ■構成の相違 ・女川の第 3.1.2.d-1～3 図については、泊との参考比較のため記載順序を入れ替えている</p>
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シナリオ																																									
	燃料損傷（緩和手段なし）																																									
水位維持失敗	事故シナリオ																																									
	燃料損傷（緩和手段なし）																																									
オーバードレン	事故シナリオ																																									
	燃料損傷（緩和手段なし）																																									
原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態																																								
		損傷なし																																								
		原子炉冷却材の流出																																								
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シナリオ	事故シナリオグループ																																								
		原子炉冷却材の流出																																								
水位維持失敗	事故シナリオ	事故シナリオグループ																																								
	燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出																																								
オーバードレン	事故シナリオ	事故シナリオグループ																																								
	燃料損傷（緩和手段なし）	原子炉冷却材の流出																																								
<p data-bbox="89 710 660 837">【仮定条件】 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及びオーバードレンは、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。</p> <p data-bbox="89 853 660 1013">【イベントツリーの説明】 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象、水位維持失敗及びオーバードレンは、運転員による弁の誤操作又は過剰なドレン等による1次冷却材の系外への流出を起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シナリオである。</p>		<p data-bbox="1310 853 1892 949">【仮定条件】 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及びオーバードレンは、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。</p> <p data-bbox="1310 973 1892 1101">【イベントツリーの説明】 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象、水位維持失敗及びオーバードレンは、運転員による弁の誤操作又は過剰なドレン等による1次冷却材の系外への流出を起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シナリオである。</p>																																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																			
<table border="1" data-bbox="100 252 649 354"> <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>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p data-bbox="174 363 571 386">第1.1.2.d-1(d)図 余熱除去機能喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="116 399 190 421">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="116 434 660 564" style="list-style-type: none"> ・ 運転中の余熱除去系1系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することにより、余熱除去機能喪失になることを想定する。 ・ 余熱除去機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。 <p data-bbox="116 577 280 600">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="116 612 660 711" style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能喪失事象は、余熱除去系の故障により崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。 	余熱除去機能喪失	事故シーケンス		燃料損傷（緩和手段なし）	<table border="1" data-bbox="734 252 1214 392"> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却</td> <td>損傷状態</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>損傷なし</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <p data-bbox="716 411 1249 434">第3.1.2.d-1図 RHRフロントライン・サポート系機能喪失のイベントツリー</p> <p data-bbox="716 453 795 475">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="716 478 1272 517" style="list-style-type: none"> ・ 運転中のRHRフロントライン系又はRHRサポート系が機能喪失する場合を起因事象とする。 <p data-bbox="716 536 891 558">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="716 561 1272 600" style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去及び注水に失敗する場合、「崩壊熱除去機能喪失」により炉心損傷に至る。 	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態			損傷なし			崩壊熱除去機能喪失	<table border="1" data-bbox="1332 236 1870 344"> <tr> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <p data-bbox="1406 370 1787 392">第3.1.2.d-1(d)図 余熱除去機能喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="1310 421 1388 443">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1310 446 1892 542" style="list-style-type: none"> ・ 運転中の余熱除去系1系統が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することにより、余熱除去機能喪失になることを想定する。 ・ 余熱除去機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。 <p data-bbox="1310 568 1482 590">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1310 593 1892 667" style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能喪失事象は、余熱除去系統の故障により崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。 	余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		燃料損傷（緩和手段なし）	崩壊熱除去機能喪失	<p data-bbox="1915 210 1971 233">【女川】</p> <ul data-bbox="1915 242 2139 370" style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・ PWR のイベントツリーの説明のため大飯と比較する（着色せず） <p data-bbox="1915 383 1971 405">【大飯】</p> <ul data-bbox="1915 414 2139 574" style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 泊は事故シーケンスと事故シーケンスグループの対応を記載している <p data-bbox="1915 587 1971 609">【女川】</p> <ul data-bbox="1915 619 2139 778" style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・ 女川の第3.1.2.d-1～3図については、泊との参考比較のため記載順序を入れ替えている
余熱除去機能喪失	事故シーケンス																					
	燃料損傷（緩和手段なし）																					
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態																				
		損傷なし																				
		崩壊熱除去機能喪失																				
余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																				
	燃料損傷（緩和手段なし）	崩壊熱除去機能喪失																				

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																							
<div data-bbox="100 236 660 427"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>非常用所内交流電源</th> <th>余熱除去系による冷却</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">[成功]</td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="3">[失敗]</td> <td>外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="3">[失敗]</td> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="197 438 564 459">第 1.1.2.d-1 (e) 図 外部電源喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="123 475 201 496">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="123 512 667 603" style="list-style-type: none"> 外部電源喪失は、送電系の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部又は全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が^青見出されるような事象を考慮している。 <p data-bbox="123 619 291 639">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="123 655 667 715" style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時には、非常用所内交流電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系によって安定した崩壊熱の除去が確保される。 	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	[成功]			炉心冷却成功	[失敗]			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	[失敗]			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	<div data-bbox="719 236 1234 523"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>直流電源 (区分Ⅰ・Ⅱ)</th> <th>交流電源 (区分Ⅰ・Ⅱ)</th> <th>崩壊熱除去・炉心冷却</th> <th>損傷状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4">[成功]</td> <td>損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4">[失敗]</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="4">[失敗]</td> <td>損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4">[失敗]</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="4">[失敗]</td> <td>損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4">[失敗]</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="817 539 1146 560">第3.1.2.d-2図 外部電源喪失のイベントツリー</p> <p data-bbox="728 576 806 596">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="728 596 1272 719" style="list-style-type: none"> 外部電源喪失事象が発生すると崩壊熱除去の動力用電源が喪失するため、非常用電源の確保が必要となる。 交流電源（非常用ディーゼル発電機の起動又は外部電源の復旧）の確保には直流電源が必要とする。 本イベントツリーのヘディングにおける直流電源及び交流電源は、区分Ⅰ及び区分Ⅱを去す。 <p data-bbox="728 735 896 756">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="728 756 1272 874" style="list-style-type: none"> 直流電源と交流電源の確保に成功した後の展開は、RBRフロントライン・サポート系機能喪失のイベントツリーと同じである。 直流電源（区分Ⅰ、Ⅱ）又は交流電源（Ⅰ、Ⅱ）の確保に失敗し、高圧炉心スプレイ系による崩壊熱除去・炉心冷却に失敗した場合、「全交流動力電源喪失」により炉心損傷に至る。ただし、高圧炉心スプレイ系に成功した場合は炉心損傷に至らない。 	外部電源喪失	直流電源 (区分Ⅰ・Ⅱ)	交流電源 (区分Ⅰ・Ⅱ)	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態	[成功]				損傷なし	[失敗]				崩壊熱除去機能喪失	[失敗]				損傷なし	[失敗]				全交流動力電源喪失	[失敗]				損傷なし	[失敗]				全交流動力電源喪失	<div data-bbox="1323 252 1861 483"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>非常用所内交流電源</th> <th>余熱除去系による冷却</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">[成功]</td> <td>炉心冷却成功</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3">[失敗]</td> <td>外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="3">[失敗]</td> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="1422 507 1774 528">第 3.1.2.d-1 (e) 図 外部電源喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="1310 555 1388 576">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1310 576 1899 651" style="list-style-type: none"> 外部電源喪失は、送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内^青常用電源の一部又は全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が^青見出されるような事象を考慮している。 <p data-bbox="1310 683 1478 703">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1310 703 1899 762" style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時には、非常用所内交流電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系統によって安定した崩壊熱の除去が確保される。 	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	事故シーケンスグループ	[成功]			炉心冷却成功	-	[失敗]			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	[失敗]			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失	<p data-bbox="1915 209 1971 229">【女川】</p> <ul data-bbox="1915 245 2136 368" style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR のイベントツリーの説明のため大飯と比較する（着色せず） <p data-bbox="1915 384 1971 405">【大飯】</p> <ul data-bbox="1915 421 2136 576" style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は事故シーケンスと事故シーケンスグループの対応を記載している <p data-bbox="1915 592 1971 612">【女川】</p> <ul data-bbox="1915 628 2136 778" style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・女川の第 3.1.2.d-1～3 図については、泊との参考比較のため記載順序を入れ替えている <p data-bbox="1915 794 1971 815">【大飯】</p> <ul data-bbox="1915 831 2049 852" style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違
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																																																																							
[成功]			炉心冷却成功																																																																							
[失敗]			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗																																																																							
[失敗]			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																							
外部電源喪失	直流電源 (区分Ⅰ・Ⅱ)	交流電源 (区分Ⅰ・Ⅱ)	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態																																																																						
[成功]				損傷なし																																																																						
[失敗]				崩壊熱除去機能喪失																																																																						
[失敗]				損傷なし																																																																						
[失敗]				全交流動力電源喪失																																																																						
[失敗]				損傷なし																																																																						
[失敗]				全交流動力電源喪失																																																																						
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	事故シーケンスグループ																																																																						
[成功]			炉心冷却成功	-																																																																						
[失敗]			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失																																																																						
[失敗]			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失																																																																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																			
<table border="1" data-bbox="96 248 656 352"> <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>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p data-bbox="147 360 604 383">第 1.1.2.d-1 (f)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="109 399 192 419">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="109 435 669 493" style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失は、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。 <p data-bbox="109 509 282 529">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="109 545 669 715" style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失は、原子炉補機冷却水ポンプ全台若しくは海水ポンプ全台の故障又は原子炉補機冷却水系若しくは原子炉補機冷却海水系の配管、弁等の破断によって冷却能力を喪失することを起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。 	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス		燃料損傷（緩和手段なし）	<table border="1" data-bbox="730 248 1211 389"> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却</td> <td>損傷状態</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>損傷なし</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <p data-bbox="707 410 1247 430">第3.1.2.d-1図 RFRフロントライン・サポート系機能喪失のイベントツリー</p> <p data-bbox="707 451 792 472">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="707 472 1267 513" style="list-style-type: none"> 運転中のRFRフロントライン系又はRFRサポート系が機能喪失する場合を起回事象とする。 <p data-bbox="707 534 889 555">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="707 555 1267 596" style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去及び注水に失敗する場合、「崩壊熱除去機能喪失」により炉心損傷に至る。 	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態			損傷なし			崩壊熱除去機能喪失	<table border="1" data-bbox="1323 228 1872 336"> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <p data-bbox="1375 363 1814 384">第 3.1.2.d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="1303 416 1388 437">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1303 437 1899 485" style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失は、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。 <p data-bbox="1303 517 1485 537">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1303 537 1899 662" style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失事象は、原子炉補機冷却水ポンプ全台若しくは原子炉補機冷却海水ポンプ全台の故障、又は、原子炉補機冷却水系若しくは原子炉補機冷却海水系の配管・弁等の破断によって冷却能力を喪失することを起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。 	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		燃料損傷（緩和手段なし）	崩壊熱除去機能喪失	<p data-bbox="1910 209 1973 229">【女川】</p> <ul data-bbox="1910 240 2143 367" style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR のイベントツリーの説明のため大飯と比較する（着色せず） <p data-bbox="1910 381 1973 402">【大飯】</p> <ul data-bbox="1910 416 2143 572" style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は事故シーケンスと事故シーケンスグループの対応を記載している <p data-bbox="1910 587 1973 608">【女川】</p> <ul data-bbox="1910 622 2143 778" style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・女川の第 3.1.2.d-1～3 図については、泊との参考比較のため記載順序を入れ替えている
原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス																					
	燃料損傷（緩和手段なし）																					
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	損傷状態																				
		損傷なし																				
		崩壊熱除去機能喪失																				
原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																				
	燃料損傷（緩和手段なし）	崩壊熱除去機能喪失																				

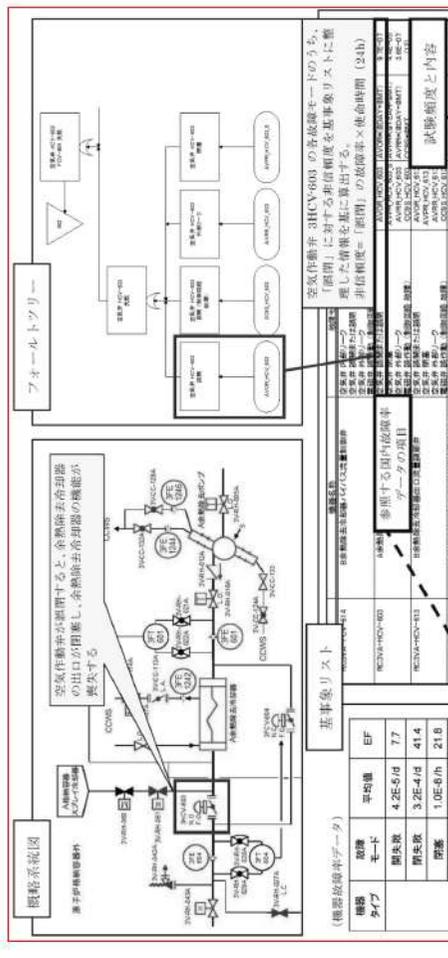
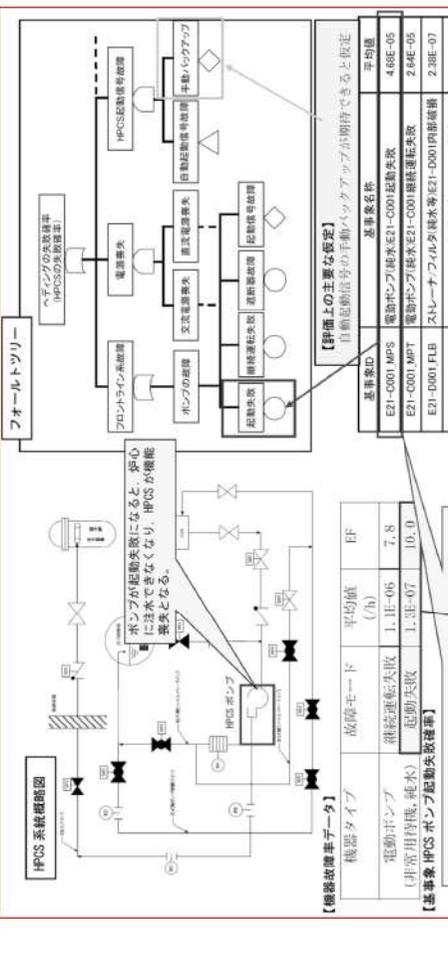
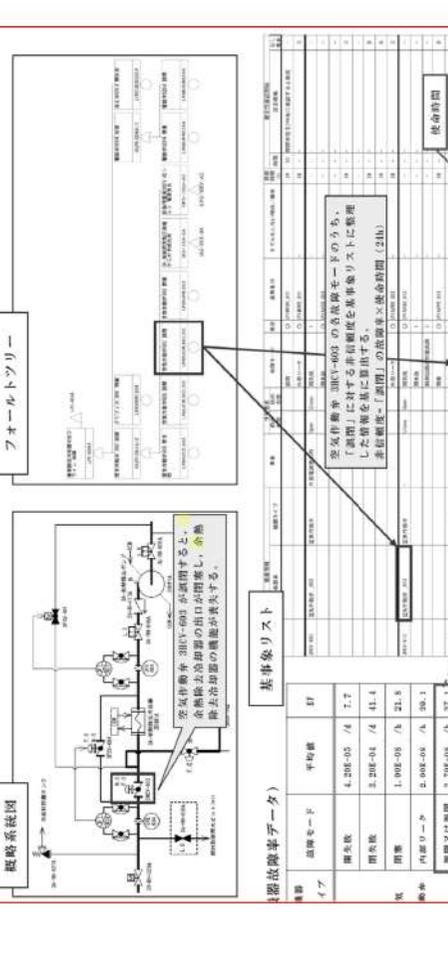
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<table border="1" data-bbox="91 252 654 359"> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p data-bbox="174 363 571 386">第 1.1.2.d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー</p> <p data-bbox="107 402 183 421">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="107 438 660 497" style="list-style-type: none"> 反応度の誤投入は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。 <p data-bbox="107 513 273 533">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="107 550 667 683" style="list-style-type: none"> 反応度の誤投入事象は、PWRプラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。 	反応度の誤投入	事故シーケンス		燃料損傷（緩和手段なし）		<table border="1" data-bbox="1332 247 1877 354"> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> <td>反応度の誤投入</td> </tr> </table> <p data-bbox="1415 383 1787 402">第 3.1.2. d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー</p> <p data-bbox="1310 434 1393 453">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1310 459 1892 507" style="list-style-type: none"> 反応度の誤投入は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。 <p data-bbox="1310 534 1489 553">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1310 560 1904 657" style="list-style-type: none"> 反応度の誤投入事象は、PWR プラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。 	反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		燃料損傷（緩和手段なし）	反応度の誤投入	<p data-bbox="1915 207 1975 226">【女川】</p> <ul data-bbox="1915 242 2139 331" style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR のイベントツリーの説明のため大飯と比較する <p data-bbox="1915 347 1975 367">【大飯】</p> <ul data-bbox="1915 379 2139 539" style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は事故シーケンスと事故シーケンスグループの対応を記載している
反応度の誤投入	事故シーケンス												
	燃料損傷（緩和手段なし）												
反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ											
	燃料損傷（緩和手段なし）	反応度の誤投入											

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																			
<p>大飯発電所3/4号炉 システム信頼性の評価例</p>  <p>【機器故障率データ】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>断水</td> <td>4.2E-05</td> <td>7.7</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>3.2E-04</td> <td>41.4</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>1.0E-06</td> <td>21.8</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>2.0E-06</td> <td>30.1</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>2.7E-06</td> <td>37.1</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>1.0E-06</td> <td>21.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>【評価上の主要な仮定】</p> <ul style="list-style-type: none"> 自動起動信号の自動バックアップが期待できると仮定 電動ポンプ(純水)E21-C001起動失敗 4.0E-05 電動ポンプ(純水)E21-C001継続運転失敗 2.9E-05 電動ポンプ(純水)E21-C001内部機構 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001内部機構 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001閉塞 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001内部機構 1.9E-06 	故障モード	平均値	EF	断水	4.2E-05	7.7	断水後	3.2E-04	41.4	断水後	1.0E-06	21.8	断水後	2.0E-06	30.1	断水後	2.7E-06	37.1	断水後	1.0E-06	21.8	<p>女川原子力発電所2号炉 システム信頼性の評価例</p>  <p>【機器故障率データ】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>断水</td> <td>1.1E-06</td> <td>7.8</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>1.3E-07</td> <td>10.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>【評価上の主要な仮定】</p> <ul style="list-style-type: none"> 自動起動信号の自動バックアップが期待できると仮定 電動ポンプ(純水)E21-C001起動失敗 4.0E-05 電動ポンプ(純水)E21-C001継続運転失敗 2.9E-05 電動ポンプ(純水)E21-D001内部機構 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001閉塞 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001内部機構 1.9E-06 	故障モード	平均値	EF	断水	1.1E-06	7.8	断水後	1.3E-07	10.0	<p>泊発電所3号炉 システム信頼性の評価例</p>  <p>【機器故障率データ】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>断水</td> <td>4.20E-05</td> <td>7.7</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>3.20E-04</td> <td>41.4</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>1.00E-06</td> <td>21.8</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>2.00E-06</td> <td>30.1</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>2.70E-06</td> <td>37.1</td> </tr> <tr> <td>断水後</td> <td>1.00E-06</td> <td>21.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>【評価上の主要な仮定】</p> <ul style="list-style-type: none"> 自動起動信号の自動バックアップが期待できると仮定 電動ポンプ(純水)E21-C001起動失敗 4.0E-05 電動ポンプ(純水)E21-C001継続運転失敗 2.9E-05 電動ポンプ(純水)E21-D001内部機構 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001閉塞 2.9E-07 電動ポンプ(純水)E21-D001内部機構 1.9E-06 	故障モード	平均値	EF	断水	4.20E-05	7.7	断水後	3.20E-04	41.4	断水後	1.00E-06	21.8	断水後	2.00E-06	30.1	断水後	2.70E-06	37.1	断水後	1.00E-06	21.8	<p>相違理由</p> <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計・評価方針の相違 ・各プラントで異なる実設備に則したシステム解析を行っている
故障モード	平均値	EF																																																				
断水	4.2E-05	7.7																																																				
断水後	3.2E-04	41.4																																																				
断水後	1.0E-06	21.8																																																				
断水後	2.0E-06	30.1																																																				
断水後	2.7E-06	37.1																																																				
断水後	1.0E-06	21.8																																																				
故障モード	平均値	EF																																																				
断水	1.1E-06	7.8																																																				
断水後	1.3E-07	10.0																																																				
故障モード	平均値	EF																																																				
断水	4.20E-05	7.7																																																				
断水後	3.20E-04	41.4																																																				
断水後	1.00E-06	21.8																																																				
断水後	2.00E-06	30.1																																																				
断水後	2.70E-06	37.1																																																				
断水後	1.00E-06	21.8																																																				

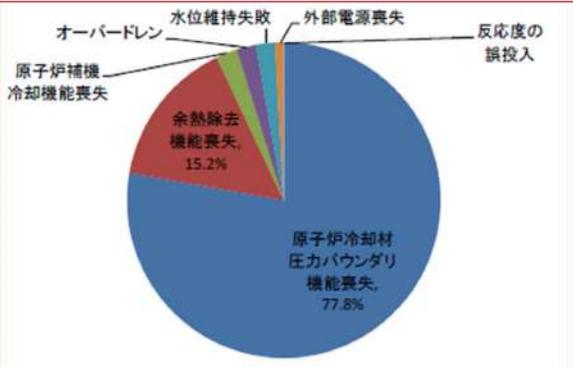
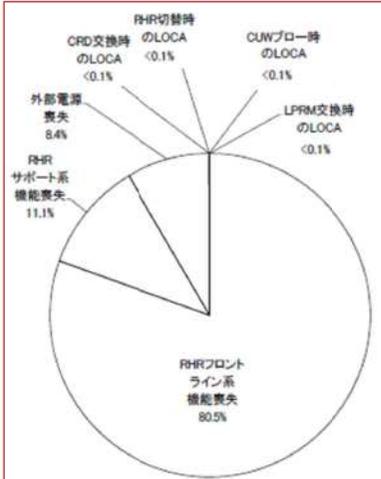
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.1.2.f-1図 システム間共通要因故障機器群の同定手順</p>	<p>第3.1.2.f-1図 共通要因故障同定のフロー</p> <p>□ 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、CCF 同定フローを追加し充実させている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は、各基事象を起点に CCF の対象を同定するフローとしている（玄海と同様）

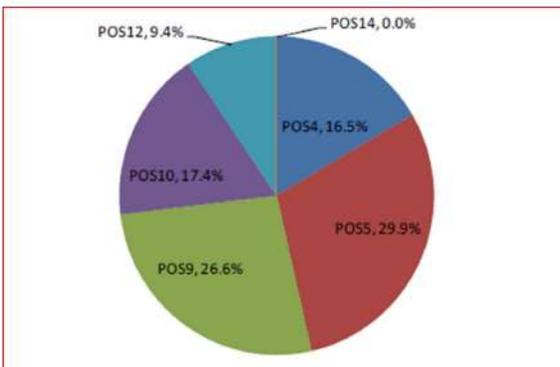
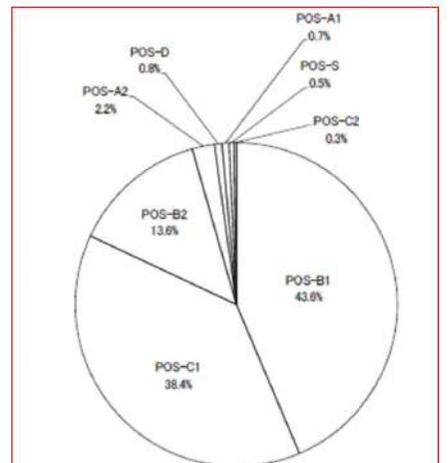
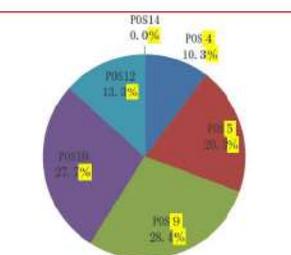
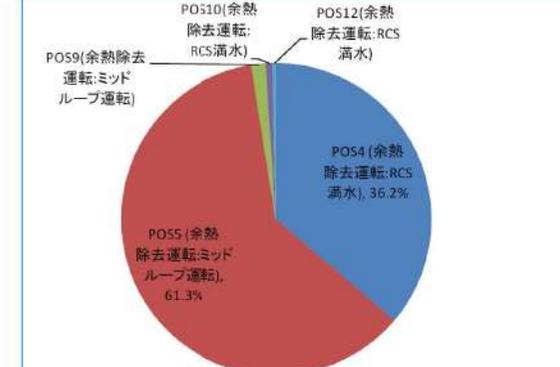
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
 <p>第 1.1.2.h-2 図 起因事象別炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <caption>大飯発電所3/4号炉 起因事象別炉心損傷頻度</caption> <tr><th>事象</th><th>頻度</th></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</td><td>77.8%</td></tr> <tr><td>余熱除去機能喪失</td><td>15.2%</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>4.1%</td></tr> <tr><td>水位維持失敗</td><td>1.4%</td></tr> <tr><td>オーバードレン</td><td>1.4%</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td><0.1%</td></tr> </table>	事象	頻度	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	77.8%	余熱除去機能喪失	15.2%	外部電源喪失	4.1%	水位維持失敗	1.4%	オーバードレン	1.4%	反応度の誤投入	<0.1%	原子炉補機冷却機能喪失	<0.1%	 <p>(起因事象別)</p> <table border="1"> <caption>女川原子力発電所2号炉 起因事象別炉心損傷頻度</caption> <tr><th>事象</th><th>頻度</th></tr> <tr><td>RHRフロントライン系機能喪失</td><td>80.5%</td></tr> <tr><td>RHRサポート系機能喪失</td><td>11.1%</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>8.4%</td></tr> <tr><td>CRD交換時のLOCA</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>RHR切替時のLOCA</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>CUVブロー時のLOCA</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>LPRM交換時のLOCA</td><td><0.1%</td></tr> </table>	事象	頻度	RHRフロントライン系機能喪失	80.5%	RHRサポート系機能喪失	11.1%	外部電源喪失	8.4%	CRD交換時のLOCA	<0.1%	RHR切替時のLOCA	<0.1%	CUVブロー時のLOCA	<0.1%	LPRM交換時のLOCA	<0.1%	 <p>第3.1.2.h-1図 起因事象別炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <caption>泊発電所3号炉 起因事象別炉心損傷頻度</caption> <tr><th>事象</th><th>頻度</th></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</td><td>81.7%</td></tr> <tr><td>余熱除去機能喪失</td><td>6.0%</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>4.1%</td></tr> <tr><td>水位維持失敗</td><td>1.4%</td></tr> <tr><td>オーバードレン</td><td>1.4%</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>2.4%</td></tr> </table>	事象	頻度	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	81.7%	余熱除去機能喪失	6.0%	外部電源喪失	4.1%	水位維持失敗	1.4%	オーバードレン	1.4%	反応度の誤投入	<0.1%	原子炉補機冷却機能喪失	2.4%	<p>【大飯】 ■構成の相違 ・大飯の第1.1.2.h-1および2図については、泊との参考比較のため記載順序を入れ替えている</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・余熱除去機能喪失については、大飯は前半POSでの余熱除去機能喪失による炉心損傷頻度(h)が泊より大きく、また、その前半POSの継続時間が定検実績時間に占める割合も泊より高いことが主要因となり、全体に占める寄与割合が泊と比べて高くなっていると考えられる(玄海、伊方及び川内と同様)</p> <p>・外部電源喪失については、泊は事象発生前人的過誤に起因するサポート系喪失による非常用ディーゼル発電機の失敗が主要因となり、全体に占める寄与割合が大飯と比べて高くなっていると考えられる(玄海、伊方及び川内と同様)</p>
事象	頻度																																																		
原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	77.8%																																																		
余熱除去機能喪失	15.2%																																																		
外部電源喪失	4.1%																																																		
水位維持失敗	1.4%																																																		
オーバードレン	1.4%																																																		
反応度の誤投入	<0.1%																																																		
原子炉補機冷却機能喪失	<0.1%																																																		
事象	頻度																																																		
RHRフロントライン系機能喪失	80.5%																																																		
RHRサポート系機能喪失	11.1%																																																		
外部電源喪失	8.4%																																																		
CRD交換時のLOCA	<0.1%																																																		
RHR切替時のLOCA	<0.1%																																																		
CUVブロー時のLOCA	<0.1%																																																		
LPRM交換時のLOCA	<0.1%																																																		
事象	頻度																																																		
原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	81.7%																																																		
余熱除去機能喪失	6.0%																																																		
外部電源喪失	4.1%																																																		
水位維持失敗	1.4%																																																		
オーバードレン	1.4%																																																		
反応度の誤投入	<0.1%																																																		
原子炉補機冷却機能喪失	2.4%																																																		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																							
 <table border="1" data-bbox="89 590 649 670"> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>設備名称</th> <th>設備種別</th> <th>設備位置</th> <th>設備仕様</th> <th>設備容量</th> <th>設備出力</th> <th>設備効率</th> <th>設備寿命</th> <th>設備状態</th> <th>設備評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POS1</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS2</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS3</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS4</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS5</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS6</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS7</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS8</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS9</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS10</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS11</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS12</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS13</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>POS14</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.1.2.h-1 図 POS別炉心損傷頻度</p>	POS	設備名称	設備種別	設備位置	設備仕様	設備容量	設備出力	設備効率	設備寿命	設備状態	設備評価	POS1	POS2	POS3	POS4	POS5	POS6	POS7	POS8	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14	 <p>(POS別)</p> <p>第3.1.2.h-1図 炉心損傷頻度への寄与割合</p>	 <table border="1" data-bbox="1299 494 1904 590"> <thead> <tr> <th>プラント 状態 (POS)</th> <th>(3) 高温停止状態</th> <th>(4) 余熱除去系による冷却状態①</th> <th>(5) 余熱除去系による冷却状態②</th> <th>(9) 余熱除去系による冷却状態③</th> <th>(10) 余熱除去系による冷却状態④</th> <th>(11) 1次冷却系に漏えい状態</th> <th>(12) 余熱除去系による冷却状態⑤</th> <th>(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POSの継続時間 [h]</td> <td>18.2</td> <td>66</td> <td>121.1</td> <td>172.0</td> <td>177.2</td> <td>17.7</td> <td>85.3</td> <td>11.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 3.1.2.h-2 図 POS別炉心損傷頻度</p>	プラント 状態 (POS)	(3) 高温停止状態	(4) 余熱除去系による冷却状態①	(5) 余熱除去系による冷却状態②	(9) 余熱除去系による冷却状態③	(10) 余熱除去系による冷却状態④	(11) 1次冷却系に漏えい状態	(12) 余熱除去系による冷却状態⑤	(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態	POSの継続時間 [h]	18.2	66	121.1	172.0	177.2	17.7	85.3	11.5	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・余裕時間に関する評価方針の相違に伴い、大飯は各 POS の継続時間に比べて特に前半 POS の寄与割合がより大きくなっているのに対し、泊は各 POS の継続時間が寄与割合に大きく影響している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は各 POS で同じ余裕時間を設定していることなどから、各 POS における余熱除去機能喪失による炉心損傷頻度は POS 時間に依存することから本図は不要と整理している（玄海と同様）
POS	設備名称	設備種別	設備位置	設備仕様	設備容量	設備出力	設備効率	設備寿命	設備状態	設備評価																																																																																																																																																																																
POS1																																																																																																																																																																																
POS2																																																																																																																																																																																
POS3																																																																																																																																																																																
POS4																																																																																																																																																																																
POS5																																																																																																																																																																																
POS6																																																																																																																																																																																
POS7																																																																																																																																																																																
POS8																																																																																																																																																																																
POS9																																																																																																																																																																																
POS10																																																																																																																																																																																
POS11																																																																																																																																																																																
POS12																																																																																																																																																																																
POS13																																																																																																																																																																																
POS14																																																																																																																																																																																
プラント 状態 (POS)	(3) 高温停止状態	(4) 余熱除去系による冷却状態①	(5) 余熱除去系による冷却状態②	(9) 余熱除去系による冷却状態③	(10) 余熱除去系による冷却状態④	(11) 1次冷却系に漏えい状態	(12) 余熱除去系による冷却状態⑤	(13) 余熱除去系隔離から高温停止状態																																																																																																																																																																																		
POSの継続時間 [h]	18.2	66	121.1	172.0	177.2	17.7	85.3	11.5																																																																																																																																																																																		
 <p>第 1.1.2.h-3 図 POS別炉心損傷頻度(余熱除去機能喪失)</p>																																																																																																																																																																																										

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.1.2.h-4図 事故シナシグループ別炉心損傷頻度</p>	<p>(事故シナシグループ別)</p>	<p>第3.1.2.h-3図 事故シナシグループ別炉心損傷頻度</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・炉心損傷頻度に対して寄与割合の大きい事故シナシグループについては大飯3/4号炉と同様である ・崩壊熱除去機能喪失については、大飯は前半POSでの崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷頻度(h)が泊より大きく、また、その前半POSの継続時間が定検実績時間に占める割合も泊より高いことが主要因となり、全体に占める寄与割合が泊と比べて高くなっていると考えられる ・全交流動力電源喪失については、泊は事象発生前人的過誤に起因するサポート系喪失による非常用ディーゼル発電機の失敗が主要因となり、全体に占める寄与割合が大飯と比べて高くなっていると考えられる

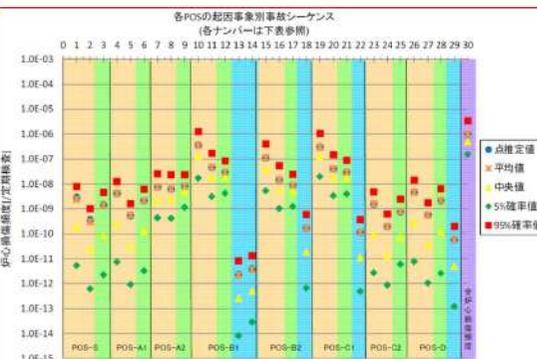
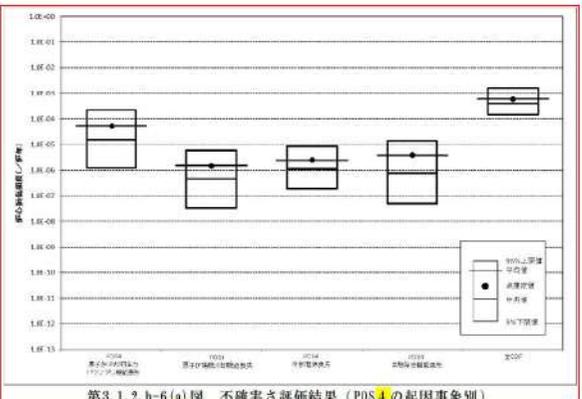
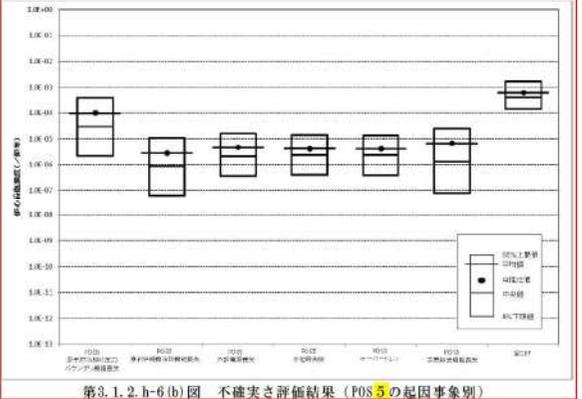
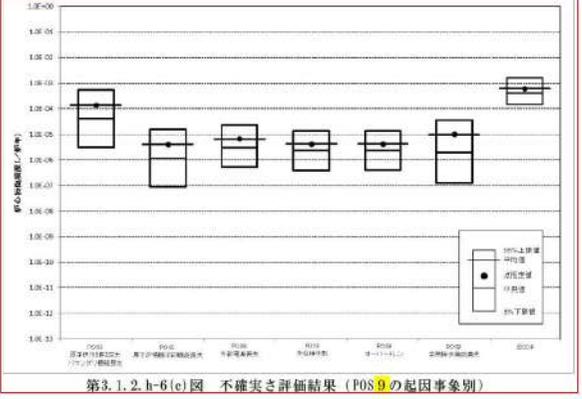
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.1.2.h-3図 FV重要度とRAWの相関(FV重要度上位基事象)</p>	<p>第3.1.2.h-4図 FV重要度とRAWの相関(FV重要度上位基事象)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊はFV重要度とRAWの相関をグラフとして記載し充実化している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
	<p>各POSの起因事象別事故シーケンス (各ナンバーは下表参照)</p>  <table border="1" data-bbox="851 590 1131 1077"> <thead> <tr> <th>表の縦軸</th> <th>POS</th> <th>起因事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td rowspan="3">POS-S</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>2</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>3</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>4</td><td rowspan="3">POS-A1</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>5</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>6</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>7</td><td rowspan="3">POS-A2</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>8</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>9</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>10</td><td rowspan="3">POS-B1</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>11</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>12</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>13</td><td>LPRM交換時のLOCA</td></tr> <tr><td>14</td><td>GRD交換時のLOCA</td></tr> <tr><td>15</td><td rowspan="3">POS-B2</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>16</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>17</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>18</td><td>RHR切替時のLOCA</td></tr> <tr><td>19</td><td rowspan="3">POS-C1</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>20</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>21</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>22</td><td>QUWブロー時のLOCA</td></tr> <tr><td>23</td><td rowspan="3">POS-C2</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>24</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>25</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>26</td><td rowspan="3">POS-D</td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>27</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>28</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>29</td><td>QUWブロー時のLOCA</td></tr> <tr><td>30</td><td></td><td>全炉心損傷頻度</td></tr> </tbody> </table> <p>第3.1.2. h-4図 不確かさ評価結果(POS毎の起因事象別)</p>	表の縦軸	POS	起因事象	1	POS-S	RHRフロントライン系機能喪失	2	RHRサポート系機能喪失	3	外部電源喪失	4	POS-A1	RHRフロントライン系機能喪失	5	RHRサポート系機能喪失	6	外部電源喪失	7	POS-A2	RHRフロントライン系機能喪失	8	RHRサポート系機能喪失	9	外部電源喪失	10	POS-B1	RHRフロントライン系機能喪失	11	RHRサポート系機能喪失	12	外部電源喪失	13	LPRM交換時のLOCA	14	GRD交換時のLOCA	15	POS-B2	RHRフロントライン系機能喪失	16	RHRサポート系機能喪失	17	外部電源喪失	18	RHR切替時のLOCA	19	POS-C1	RHRフロントライン系機能喪失	20	RHRサポート系機能喪失	21	外部電源喪失	22	QUWブロー時のLOCA	23	POS-C2	RHRフロントライン系機能喪失	24	RHRサポート系機能喪失	25	外部電源喪失	26	POS-D	RHRフロントライン系機能喪失	27	RHRサポート系機能喪失	28	外部電源喪失	29	QUWブロー時のLOCA	30		全炉心損傷頻度	<p>第3.1.2. h-6(a)図 不確かさ評価結果 (POS4の起因事象別)</p>  <p>第3.1.2. h-6(b)図 不確かさ評価結果 (POS5の起因事象別)</p>  <p>第3.1.2. h-6(c)図 不確かさ評価結果 (POS9の起因事象別)</p> 	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は各 POS 毎の各起因事象毎に不確かさを含めた CDF を記載し充実化している
表の縦軸	POS	起因事象																																																																									
1	POS-S	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
2		RHRサポート系機能喪失																																																																									
3		外部電源喪失																																																																									
4	POS-A1	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
5		RHRサポート系機能喪失																																																																									
6		外部電源喪失																																																																									
7	POS-A2	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
8		RHRサポート系機能喪失																																																																									
9		外部電源喪失																																																																									
10	POS-B1	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
11		RHRサポート系機能喪失																																																																									
12		外部電源喪失																																																																									
13	LPRM交換時のLOCA																																																																										
14	GRD交換時のLOCA																																																																										
15	POS-B2	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
16		RHRサポート系機能喪失																																																																									
17		外部電源喪失																																																																									
18	RHR切替時のLOCA																																																																										
19	POS-C1	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
20		RHRサポート系機能喪失																																																																									
21		外部電源喪失																																																																									
22	QUWブロー時のLOCA																																																																										
23	POS-C2	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
24		RHRサポート系機能喪失																																																																									
25		外部電源喪失																																																																									
26	POS-D	RHRフロントライン系機能喪失																																																																									
27		RHRサポート系機能喪失																																																																									
28		外部電源喪失																																																																									
29	QUWブロー時のLOCA																																																																										
30		全炉心損傷頻度																																																																									

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第3.1.2.h-6(d) 図 不確かさ評価結果 (POS10の起回事象別)</p> <p>第3.1.2.h-6(e) 図 不確かさ評価結果 (POS12の起回事象別)</p> <p>第3.1.2.h-6(f) 図 不確かさ評価結果 (POS14の起回事象別)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 泊は各 POS 毎の各起回事象毎に不確かさを含めた CDF を記載し充実化している

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.1.2.h-6図 外部電源復旧の有無に関する感度解析結果（炉心損傷頻度の比較）</p>	<p>第3.1.2.h-8図 充てん注入の有無に関する感度解析結果（炉心損傷頻度の比較）</p>	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は感度解析条件有無によるCDFに占めるシナリオグループの割合の比較をグラフに示し充実化している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.2 停止時PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>(復旧有り (ベースケース))</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>(復旧無し)</p> </div> </div> <p>第3.1.2. h-7図 外部電源復旧の有無に関する感度解析結果(事故シーケンスグループ別の寄与割合比較)</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>充てん系による注入に期待する</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>充てん系による注入に期待しない(ベースケース)</p> </div> </div> <p>第3.1.2. h-9図 充てん系による注入の有無に関する感度解析結果 (事故シーケンスグループ別の寄与割合比較)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 女川実績の反映 ・ 泊は感度解析条件有無によるCDFに占めるシーケンスグループの割合の比較をグラフに示し充実化している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2. a-1 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 2 7</p> <p>停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について</p> <p>停止時PRAにおいて、高圧状態のPOS（POS3、POS11及びPOS13）については、重要事故シーケンス選定の観点からは、運転モードの違いによる待機機器の状態を考慮した上でであっても、出力運転時PRAに包絡できるとし、評価対象外としている。また原子炉キャビティが満水状態のPOS（POS6及びPOS8）については、十分な時間余裕があることから評価対象外としている。以下に各々の考え方について示す。</p> <p>1. 高圧POS（POS3、POS11及びPOS13）を評価対象外とした理由</p> <p>高圧状態のPOSにおける事故進展について、非常用炉心冷却設備の自動作動が要求されるLOCA以外の事象は、非常用炉心冷却設備自動作動以外の非常用炉心冷却設備等の緩和設備は出力運転時PRAと同じ状態であり、また原子炉が停止しているため起因事象発生時の発熱量が小さく事象進展が緩やかである点を考慮すると、出力運転時PRAで包絡できると判断される（第1表参照）。</p> <p>一方、LOCAについては、非常用炉心冷却設備の自動起動に期待できず、発熱量は小さいものの手動起動する必要性が生じるため、時間余裕及び人的過誤の観点で評価は厳しくなる可能性があるが、非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック前後で使用できる設備に相違がない（第2表参照）ことから非常用炉心冷却設備の起動方法（自動又は手動）に関わらず抽出される事故シーケンスとしては出力運転時PRAと同じものとなるため、重要事故シ</p>		<p style="text-align: right;">補足3.1.2. a-1</p> <p>停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について</p> <p>停止時PRAにおいて、高圧状態のPOS（POS3、POS11及びPOS13）については、重要事故シーケンス選定の観点からは、運転モードの違いによる待機機器の状態を考慮した上でであっても、出力運転時PRAに包絡できるとし、評価対象外としている。また原子炉キャビティが満水状態のPOS（POS6及びPOS8）については、十分な時間余裕があることから評価対象外としている。以下に各々の考え方について示す。</p> <p>1. 高圧POS（POS3、POS11及びPOS13）を評価対象外とした理由</p> <p>高圧状態のPOSにおける事故進展について、非常用炉心冷却設備の自動作動が要求されるLOCA以外の事象は、非常用炉心冷却設備自動作動以外の非常用炉心冷却設備等の緩和設備は出力運転時PRAと同じ状態であり、また原子炉が停止しているため起因事象発生時の発熱量が小さく事象進展が緩やかである点を考慮すると、出力運転時PRAで包絡できると判断される（第1表参照）。</p> <p>一方、LOCAについては、非常用炉心冷却設備の自動起動に期待できず、発熱量は小さいものの手動起動する必要性が生じるため、時間余裕及び人的過誤の観点で評価は厳しくなる可能性があるが、非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック前後で使用できる設備に相違がない（第2表参照）ことから非常用炉心冷却設備の起動方法（自動又は手動）に関わらず抽出される事故シーケンスとしては出力運転時PRAと同じものとなるため、重要事故シ</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 ・資料番号の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・PWRにおいて評価対象外とするPOSに関する資料であり、女川には該当する資料が無いことから大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2. a-1 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>一ケンスの抽出を目的としたPRAとしては、出力運転時PRAで包絡できる。</p> <p>また、燃料損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作動信号のブロックの有無の影響はない。</p> <p>以上より重要事故シーケンスの抽出の観点で高圧状態のPOSであるPOS3、POS11、POS13については、出力運転時PRAに含めることができると判断し、停止時PRAにおいては定量評価の対象外とした。</p>		<p>一ケンスの抽出を目的としたPRAとしては、出力運転時PRAで包絡できる。</p> <p>また、燃料損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備作動信号のブロックの有無の影響はない。</p> <p>以上より重要事故シーケンスの抽出の観点で高圧状態のPOSであるPOS3、POS11、POS13については、出力運転時PRAに含めることができると判断し、停止時PRAにおいては定量評価の対象外とした。</p>	

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2. a-1 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第1表 起回事象ごとの高圧POSの包絡性						
高圧POSにおいて 評価対象候補となる起回事象	高圧POSと出力運転時との違い	停止時PRAにおける扱い	高圧POSと出力運転時との違い	高圧POSと出力運転時との違い	高圧POSと出力運転時との違い	
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	非常用炉心冷却設備自動作動信号が ブロックされ、非常用炉心冷却設備の 自動起動に期待できず、手動起動する 必要が生じる。	○非常用炉心冷却設備の起動方法に関わらず、抽出される事故シー ケンスとしては出力運転時と同じものとなる。 ○炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能 喪失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による 注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作動信 号がブロックされているか否かは問題とならない。 以上より、重要事故シーケンスの抽出の観点では、出力運転時に含 めることができるかと判断し、停止時の評価から除外した。	非常用炉心冷却設備作動信号が ブロックされ、非常用炉心 冷却設備の自動起動に期待で きず、手動起動する必要が生 じる。	○非常用炉心冷却設備の起動方法に 関わらず、抽出される事 故シーケンスとしては出力運転時と同じものとなる。 ○炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪 失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による 注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作 動信号がブロックされているか否かは問題とならない。 以上より、重要事故シーケンスの抽出の観点では、出力運転時 に含めることができるかと判断し、停止時の評価から除外した。	停止時PRAにおける扱い	
インターフェイシシステムLOCA	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
2次冷却系の破断	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
蒸気発生器伝熱管破損	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
原子炉補機冷却機能喪失	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
主給水流量喪失	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
外部電源喪失	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
過渡事象	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
（※1）事象進展としては温度、圧力、崩壊熱等の観点から出力時より緩やかとなる。						
第2表 起回事象ごとの高圧POSの包絡性						
高圧POSにおいて 評価対象候補となる起回事象	高圧POSと出力運転時との違い	停止時PRAにおける扱い	高圧POSと出力運転時との違い	高圧POSと出力運転時との違い	高圧POSと出力運転時との違い	
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	非常用炉心冷却設備作動信号が ブロックされ、非常用炉心 冷却設備の自動起動に期待で きず、手動起動する必要が生 じる。	○非常用炉心冷却設備の起動方法に 関わらず、抽出される事 故シーケンスとしては出力運転時と同じものとなる。 ○炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪 失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による 注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作 動信号がブロックされているか否かは問題とならない。 以上より、重要事故シーケンスの抽出の観点では、出力運転時 に含めることができるかと判断し、停止時の評価から除外した。	非常用炉心冷却設備作動信号が ブロックされ、非常用炉心 冷却設備の自動起動に期待で きず、手動起動する必要が生 じる。	○非常用炉心冷却設備の起動方法に 関わらず、抽出される事 故シーケンスとしては出力運転時と同じものとなる。 ○炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪 失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による 注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備自動作 動信号がブロックされているか否かは問題とならない。 以上より、重要事故シーケンスの抽出の観点では、出力運転時 に含めることができるかと判断し、停止時の評価から除外した。	停止時PRAにおける扱い	
インターフェイシシステムLOCA	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
2次冷却系の破断	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
蒸気発生器伝熱管破損	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
原子炉補機冷却機能喪失	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
主給水流量喪失	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
外部電源喪失	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
過渡事象	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	基本的に同じ（※1）	基本的に同じ（※1）	出力運転時で包絡される。	
（※1）事象進展としては温度、圧力、崩壊熱等の観点から出力時より緩やかとなる。						
【大飯】 ■記載表現の相違						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.a-1 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																				
<p>第2表 非常用炉心冷却設備自動動作信号ブロック前後での緩和設備の待機状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">系統</th> <th colspan="2">プラント状態</th> <th rowspan="2">原子炉設備保安規定要求 (平成26年6月9日 要約)</th> </tr> <tr> <th>モード1 定格出力運転状態</th> <th>モード3 高温停止状態(余熱除去運転開始まで) POS3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>2基 起動可能</td> <td></td> <td>第79条 モード1、2、3及び4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系統 起動可能</td> <td></td> <td>第74条 モード1、2、3及び4 2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>2系統 起動可能</td> <td></td> <td>第73条 モード1、2、3及び4 2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系(高圧注入系)</td> <td>2系統 起動可能</td> <td></td> <td>第62条 モード1、2及び3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系(低圧注入系)</td> <td>2系統 起動可能</td> <td></td> <td>第62条 モード1、2及び3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>補助給水系</td> <td>電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること</td> <td></td> <td>第71条 モード1、2、3及び4(蒸気発生器が移除のために使用されている場合) (1) モード1、2及び3において、電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ系</td> <td>2系統 起動可能</td> <td></td> <td>第61条 モード1、2、3及び4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクのヒドラジン濃度及びヒドラジン溶液量が制限値内にあること</td> </tr> </tbody> </table>	系統	プラント状態		原子炉設備保安規定要求 (平成26年6月9日 要約)	モード1 定格出力運転状態	モード3 高温停止状態(余熱除去運転開始まで) POS3	ディーゼル発電機	2基 起動可能		第79条 モード1、2、3及び4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること	原子炉補機冷却海水系	2系統 起動可能		第74条 モード1、2、3及び4 2系統が動作可能であること	原子炉補機冷却水系	2系統 起動可能		第73条 モード1、2、3及び4 2系統が動作可能であること	非常用炉心冷却系(高圧注入系)	2系統 起動可能		第62条 モード1、2及び3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること	非常用炉心冷却系(低圧注入系)	2系統 起動可能		第62条 モード1、2及び3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること	補助給水系	電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること		第71条 モード1、2、3及び4(蒸気発生器が移除のために使用されている場合) (1) モード1、2及び3において、電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること	原子炉格納容器スプレイ系	2系統 起動可能		第61条 モード1、2、3及び4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクのヒドラジン濃度及びヒドラジン溶液量が制限値内にあること		<p>第2表 非常用炉心冷却設備自動動作信号ブロック前後での緩和設備の待機状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">系統</th> <th colspan="2">各運転モードにおける待機の状態</th> <th rowspan="2">保安規定における要求事項 (平成26年6月9日 要約)</th> </tr> <tr> <th>モード1 (出力運転時)出力運転状態</th> <th>モード3 (次まれるPOS) POS3 POS4</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>2基</td> <td></td> <td>第79条 モード1、2、3および4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系統</td> <td></td> <td>第74条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>2系統</td> <td></td> <td>第66条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系(高圧注入系)</td> <td>2系統</td> <td></td> <td>第61条 モード1、2および3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系(低圧注入系)</td> <td>2系統</td> <td></td> <td>第61条 モード1、2、3および4(蒸気発生器が移除のために使用されている場合) (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>補助給水系</td> <td>電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統</td> <td></td> <td>第64条 モード1、2、3および4 (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ系</td> <td>2系統</td> <td></td> <td>第57条 モード1、2、3および4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクの薬品濃度および薬品溶液量が制限値内にあること</td> </tr> </tbody> </table>	系統	各運転モードにおける待機の状態		保安規定における要求事項 (平成26年6月9日 要約)	モード1 (出力運転時)出力運転状態	モード3 (次まれるPOS) POS3 POS4	ディーゼル発電機	2基		第79条 モード1、2、3および4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること	原子炉補機冷却海水系	2系統		第74条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること	原子炉補機冷却水系	2系統		第66条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること	非常用炉心冷却系(高圧注入系)	2系統		第61条 モード1、2および3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること	非常用炉心冷却系(低圧注入系)	2系統		第61条 モード1、2、3および4(蒸気発生器が移除のために使用されている場合) (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること	補助給水系	電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統		第64条 モード1、2、3および4 (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること	原子炉格納容器スプレイ系	2系統		第57条 モード1、2、3および4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクの薬品濃度および薬品溶液量が制限値内にあること	<p>【大飯】 ■ 記載表現の相違 ・ 泊の保安規定に則した記載としている</p>
系統		プラント状態			原子炉設備保安規定要求 (平成26年6月9日 要約)																																																																		
	モード1 定格出力運転状態	モード3 高温停止状態(余熱除去運転開始まで) POS3																																																																					
ディーゼル発電機	2基 起動可能		第79条 モード1、2、3及び4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること																																																																				
原子炉補機冷却海水系	2系統 起動可能		第74条 モード1、2、3及び4 2系統が動作可能であること																																																																				
原子炉補機冷却水系	2系統 起動可能		第73条 モード1、2、3及び4 2系統が動作可能であること																																																																				
非常用炉心冷却系(高圧注入系)	2系統 起動可能		第62条 モード1、2及び3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること																																																																				
非常用炉心冷却系(低圧注入系)	2系統 起動可能		第62条 モード1、2及び3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること																																																																				
補助給水系	電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること		第71条 モード1、2、3及び4(蒸気発生器が移除のために使用されている場合) (1) モード1、2及び3において、電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること																																																																				
原子炉格納容器スプレイ系	2系統 起動可能		第61条 モード1、2、3及び4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクのヒドラジン濃度及びヒドラジン溶液量が制限値内にあること																																																																				
系統	各運転モードにおける待機の状態		保安規定における要求事項 (平成26年6月9日 要約)																																																																				
	モード1 (出力運転時)出力運転状態	モード3 (次まれるPOS) POS3 POS4																																																																					
ディーゼル発電機	2基		第79条 モード1、2、3および4 (1) ディーゼル発電機2基が動作可能であること (2) 燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること																																																																				
原子炉補機冷却海水系	2系統		第74条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること																																																																				
原子炉補機冷却水系	2系統		第66条 モード1、2、3および4 2系統が動作可能であること																																																																				
非常用炉心冷却系(高圧注入系)	2系統		第61条 モード1、2および3 (1) 高圧注入系の2系統が動作可能であること (2) 低圧注入系の2系統が動作可能であること																																																																				
非常用炉心冷却系(低圧注入系)	2系統		第61条 モード1、2、3および4(蒸気発生器が移除のために使用されている場合) (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること																																																																				
補助給水系	電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統		第64条 モード1、2、3および4 (1) モード1、2および3において、電動補助給水ポンプによる2系統およびタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること																																																																				
原子炉格納容器スプレイ系	2系統		第57条 モード1、2、3および4 (1) 2系統が動作可能であること (2) よう素除去薬品タンクの薬品濃度および薬品溶液量が制限値内にあること																																																																				
<p>2. 原子炉キャピティ満水状態(POS 6及びPOS 8)を評価対象除外とした理由</p> <p>原子炉キャピティ満水時において余熱除去系の故障又は電源等のサポート系の故障により冷却が停止した場合、原子炉キャピティ水の蒸発により通常水位からフランジレベルまで水位が低下するのに要する時間は、70時間以上であり、PRAで用いている使命時間(24時間)よりも十分に長い。また、機器の復旧や待機側の系統(※1)に期待する等のリカバリー操作にも期待できるため、燃料損傷に至る可能性は十分に小さい。</p> <p>1次冷却材流出事象においても、原子炉キャピティ満水時はミッドループ運転時と比較して1次冷却材水量が多く、余熱除去系の運転が阻害される1次系水位に至るまでの時間余裕が24時間より十分に長く(※2)、余熱除去機能が阻害される水位(ミッドループ水位以下)に至るまでに漏えい箇所を隔離し、余熱除去運転の継続に期待できる。</p> <p>なお、原子炉キャピティ満水時に特有な1次冷却材流出事象としては、原子炉キャピティからの漏えい又はキャピティシール漏えいが考えられるが、これらの事象では原子炉容器フランジ面より下に1次系冷却材水位が低下することがないため、余熱除去機</p>		<p>2. 原子炉キャピティ満水状態(POS 6及びPOS 8)を評価対象除外とした理由</p> <p>原子炉キャピティ満水時において余熱除去系の故障又は電源等のサポート系の故障により冷却が停止した場合、原子炉キャピティ水の蒸発により通常水位からフランジレベルまで水位が低下するのに要する時間は、70時間以上であり、PRAで用いている使命時間(24時間)よりも十分に長い。また、機器の復旧や待機側の系統(※1)に期待する等のリカバリー操作にも期待できるため、燃料損傷に至る可能性は十分に小さい。</p> <p>1次冷却材流出事象においても、原子炉キャピティ満水時はミッドループ運転時と比較して1次冷却材水量が多く、余熱除去系の運転が阻害される1次系水位に至るまでの時間余裕が24時間より十分に長く(※2)、余熱除去機能が阻害される水位(ミッドループ水位以下)に至るまでに漏えい箇所を隔離し、余熱除去運転の継続に期待できる。</p> <p>なお、原子炉キャピティ満水時に特有な1次冷却材流出事象としては、原子炉キャピティからの漏えい又はキャピティシール漏えいが考えられるが、これらの事象では原子炉容器フランジ面より下に1次冷却材水位が低下することがないため、余熱除去機</p>	<p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 補足 3.1.2. a-1 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>能喪失には至らない。</p> <p>以上より原子炉キャビティ満水状態のPOSであるPOS6及びPOS8については、燃料損傷に至るまでの時間余裕が十分であり、ミッドループ運転時の評価に包絡されることから、停止時PRAの評価から除外している。</p> <p>※1 原子炉施設保安規定では、原子炉キャビティ高水位状態では原子炉キャビティ水の残留熱除去への寄与を考慮して余熱除去系統の要求が「1系統以上が運転中であること」となっているが、実運用では原子炉キャビティ高水位状態においても余熱除去系統2系統が動作可能な状態になっている。</p> <p>※2 原子炉キャビティ満水時において流出の可能性が想定され、最も配管径が大きく流出流量が大きいと考えられる充てん抽出ラインを通じた漏えいについて、最大抽出流量(30m³/h)で冷却材が漏えいすると仮定しても、原子炉キャビティ水量は原子炉容器フランジ面より上部でも約1,100m³あるので、使命時間に対して十分な時間余裕がある。</p>		<p>能喪失には至らない。</p> <p>以上より原子炉キャビティ満水状態のPOSであるPOS6及びPOS8については、燃料損傷に至るまでの時間余裕が十分であり、ミッドループ運転時の評価に包絡されることから、停止時PRAの評価から除外している。</p> <p>※1：保安規定では、原子炉キャビティ高水位状態では原子炉キャビティ水の残留熱除去への寄与を考慮して余熱除去系統の要求が「1系統以上が運転中であること」となっているが、実運用では原子炉キャビティ高水位状態においても余熱除去系統2系統が動作可能な状態になっている。</p> <p>※2：原子炉キャビティ満水時において流出の可能性が想定され、最も配管径が大きく流出流量が大きいと考えられる充てん抽出ラインを通じた漏えいについて、最大抽出流量(約60m³/h)で冷却材が漏えいすると仮定しても、原子炉キャビティ水量は原子炉容器フランジ面より上部でも約1,000m³あるので、使命時間に対して十分な時間余裕がある。</p>	<p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・個別プラントの設計の相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-1 停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足28</p> <p>停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について</p> <p>プラント停止中は1次冷却材のほう素濃度及び制御棒の挿入によって未臨界が維持されている。停止時の反応度の誤投入事象の要因としては、これら未臨界維持機能を低下させる制御棒の誤操作及びほう素の異常な希釈が考えられ、停止時PRAでは以下の3つの事象を想定している。</p> <p>(1) 制御棒の誤引き抜き (2) 原子炉起動時におけるほう素希釈時の外部電源喪失 (3) 原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗</p> <p>このうち、定量化の実施に際しては(1)、(2)をスクリーニングすることで、結果的に(3)の事象のみを対象として考慮しており、以下にその理由を示す。</p> <p>(1) 制御棒の誤引き抜き ①原子炉起動時を除く定期検査時 PWRの制御棒は炉心上部から自重で炉心に挿入される設計となっており、定期検査時においては制御棒が燃料に挿入された状態で維持されており、原子炉起動の数日前を除いて制御棒駆動装置がロックされているため、制御棒を駆動できる状態にはないことから、制御棒が炉心から引き抜かれることは考えにくい。 また、仮に全制御棒を引き抜いたとしても、実効増倍率が1を超えることはなく、臨界に至らない（※1）ことから、本評価の対象外とした。</p> <p>※1 プラント停止中のほう素濃度は2,800ppm以上で維持される</p>		<p style="text-align: right;">補足3.1.2.b-1</p> <p>停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について</p> <p>プラント停止中は1次冷却材のほう素濃度及び制御棒の挿入によって未臨界が維持されている。停止時の反応度の誤投入事象の要因としては、これら未臨界維持機能を低下させる制御棒の誤操作及びほう素の異常な希釈が考えられ、停止時PRAでは以下の3つの事象を想定している。</p> <p>(1) 制御棒の誤引き抜き (2) 原子炉起動時におけるほう素希釈時の外部電源喪失 (3) 原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗</p> <p>このうち、定量化の実施に際しては(1)、(2)をスクリーニングすることで、結果的に(3)の事象のみを対象として考慮しており、以下にその理由を示す。</p> <p>(1) 制御棒の誤引き抜き ①原子炉起動時を除く定期検査時 PWRの制御棒は炉心上部から自重で炉心に挿入される設計となっており、定期検査時においては制御棒が燃料に挿入された状態で維持されており、原子炉起動の数日前を除いて制御棒駆動装置がロックされているため、制御棒を駆動できる状態にはないことから、制御棒が炉心から引き抜かれることは考えにくい。 また、仮に全制御棒を引き抜いたとしても、実効増倍率が1を超えることはなく、臨界に至らない（※1）ことから、本評価の対象外とした。</p> <p>※1 プラント停止中のほう素濃度は3,200ppm以上で維持される</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 ・資料番号の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は反応度の誤投入も、PRAとして評価しているが、女川には該当する資料が無いため大飯と比較する。 <p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-1 停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>運用であるのに対し、原子炉設置許可申請書の評価対象炉心を基に包絡的に設定される冷温時の制御棒全引き抜き時の臨界ほう素濃度（LOCA時未臨界性評価用ほう素濃度）は2,650ppmであることから、臨界に至らないことが確認できる。</p> <p>②原子炉起動時</p> <p>原子炉起動操作は、事前に手順を検討した上で、十分な教育を受けた運転員が実施する。さらに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が作業とは独立に設けられているため、制御棒の誤引き抜きにより、起回事象が発生することは考えにくい。</p> <p>また、起動時の臨界操作は、燃料取替え時のほう素濃度を維持した状態で制御バンクDを除く制御棒を全引き抜きとした後に希釈操作を行い、最後に制御バンクDの調整により臨界とする手順（第1図参照）である。制御バンクDの操作については、制御棒の引き抜きを行うたびに、中性子束を確認のうえ次のステップを開始する手順となっており、「中間領域中性子束高」信号により、制御棒の引き抜きを自動的に阻止するインターロックも設置されていることから、制御棒の誤操作により、大きな反応度が追加されることはない。また、仮に誤操作により、中性子束が上昇した場合でも、複数の領域に設定された中性子束監視装置（NIS）からの原子炉トリップ信号により自動的に制御棒が落下し、燃料の健全性に影響を与えない範囲で十分な未臨界状態を達成できることから、本事象は停止時PRAの対象外と判断した。</p> <p>なお、通常時の定期検査操作において臨界を達成した制御棒位置から制御バンクDを全引き抜きしたとしても、その反応度添加量はフィードバックを考慮しなくても、200pcm程度であり、反応度事故となる反応度添加量（1ドル）の約500pcmと比較して十分に小さい。</p>	<p>運用であるのに対し、原子炉設置許可申請書の評価対象炉心を基に包絡的に設定される冷温時の制御棒全引き抜き時の臨界ほう素濃度（LOCA時未臨界性評価用ほう素濃度）は2,750ppmであることから、臨界に至らないことが確認できる。</p> <p>②原子炉起動時</p> <p>原子炉起動操作は、事前に手順を検討した上で、十分な教育を受けた運転員が実施する。さらに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が作業とは独立に設けられているため、制御棒の誤引き抜きにより、起回事象が発生することは考えにくい。</p> <p>また、起動時の臨界操作は、燃料取替え時のほう素濃度を維持した状態で制御バンクDを除く制御棒を全引き抜きとした後に希釈操作を行い、最後に制御バンクDの調整により臨界とする手順（図参照）である。制御バンクDの操作については、制御棒の引き抜きを行うたびに、中性子束を確認のうえ次のステップを開始する手順となっており、「中間領域中性子束高」信号により、制御棒の引き抜きを自動的に阻止するインターロックも設置されていることから、制御棒の誤操作により、大きな反応度が追加されることはない。また、仮に誤操作により、中性子束が上昇した場合でも、複数の領域に設定された中性子束監視装置（NIS）からの原子炉トリップ信号により自動的に制御棒が落下し、燃料の健全性に影響を与えない範囲で十分な未臨界状態を達成できることから、本事象は停止時PRAの対象外と判断した。</p> <p>なお、通常時の定期検査操作において臨界を達成した制御棒位置から制御バンクDを全引き抜きしたとしても、その反応度添加量はフィードバックを考慮しなくても、300pcm程度であり、反応度事故となる反応度添加量（1ドル）の約400pcmと比較して十分に小さい。</p>	<p>運用であるのに対し、原子炉設置許可申請書の評価対象炉心を基に包絡的に設定される冷温時の制御棒全引き抜き時の臨界ほう素濃度（LOCA時未臨界性評価用ほう素濃度）は2,750ppmであることから、臨界に至らないことが確認できる。</p> <p>②原子炉起動時</p> <p>原子炉起動操作は、事前に手順を検討した上で、十分な教育を受けた運転員が実施する。さらに、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が作業とは独立に設けられているため、制御棒の誤引き抜きにより、起回事象が発生することは考えにくい。</p> <p>また、起動時の臨界操作は、燃料取替え時のほう素濃度を維持した状態で制御バンクDを除く制御棒を全引き抜きとした後に希釈操作を行い、最後に制御バンクDの調整により臨界とする手順（図参照）である。制御バンクDの操作については、制御棒の引き抜きを行うたびに、中性子束を確認のうえ次のステップを開始する手順となっており、「中間領域中性子束高」信号により、制御棒の引き抜きを自動的に阻止するインターロックも設置されていることから、制御棒の誤操作により、大きな反応度が追加されることはない。また、仮に誤操作により、中性子束が上昇した場合でも、複数の領域に設定された中性子束監視装置（NIS）からの原子炉トリップ信号により自動的に制御棒が落下し、燃料の健全性に影響を与えない範囲で十分な未臨界状態を達成できることから、本事象は停止時PRAの対象外と判断した。</p> <p>なお、通常時の定期検査操作において臨界を達成した制御棒位置から制御バンクDを全引き抜きしたとしても、その反応度添加量はフィードバックを考慮しなくても、300pcm程度であり、反応度事故となる反応度添加量（1ドル）の約400pcmと比較して十分に小さい。</p>	<p>■運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント毎に停止中のほう素濃度が異なる <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント毎に臨界ほう素濃度が異なる <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント毎に反応度添加量が異なる

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-1 停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>①「制御棒引き抜き」 → ②「ボロン希釈」 → ③「制御棒位置調整」</p> <p>①「制御棒引き抜き」 制御棒グループA、B、C、Dの引き抜き位置 2250ppm、1280ppm、0ppm</p> <p>②「ボロン希釈」 希釈液料によるボロン濃度低下 2800ppm以上、希釈率低下 ボロン濃度</p> <p>③「制御棒位置調整」 2250ppm以下、約1600ppm 制御棒位置</p> <p>①「制御棒引き抜き」 ②「ボロン希釈」 ③「調整棒への減水注入によるボロン希釈」</p> <p>第1図 起動操作手順</p>	<p>①「制御棒引き抜き」 → ②「ボロン希釈」 → ③「制御棒位置調整」</p> <p>①「制御棒引き抜き」 制御棒グループA、B、C、Dの引き抜き位置 2250ppm、1280ppm、0ppm</p> <p>②「ボロン希釈」 希釈液料によるボロン濃度低下 3300ppm以上、濃度低下 ボロン濃度</p> <p>③「制御棒位置調整」 2250ppm以下、約1600ppm 制御棒位置</p> <p>①「制御棒引き抜き」 ②「ボロン希釈」 ③「調整棒への減水注入によるボロン希釈」</p>	<p>①「制御棒引き抜き」 → ②「ボロン希釈」 → ③「制御棒位置調整」</p> <p>①「制御棒引き抜き」 制御棒グループA、B、C、Dの引き抜き位置 2250ppm、1280ppm、0ppm</p> <p>②「ボロン希釈」 希釈液料によるボロン濃度低下 3300ppm以上、濃度低下 ボロン濃度</p> <p>③「制御棒位置調整」 2250ppm以下、約1600ppm 制御棒位置</p> <p>①「制御棒引き抜き」 ②「ボロン希釈」 ③「調整棒への減水注入によるボロン希釈」</p> <p>図 起動操作手順</p>	<p>相違理由</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-1 停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉起動時におけるほう素希釈時の外部電源喪失</p> <p>起動時に原子炉冷却系のほう素濃度の希釈を実施している際に外部電源喪失が発生した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ、1次系補給水ポンプの電源が失われ、ほう素の希釈は一時停止する。この際に外部電源喪失に伴い希釈信号がリセットされることで1次系補給水ポンプが停止し、希釈ラインが自動閉止される設備となっており、ディーゼル発電機が起動し電源が復旧しても自動的に希釈は再開されない。</p> <p>仮に、希釈信号のリセットに失敗して希釈が継続した場合は、1次冷却材ポンプが停止し十分なミキシングが行われない状況で、ブラックアウト信号で自動起動した充てんポンプにより原子炉冷却系配管内に純水塊（ほう素濃度の低い水塊）が形成され、外部電源復旧後、運転員が1次冷却材ポンプを再起動した際にこの純水塊が炉心に送り込まれることで反応度の投入が想定されるが、1次冷却材ポンプが停止している状態でも、原子炉冷却系内ではある程度のミキシングに期待できる可能性があり、現実的な事象進展は厳しくないものと考えられる。</p> <p>また、希釈時の外部電源喪失による反応度の誤投入については、希釈中の外部電源喪失事象の発生に加え、希釈信号のリセット失敗、さらに外部電源復旧後の1次冷却材ポンプの起動が重なった極めて稀な条件でのみ発生の可能性があり、発生確率は十分小さくなる（1×10^{-10}（/炉年）未満）と考えられることから、本事象は本評価の対象外と判断した。</p> <p>(3) 原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗</p> <p>原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗について、THE RP手法を用いて評価した結果を以下に示す。</p> <p>○手順書内操作</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 要求する反応度変化を達成するために必要な冷却材ほう素濃度低下の大きさを決定する。 2. そのときの冷却材ほう素濃度と手順1. で決定された変化を用いて希釈曲線からの純水の量を求める。 3. 原子炉補給水補給流量積算制御器を要求する量に設定する。 4. 希釈中及び希釈終了後に、制御棒動作（未臨界のときは計数率）及び1次冷却材平均温度を監視する。 		<p>(2) 原子炉起動時におけるほう素希釈時の外部電源喪失</p> <p>起動時に原子炉冷却系のほう素濃度の希釈を実施している際に外部電源喪失が発生した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ、1次系補給水ポンプの電源が失われ、ほう素の希釈は一時停止する。この際に外部電源喪失に伴い希釈信号がリセットされることで1次系補給水ポンプが停止し、希釈ラインが自動閉止される設備となっており、ディーゼル発電機が起動し電源が復旧しても自動的に希釈は再開されない。</p> <p>仮に、希釈信号のリセットに失敗して希釈が継続した場合は、1次冷却材ポンプが停止し十分なミキシングが行われない状況で、ブラックアウト信号で自動起動した充てんポンプにより原子炉冷却系配管内に純水塊（ほう素濃度の低い水塊）が形成され、外部電源復旧後、運転員が1次冷却材ポンプを再起動した際にこの純水塊が炉心に送り込まれることで反応度の投入が想定されるが、1次冷却材ポンプが停止している状態でも、原子炉冷却系内ではある程度のミキシングに期待できる可能性があり、現実的な事象進展は厳しくないものと考えられる。</p> <p>また、希釈時の外部電源喪失による反応度の誤投入については、希釈中の外部電源喪失事象の発生に加え、希釈信号のリセット失敗、さらに外部電源復旧後の1次冷却材ポンプの起動が重なった極めて稀な条件でのみ発生の可能性があり、発生確率は十分小さくなる（1×10^{-10}（/炉年）未満）と考えられることから、本事象は本評価の対象外と判断した。</p> <p>(3) 原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗</p> <p>原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗について、THE RP手法を用いて評価した結果を以下に示す。</p> <p>○手順書内操作</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ほう素濃度の読取（現在のほう素濃度の読取） 2. 希釈量の算出（現在のほう素濃度と必要なほう素濃度に基づく純水補給量の算出） 3. 希釈量の設定（1次系純水補給ライン流量積算制御器への入力） 4. 状態監視（通常運転時は制御棒位置及び1次冷却材平均温度、蒸気発生器熱出力、軸方向出力偏差等の監視、未臨界時は中性子源領域中性子束及び1次冷却材平均温度の監視） 	<p>【大飯】</p> <p>■記載内容の相違</p> <p>・プラント毎に運転操作内容が異なる（玄海と同様）</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2. b-1 停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1～4に対してTHERP解析による評価を実施した結果、 起回事象発生頻度は5.3×10^{-8}（/demand）となった。</p>		<p>5. 希釈停止（希釈信号のリセット操作）</p> <p>1～5に対してTHERP解析による評価を実施した結果、 起回事象発生頻度は3.1×10^{-8}（/demand）となった。</p>	<p>【大飯】 ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2. b-2 停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足15</p> <p><u>停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について</u></p> <p>1. はじめに 今回実施した停止時PRAにおいて、起回事象発生頻度を評価するに当たり、国内で発生実績がない起回事象については、①発生件数を0.5件と仮定して国内PWRプラントの停止時間（余熱除去運転期間）で除する、又は②フォールトツリーによる信頼性解析により評価を行っている。 このうち、①で発生頻度を評価している起回事象は「原子炉補機冷却機能喪失」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」であり、これら进行评估する際には、日米で停止中の運用が異なることが考えられることから米国の実績は考慮していない。従って、これらの事象について米国の実績を調査し、起回事象発生頻度評価への適用可能性について検討を行った。</p> <p>2. 対象とした文献及び対象期間 対象文献：EPRI 1003113¹⁾、EPRI 1021176²⁾ 対象期間：1994年以降* ※：EPRI 1003113では、1991年12月に発行されたNUMARC 91-06³⁾によって、事象発生頻度の傾向が1994年以前とそれ以降で大きく減少したことを分析している。また、NUMARC91-06の考え方が定期検査の工程や運転要領書に反映されるのに数年を要したものと想定し、1994年以降の実績をペイズ更新のためのデータとして用いている。 わが国のプラントにおいても、NUMARC91-06の知見を参考にプラント停止時の保安管理を強化した経緯があるため、</p>		<p style="text-align: right;">補足3.1.2. b-2</p> <p>停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について</p> <p>1. はじめに 今回実施した停止時PRAにおいて、起回事象発生頻度を評価するに当たり、国内で発生実績がない起回事象については、①発生件数を0.5件と仮定して国内PWRプラントの停止時間（余熱除去運転期間）で除する、又は②フォールトツリーによる信頼性解析により評価を行っている。 このうち、①で発生頻度を評価している起回事象は「原子炉補機冷却機能喪失」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」であり、これら进行评估する際には、日米で停止中の運用が異なることが考えられることから米国の実績は考慮していない。したがって、これらの事象について米国の実績を調査し、起回事象発生頻度評価への適用可能性について検討を行った。</p> <p>2. 対象とした文献及び対象期間 対象文献：EPRI 1003113¹⁾、EPRI 1021176²⁾ 対象期間：1994年以降* ※：EPRI 1003113では、1991年12月に発行されたNUMARC 91-06³⁾によって、事象発生頻度の傾向が1994年以前とそれ以降で大きく減少したことを分析している。また、NUMARC91-06の考え方が定期検査の工程や運転要領書に反映されるのに数年を要したものと想定し、1994年以降の実績をペイズ更新のためのデータとして用いている。 わが国のプラントにおいても、NUMARC91-06の知見を参考にプラント停止時の保安管理を強化した経緯があるため、</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 ・資料番号の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・PWRの起回事象に関する米国実績についての資料であり、女川には該当する資料が無いことから大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-2 停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1994年以降の実績を調査対象とした。</p> <p>1) EPRI1003113 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)”</p> <p>2) EPRI1021176 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”</p> <p>3) NUMARC 91-06 “Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management”</p> <p>3. 調査結果</p> <p>3.1 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>(1) 発生実績</p> <p>EPRI 1021176によると、1994年～2009年の期間中、停止時の補機冷却水の喪失に近い事象が1件発生している。</p> <p>a. 調査結果事例</p> <p>発生日：2003年4月28日</p> <p>事象の概要：</p> <p>1次冷却材ポンプ戻りライン上のフリーズシールの準備のため原子炉補機冷却水隔離弁を閉止している際に、原子炉補機冷却水ポンプのサーベイランステストを同時に行ったところ、原子炉補機冷却水ポンプの再起動時に圧カスパイクが発生し、逃がし弁が開いた。その逃がし弁は期待されたように閉止せず、原子炉補機冷却水ポンプが停止した時に閉止した。運転員はリークが停止したことに気が付かず、原子炉補機冷却水系統インベントリ喪失に対する手順書に従い残りの原子炉補機冷却水ポンプを停止した。</p> <p>(2) 起回事象発生頻度評価への適用性</p> <p>国内PWRプラントにおいては、原子炉補機冷却水ポンプのサーベイランステストは行わず定期切替を行っており、調査結果事例のような事象が発生するとは考え難いため、起回事象発生頻度評価において米国の実績を統計データとして加えるのは適当でないと判断している。</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</p>		<p>1994年以降の実績を調査対象とした。</p> <p>1) EPRI1003113 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)”</p> <p>2) EPRI1021176 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”</p> <p>3) NUMARC91-06 “Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management”</p> <p>3. 調査結果</p> <p>3.1 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>(1) 発生実績</p> <p>EPRI 1021176によると、1994年～2009年の期間中、停止時の補機冷却水の喪失に近い事象が1件発生している。</p> <p>a. 調査結果事例</p> <p>発生日：2003年4月28日</p> <p>事象の概要：</p> <p>1次冷却材ポンプ戻りライン上のフリーズシールの準備のため原子炉補機冷却水隔離弁を閉止している際に、原子炉補機冷却水ポンプのサーベイランステストを同時に行ったところ、原子炉補機冷却水ポンプの再起動時に圧カスパイクが発生し、逃がし弁が開いた。その逃がし弁は期待されたように閉止せず、原子炉補機冷却水ポンプが停止した時に閉止した。運転員はリークが停止したことに気が付かず、原子炉補機冷却水系統インベントリ喪失に対する手順書に従い残りの原子炉補機冷却水ポンプを停止した。</p> <p>(2) 起回事象発生頻度評価への適用性</p> <p>国内PWRプラントにおいては、原子炉補機冷却水ポンプのサーベイランステストは行わず定期切替を行っており、調査結果事例のような事象が発生するとは考え難いため、起回事象発生頻度評価において米国の実績を統計データとして加えるのは適当でないと判断している。</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</p>	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-2 停止時PRAの起因事象に係る米国実績の調査及び適用性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 発生実績</p> <p>停止時PRAで想定している「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「オーバードレン」、「水位維持失敗」といった冷却材流出事象を起因に炉心露出に至る可能性があった実績を調査した結果、1次冷却系の水位低下が原因で余熱除去機能喪失に至った事例は0件であったが、1次冷却材の流出を止めるために余熱除去系を一時的に隔離した事例は11件あり、これらの事例はいずれもヒューマンエラーや手順書の不備等により発生した事象であることがわかった。</p> <p>調査結果の例を以下に示す。</p> <p>a. 調査結果事例1</p> <p>発生日：1997年2月1日</p> <p>事象の概要：</p> <p>運転停止中において、残留熱除去系からほう酸水貯蔵タンクへ4000ガロン流出し、RCSレベルが5分間で30インチ低下した。原因は、残留熱除去系とほう酸水貯蔵タンク間のバルブを交換した際に、新しいバルブのアクチュエータが設計と逆方向に動作するように取り付けられており、本来「閉」となるべきところ「開」となっていたためであった。なお、水位低下を示す警報は無効となっていた。</p> <p>(参考) 大飯3号炉及び4号炉の状況：</p> <p>機器の点検や交換後においては、当社社員立会いのもと試運転を実施し、動作確認する手順となっている。また、水位低下に関しては警報だけでなくプラント計算機によるブレイアラームも設定されており、点検等、必要時以外に警報がブロックされることはない。 従って、大飯3号炉及び4号炉において同様の事象が発生することは想定しがたい。</p> <p>b. 調査結果事例2</p> <p>発生日：2001年4月2日</p>		<p>(1) 発生実績</p> <p>停止時PRAで想定している「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「オーバードレン」、「水位維持失敗」といった冷却材流出事象を起因に炉心露出に至る可能性があった実績を調査した結果、1次冷却系の水位低下が原因で余熱除去機能喪失に至った事例は0件であったが、1次冷却材の流出を止めるために余熱除去系を一時的に隔離した事例は11件あり、これらの事例はいずれもヒューマンエラーや手順書の不備等により発生した事象であることがわかった。</p> <p>調査結果の例を以下に示す。</p> <p>a. 調査結果事例1</p> <p>発生日：1997年2月1日</p> <p>事象の概要：</p> <p>運転停止中において、残留熱除去系からほう酸水貯蔵タンクへ4000ガロン流出し、RCSレベルが5分間で30インチ低下した。原因は、残留熱除去系とほう酸水貯蔵タンク間のバルブを交換した際に、新しいバルブのアクチュエータが設計と逆方向に動作するように取り付けられており、本来「閉」となるべきところ「開」となっていたためであった。なお、水位低下を示す警報は無効となっていた。</p> <p>(参考) 泊3号炉の状況：</p> <p>機器の点検や交換後においては、当社社員立会いのもと試運転を実施し、動作確認する手順となっている。また、流出による水位低下に関してはRCS水位警報のみならず流出先の水位警報や漏えい警報によっても検知が可能である。 したがって、泊3号炉において同様の事象が発生することは想定しがたい。</p> <p>b. 調査結果事例2</p> <p>発生日：2001年4月2日</p>	<p>【大飯】 ■名称の相違 ・申請プラント (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・泊も実運用として大飯同様プラント計算機によるブレイアラームの設定もしているが、より確実な水位低下の検知が可能と考えられる手段を記載している</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-2 停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>事象の概要：</p> <p>モード4期間中、余熱除去-A系が原子炉停止時冷却系の一部として系統構成され、余熱除去ポンプが起動した後に、余熱除去-B系の安全弁が開となり、余熱除去系が1次冷却材系統から隔離されるまで再閉止しなかった。およそ500ガロンの水が加圧器逃がしタンクへ流出した。</p> <p>原因は、余熱除去ポンプ起動時に、非凝縮性エアポケットの圧縮により圧力変動が起きたこと及び安全弁の設定圧力までほとんど余裕がなかったことであった。</p> <p>(参考) 大飯3号炉及び4号炉の状況：</p> <p>余熱除去系統は水密状態で運転する運用となっているため、手順書どおりの操作がなされていれば空気だまりは発生しないと思われる。</p> <p>また、余熱除去運転開始時は、圧力やポンプの状態等を監視しながら、</p> <p>① 低圧抽出ライン止め弁を開とした後、低圧抽出流量調整弁を徐々に開にし、余熱除去系統を昇圧する</p> <p>② 余熱除去ポンプループ高温側入口止め弁を「開」とし、余熱除去系統の隔離を解除した後、余熱除去ポンプを起動する。</p> <p>③ 余熱除去系統全体をウォーミング</p> <p>という手順で実施される。昇圧時の余熱除去系統の圧力は抽出水圧力制御弁により制御されている。また、余熱除去ポンプループ高温側入口止め弁はインターロックにより1次冷却材圧力2.75MPa以下で「開」が可能となる。いずれの圧力設定も安全弁設定値より十分低い。これらのことから、余熱除去ポンプループ高温側入口止め弁の開操作やポンプの起動等によって余熱除去系統が急激に加圧され、安全弁が開となる事象が発生するとは考えにくい。</p> <p>また、仮にこのような事象が発生しても、安全弁が動作した後に閉固着とならなければ冷却材の漏えいは継続しない。以上から、大飯3号炉及び4号炉において同様の事象は発生しないと考えられる。</p>		<p>事象の概要：</p> <p>モード4期間中、余熱除去-A系が原子炉停止時冷却系の一部として系統構成され、余熱除去ポンプが起動した後に、余熱除去-B系の安全弁が開となり、余熱除去系が1次冷却材系統から隔離されるまで再閉止しなかった。およそ500ガロンの水が加圧器逃がしタンクへ流出した。</p> <p>原因は、余熱除去ポンプ起動時に、非凝縮性エアポケットの圧縮により圧力変動が起きたこと及び安全弁の設定圧力までほとんど余裕がなかったことであった。</p> <p>(参考) 泊3号炉の状況：</p> <p>余熱除去系統は水密状態で運転する運用となっているため、手順書どおりの操作がなされていれば空気だまりは発生しないと思われる。</p> <p>また、余熱除去運転開始時は、圧力やポンプの状態等を監視しながら、</p> <p>① 低圧抽出ライン弁を開とした後、低圧抽出ライン流量調節弁を徐々に開にし、余熱除去系統を昇圧する</p> <p>② 余熱除去ライン入口止め弁を「開」とし、余熱除去系統の隔離を解除した後、余熱除去ポンプを起動する。</p> <p>③ 余熱除去系統全体をウォーミング</p> <p>という手順で実施される。昇圧時の余熱除去系統の圧力は抽出ライン非再生クーラ出口圧力制御弁により制御されている。また、余熱除去ライン入口止め弁はインターロックにより1次冷却材圧力2.75MPa以下で「開」が可能となる。いずれの圧力設定も安全弁設定値より十分低い。これらのことから、余熱除去ライン入口止め弁の開操作やポンプの起動等によって余熱除去系統が急激に加圧され、安全弁が開となる事象が発生するとは考えにくい。</p> <p>また、仮にこのような事象が発生しても、安全弁が動作した後に閉固着とならなければ冷却材の漏えいは継続しない。以上から、泊3号炉において同様の事象は発生しないと考えられる。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧抽出ライン止め弁⇔低圧抽出ライン弁 ・低圧抽出流量調節弁⇔低圧抽出ライン流量調節弁 ・余熱除去ポンプループ高温側入口止め弁⇔余熱除去ライン入口止め弁 ・抽出水圧力制御弁⇔抽出ライン非再生クーラ出口圧力制御弁

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-2 停止時PRAの起回事象に係る米国実績の調査及び適用性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 起回事象発生頻度評価への適用性</p> <p>シナリオとしては国内でも発生しうると考えられる。しかし、停止時の運用（例えば余熱除去系統冷却開始時の手順や、手順書の整備状況等）や、運転員の体制、技量（教育状況）の違いにより、発生頻度の傾向は異なると考えられること、また、上記に関する米国の情報量は十分でなく詳細は不明であり、特に停止時は定期検査の考え方が日米で異なると考えられるため、米国の実績を統計データとして加えるのは適当でないと判断している。</p> <p>4. まとめ</p> <p>プラント停止時における米国の原子炉補機冷却機能喪失事象及び冷却材流出事象を調査した結果、国内では発生していないが米国では発生している事例が確認された。しかし、国内と海外ではプラント停止時の運用や手順が異なるため、米国のプラント停止期間中の実績を国内に適用するのは統計上適切でないと判断される。</p>		<p>(2) 起回事象発生頻度評価への適用性</p> <p>シナリオとしては国内でも発生しうると考えられる。しかし、停止時の運用（例えば余熱除去系統冷却開始時の手順や、手順書の整備状況等）、運転員の体制、技量（教育状況）の違いにより、発生頻度の傾向は異なると考えられること、また、上記に関する米国の情報量は十分でなく詳細は不明であり、特に停止時は定期検査の考え方が日米で異なると考えられるため、米国の実績を統計データとして加えるのは適当でないと判断している。</p> <p>4. まとめ</p> <p>プラント停止時における米国の原子炉補機冷却機能喪失事象及び冷却材流出事象を調査した結果、国内では発生していないが米国では発生している事例が確認された。しかし、国内と海外ではプラント停止時の運用や手順が異なるため、米国のプラント停止期間中の実績を国内に適用するのは統計上適切でないと判断される。</p>	<p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.1.2.b-4</p> <p><u>停止時のLOCAの発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について</u></p> <p>停止時PRA起因事象で評価対象とした冷却材流出事象（LPRM交換時、CRD交換時、RHR切替時、CUWブロー時）の発生頻度については、実績等を用いた算出が困難であるため論理モデルにより算出している。以下にその算出方法を示す。</p> <p>1. LPRM交換時の冷却材流出</p> <p>局部出力領域モニタは全31本あり、これを5年周期で全交換するものと仮定し、1回の定期検査あたり6本が交換されるものとする。</p> <p>局部出力領域モニタの交換作業において、冷却材流出が発生する可能性のある項目について図1に示すイベントツリーを作成し、発生頻度を3.3E-6（/定期検査）と評価した。</p> <p>2. CRD交換時の冷却材流出</p> <p>制御棒駆動系は全137本あり、これを7年周期で全交換するものと仮定し、1回の定期検査あたり20本が交換されるものとする。</p> <p>通常、制御棒駆動機構フランジに支えられている制御棒駆動系本体は、原子炉圧力容器に溶接されている制御棒駆動機構ハウジングに取付けられている。また、制御棒とカップリング状態にある。</p> <p>制御棒駆動系の交換作業において、冷却材流出が発生する可能性のある項目について図2に示すイベントツリーを作成し、発生頻度を5.5E-6（/定期検査）と評価した。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.1.2.b-3</p> <p>オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について</p> <p>停止時PRA起因事象で評価対象としたオーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度については、実績等を用いた算出が困難であるため論理モデルにより算出している。以下にその算出方法を示す。</p> <p>(1) オーバードレン</p> <p>1次系の水抜きによりRCS水位が所定の位置まで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低の警報が発令するも適切なリカバリー操作が実施できず水位低下が継続する確率を、論理モデルによるシステム信頼性解析を用いて算出した。</p> <p>オーバードレンは、図に示す抽出ラインで発生することを想定し、以下のシナリオにより発生するものと仮定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① RCS水位が所定の位置まで低下 ② 事象認知失敗（水位計の読取失敗） ③ ドレン停止操作失敗（抽出流量の調整失敗） ④ 警報発令後の事象認知失敗（警報の検知失敗） ⑤ 警報発令後のドレン停止操作失敗（抽出隔離失敗） <p>・機器故障確率</p> <p>本解析で考慮する機器故障は、抽出ライン上の各空気作動弁の閉失敗である。この故障確率はシステム信頼性解析で使用しているNUCIAで公開されている国内故障率データを使用した。</p> <p>- 空気作動弁の閉失敗：3.2E-04/d</p> <p>・人的過誤確率</p> <p>オーバードレンの操作に係わる人的過誤確率をTHERP手法によ</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇄補足 ■付番の相違 ・資料番号の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・PWRとBWRの設計の相違に伴う評価方針の相違により起因事象が異なる （玄海と同様） （以下、相違理由説明を省略）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>3. RHR切替時の冷却材流出</p> <p>図3にRHR-A原子炉停止時冷却モードの系統概要図を示す。RHR切替時の冷却材流出は、残留熱除去系切替時にメンテナンスから復帰した残留熱除去系により除熱を開始する際に、冷却材流出が発生する事象である。ここで想定する事象は、原子炉停止時冷却モードの取水ラインにより原子炉容器から取水するが、弁を誤操作することで、取水した冷却材の量と等しい量が原子炉容器へ戻らず、原子炉容器内の冷却材が減少する事象である。</p> <p>人的過誤により冷却材が流出する可能性がある弁は、以下の4つの弁である。</p> <div data-bbox="734 507 1299 646" style="border: 1px solid black; height: 87px; width: 252px; margin: 10px 0;"></div> <p>しかし、ミニマムフロー弁以外からの流出は機械的故障とインターロック故障の重畳で発生するため、発生頻度は非常に小さい。このため、ミニマムフロー弁に関する人的過誤のみを評価した。</p> <p>ミニマムフロー弁の閉め忘れあるいはミニマムフロー弁の自動信号の隔離失敗により、RHR切替時の冷却材流出が発生する。この人的過誤確率を算出し、RHR切替時の冷却材流出の発生頻度を2.4E-4(／回)と評価した。</p> <p>4. CUWブロー時の冷却材流出</p> <p>図4に原子炉冷却材浄化系ブロー時の流路図を示す。CUWブロー時の冷却材流出は、CUWブローにより目標水位まで水位を低下した後、原子炉冷却材浄化系ブローライン流量調節弁と原子炉冷却材浄化系ブローライン出口弁、両方の弁の閉め忘れにより発生するものである。</p> <p>原子炉冷却材浄化系ブローライン流量調節弁と原子炉冷却材浄化系ブローライン出口弁、両方の弁の閉め忘れにより発生する人的過誤確率を算出し、CUWブロー時の冷却材流出の発生頻度を8.1E-5(／回)と評価した。</p> <p>起因事象として選定される原子炉冷却材浄化系ブローはPOS-C1に2回、POS-Dに1回あるため、発生頻度は2.4E-4(／定期検査)となる。</p> <div data-bbox="824 1396 1294 1428" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p>り評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 事象認知失敗（水位計の読取失敗）：1.3E-03 - ドレン停止操作失敗（抽出流量の調整失敗）：7.9E-04 - 警報発令後の事象認知失敗（警報の検知失敗）：8.3E-04 - 警報発令後のドレン停止操作失敗（抽出隔離失敗）：8.6E-04 <p>上記データを使用した定量化結果確率は4.1E-06となり、この確率に年あたりのRCS水抜き操作を行う頻度1.0/炉年を乗じたオーバードレンの発生頻度は以下となる。</p> $F_{\text{オーバードレン}} = 4.1E-06 \times 1.0 / \text{炉年} = 4.1E-06 / \text{炉年}$ <p>(2) 水位維持失敗</p> <p>RCS水位が所定のレベルまで到達した後は、充てん流量と低圧抽出流量をバランスさせ、その水位を維持することとなる。この水位維持状態から何らかの原因で水位が低下し、水位計の異常値に気付くも隔離に失敗し、さらに水位が下がり水位低の警報が発令するも適切なカバー操作が実施できず水位低下が継続する確率を、論理モデルによるシステム信頼性解析を用いて算出した。</p> <p>水位維持失敗は、図に示す抽出ラインで発生することを想定し、以下のシナリオにより発生するものと仮定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① RCS水位が所定の位置から低下 ② 事象認知失敗（水位計の読取失敗） ③ ドレン停止操作失敗（抽出流量の調整失敗） ④ 警報発令後の事象認知失敗（警報の検知失敗） ⑤ 警報発令後のドレン停止操作失敗（抽出隔離失敗） <p>本解析で使用した機器故障/人的過誤確率データはオーバードレンと同様であり、定量化結果確率は4.1E-06となり、この確率に年あたりの水位低下事象が発生し得る頻度（保守的に1.0/炉年と仮定）を乗じた水位維持失敗の発生頻度は以下となる。</p> $F_{\text{水位維持失敗}} = 4.1E-06 \times 1.0 / \text{炉年} = 4.1E-06 / \text{炉年}$	

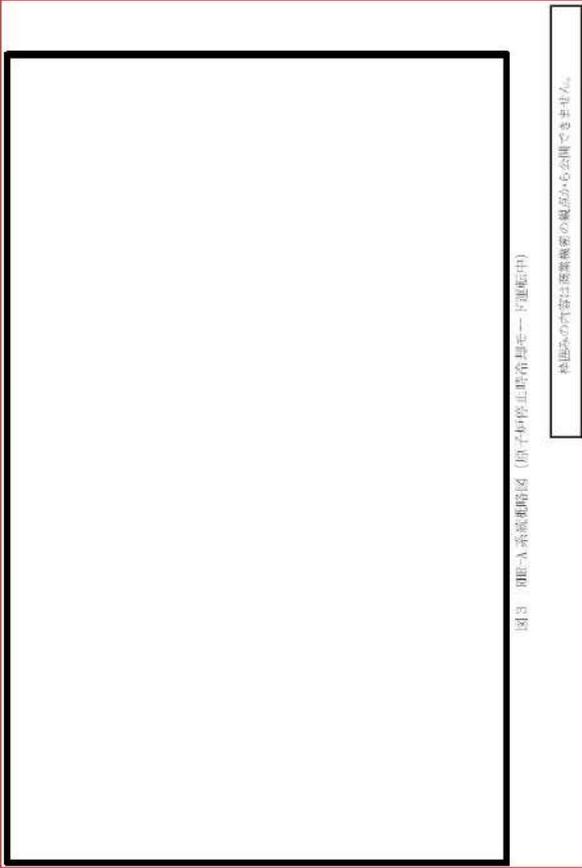
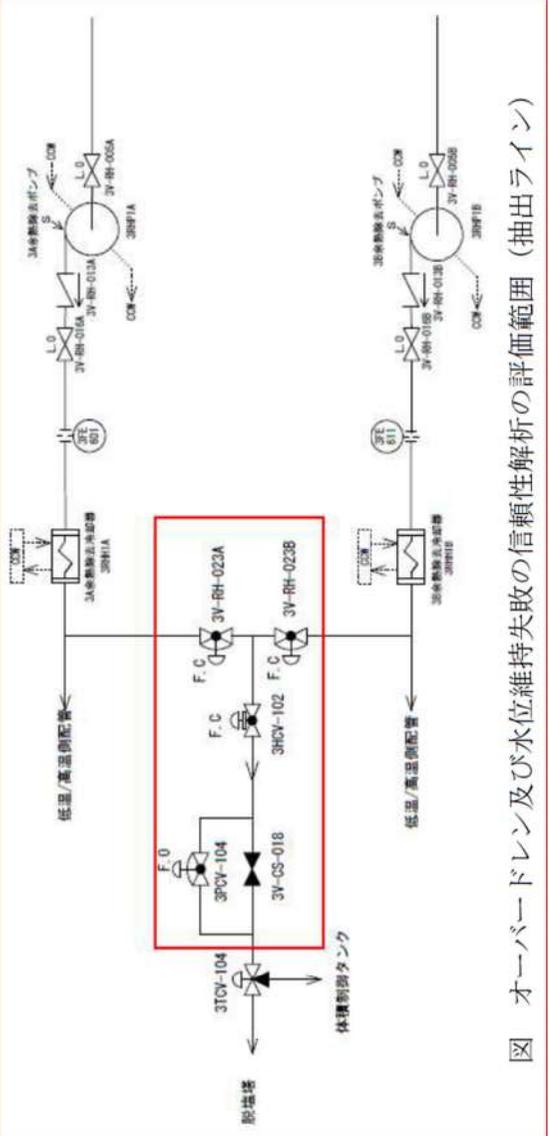
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図1 LPRM交換時の冷却材流出発生頻度のイベントツリー</p> <p>枠囲みの内容は設置機器の観点から公開できません。</p>		

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について

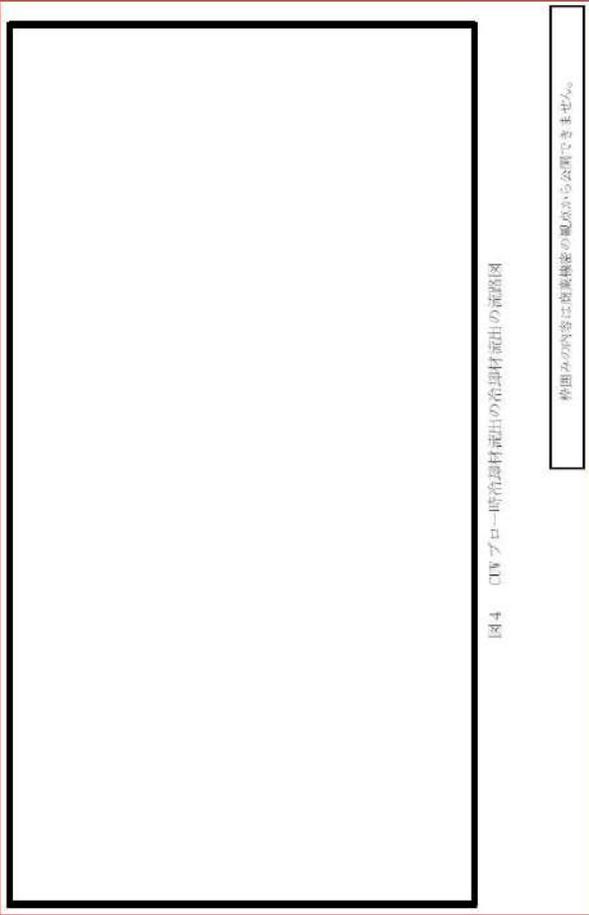
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1220 534 1243 917">図3 3BFC-A系統配管図（原子炉停止時常時モード運転中） 枠部分の内容は添付表の観点から公開できません。</p>	 <p data-bbox="1825 375 1870 1348">図 オーバードレン及び水位維持失敗の信頼性解析の評価範囲（抽出ライン）</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

補足 3.1.2.b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1191 534 1218 912">図4 OWブローワー時圧容器減出の充てん材減出の部図</p> <p data-bbox="1263 352 1290 678">枠内での内容は複製禁止の観点から公開できません。</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2. c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について

玄海発電所1/2号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足19</p> <p style="text-align: center;">崩壊熱を考慮した感度解析について</p> <p>今回の停止時PRAでは、異常察知の診断失敗確率（RHR機能喪失までの時間余裕）として1次冷却材の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が大きいPOS5の時間余裕10分を用い、保守的に全てのPOSに対して一律同じ値を設定したが、実際はPOSごとに崩壊熱及び1次系冷却材インベントリが異なり、RHR機能喪失までの時間余裕が異なることから、これらの影響を感度解析にて確認した。</p> <p>1. 解析条件</p>	<p style="text-align: right;">別紙3.1.2. c-3</p> <p style="text-align: center;">緩和操作に必要な余裕時間等の算定根拠について</p> <p>1. 崩壊熱評価条件</p> <p>発生する崩壊熱の計算には、停止時レベル1学会標準に記載のMay-Wittの式を用いる。また、炉心部には燃料が560体全数装荷されていることとし、使用済燃料プールに保管されている燃料については使用済燃料ラックに貯蔵可能である約2240体が全て貯蔵されていることとする。発生する崩壊熱を評価した結果を表1に示す。</p> <p>上記で算出した崩壊熱の評価に基づき、除熱系緩和設備作動に対する余裕時間及び注水系緩和設備作動に対する余裕時間を算</p>	<p style="text-align: right;">補足3.1.2. c-1</p> <p style="text-align: center;">崩壊熱を考慮した感度解析について</p> <p>今回の停止時PRAでは、診断失敗（余熱除去系を手動起動する手順へのエントリ失敗）の余裕時間として1次冷却材の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が大きいPOS5の時間余裕10分を用い、保守的にすべてのPOSに対して一律同じ値を設定したが、実際はPOSごとに崩壊熱及び1次系冷却材インベントリが異なり、RHR機能喪失までの時間余裕が異なることから、これらの影響を感度解析にて確認した。</p> <p>1. 解析条件</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇄補足 ■付番の相違 ・資料番号の相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 【女川】 ■記載内容の相違 ・女川は各 POS での崩壊熱に応じた余裕時間を設定しており、各 POS での余裕時間算出に使用した条件を本資料に整理している ・泊は最も保守的な評価となる POS5 を想定した余裕時間を設定している。本資料では POS5 以外の各 POS での実際の余裕時間の評価およびその余裕時間を適用した場合の影響を整理しており、同様の評価を行っている最新の先行 PWR プラントである玄海と比較する（着色せず） <p>【玄海】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 補足 3.1.2. c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について

玄海発電所 1 / 2号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																																																																																																							
<p>下表に示す崩壊熱及び1次系冷却材インベントリデータを基に、1次系冷却材が沸騰するまでの時間余裕を算出した。</p> <table border="1" data-bbox="100 279 683 391"> <caption>第1表 解析条件</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>POS 4</th> <th>POS 9</th> <th>POS10</th> <th>POS12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次系冷却材インベントリ(m³)</td> <td>約360</td> <td>約44</td> <td>約360</td> <td>約360</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱[*](kcal/hr)</td> <td>2.07E+07</td> <td>4.48E+06</td> <td>4.12E+06</td> <td>4.05E+06</td> </tr> <tr> <td>余裕時間/沸騰時間(hr)</td> <td>1.5/2.36</td> <td>0.33/0.38</td> <td>1.5/21.6</td> <td>1.5/22.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：ANSI/ANS-5.11に基づく評価値。POS開始時点の崩壊熱とする。</p> <p>得られた時間余裕から、THERPの信頼性曲線を使用してPOSごとに診断失敗確率を設定した。</p> <p>POS 5（前半ミッドループ運転時）の診断失敗確率を適用しているPOS 4、9、10、12に対して、崩壊熱及び1次系冷却材インベントリを考慮した診断失敗確率をそれぞれ設定する。</p> <table border="1" data-bbox="212 726 571 997"> <caption>第2表 各POSにおける診断失敗確率</caption> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>時間余裕 (min)</th> <th>診断失敗確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4</td> <td>90</td> <td>3.0E-06</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>10</td> <td>3.0E-02</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>20</td> <td>3.0E-03</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>90</td> <td>3.0E-06</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>90</td> <td>3.0E-06</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 解析結果</p> <p>解析結果を第3表に示す。緩和策があり診断失敗確率を考慮しているRHRシステムの故障及び外部電源喪失に関する燃料損傷頻度が低下し、全燃料損傷頻度は約5%低下した。しかし、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与率が大半を占めること、POSごとの燃料損傷頻度がPOSの継続時間に依存するという傾向に対する影響はないことが確認できた。</p>		POS 4	POS 9	POS10	POS12	1次系冷却材インベントリ(m ³)	約360	約44	約360	約360	崩壊熱 [*] (kcal/hr)	2.07E+07	4.48E+06	4.12E+06	4.05E+06	余裕時間/沸騰時間(hr)	1.5/2.36	0.33/0.38	1.5/21.6	1.5/22.0	POS	時間余裕 (min)	診断失敗確率	4	90	3.0E-06	5	10	3.0E-02	9	20	3.0E-03	10	90	3.0E-06	12	90	3.0E-06	<p>出した。</p> <p>2. 冷却材初期温度</p> <p>本評価において原子炉冷却材が限度温度になるまでの余裕時間算出式において使用する差温について「差温 $\Delta T = (\text{限界温度} - \text{初期温度}[50^\circ\text{C}])$」として算出している。</p> <p>この際に使用している初期温度[50℃]は、発電所起動停止手順書において主復水器の真空破壊前に原子炉水温度を50℃に維持すると定められていることから、余裕時間算出式に使用する初期温度を50℃と設定している。</p> <table border="1" data-bbox="712 558 1288 869"> <caption>表1 各POSの代表時間における崩壊熱発生量</caption> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>解列からの日数</th> <th>崩壊熱発生量(MWt)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>POS-S</td> <td>0.33(8時間後)</td> <td>20.8</td> </tr> <tr> <td>POS-A1</td> <td>1日後</td> <td>15.2</td> </tr> <tr> <td>POS-A2</td> <td>3日後</td> <td>9.9</td> </tr> <tr> <td>POS-B1</td> <td>5日後</td> <td>8.6</td> </tr> <tr> <td>POS-B2</td> <td>21日後</td> <td>4.6</td> </tr> <tr> <td>POS-C1</td> <td>26日後</td> <td>2.6</td> </tr> <tr> <td>POS-C2</td> <td>39日後</td> <td>2.2</td> </tr> <tr> <td>POS-D</td> <td>41日後</td> <td>2.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上</p>	POS	解列からの日数	崩壊熱発生量(MWt)	POS-S	0.33(8時間後)	20.8	POS-A1	1日後	15.2	POS-A2	3日後	9.9	POS-B1	5日後	8.6	POS-B2	21日後	4.6	POS-C1	26日後	2.6	POS-C2	39日後	2.2	POS-D	41日後	2.1	<p>下表に示す崩壊熱及び1次系冷却材インベントリデータを基に、1次系冷却材が沸騰するまでの時間余裕を算出した。</p> <table border="1" data-bbox="1321 263 1892 422"> <caption>第1表 解析条件</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>POS 4</th> <th>POS 9</th> <th>POS10</th> <th>POS12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次系冷却材保有水量(m³)</td> <td>約286</td> <td>約105</td> <td>約286</td> <td>約286</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱[*](kcal/hr)</td> <td>1.80E+07</td> <td>8.20E+06</td> <td>7.73E+06</td> <td>7.37E+06</td> </tr> <tr> <td>余裕時間/沸騰時間(hr)</td> <td>1.5/2.1</td> <td>0.4/0.5</td> <td>1.5/8.9</td> <td>1.5/9.4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価で使用した崩壊熱テーブルに基づく評価値。POS開始時点の崩壊熱とする。</p> <p>得られた時間余裕から、THERPの信頼性曲線を使用してPOSごとに診断失敗確率を設定した。</p> <p>POS 5（前半ミッドループ運転時）の診断失敗確率を適用しているPOS 4、9、10、12に対して、崩壊熱及び1次系冷却材インベントリを考慮した診断失敗確率をそれぞれ設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1321 726 1892 1029"> <caption>第2表 各POSにおける診断失敗確率</caption> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>時間余裕 (min)</th> <th>診断失敗確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4</td> <td>90</td> <td>3.0E-06</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>10</td> <td>3.0E-02</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>20</td> <td>3.0E-03</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>90</td> <td>3.0E-06</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>90</td> <td>3.0E-06</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 解析結果</p> <p>解析結果を第3表に示す。起因事象の発生に診断失敗確率を考慮している余熱除去機能喪失及び緩和策で診断失敗確率を考慮している外部電源喪失に関する炉心損傷頻度が低下し、全炉心損傷頻度は約5%低下した。しかし、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与率が大半を占めること、POSごとの炉心損傷頻度がPOSの継続時間に依存するという傾向に対する影響はないことが確認できた。</p>		POS 4	POS 9	POS10	POS12	1次系冷却材保有水量(m ³)	約286	約105	約286	約286	崩壊熱 [*] (kcal/hr)	1.80E+07	8.20E+06	7.73E+06	7.37E+06	余裕時間/沸騰時間(hr)	1.5/2.1	0.4/0.5	1.5/8.9	1.5/9.4	POS	時間余裕 (min)	診断失敗確率	4	90	3.0E-06	5	10	3.0E-02	9	20	3.0E-03	10	90	3.0E-06	12	90	3.0E-06	<p>相違理由</p> <p>【玄海】 ■個別評価による相違</p> <p>【玄海】 ■記載方針による相違</p> <p>【玄海】 ■記載表現の相違</p>
	POS 4	POS 9	POS10	POS12																																																																																																						
1次系冷却材インベントリ(m ³)	約360	約44	約360	約360																																																																																																						
崩壊熱 [*] (kcal/hr)	2.07E+07	4.48E+06	4.12E+06	4.05E+06																																																																																																						
余裕時間/沸騰時間(hr)	1.5/2.36	0.33/0.38	1.5/21.6	1.5/22.0																																																																																																						
POS	時間余裕 (min)	診断失敗確率																																																																																																								
4	90	3.0E-06																																																																																																								
5	10	3.0E-02																																																																																																								
9	20	3.0E-03																																																																																																								
10	90	3.0E-06																																																																																																								
12	90	3.0E-06																																																																																																								
POS	解列からの日数	崩壊熱発生量(MWt)																																																																																																								
POS-S	0.33(8時間後)	20.8																																																																																																								
POS-A1	1日後	15.2																																																																																																								
POS-A2	3日後	9.9																																																																																																								
POS-B1	5日後	8.6																																																																																																								
POS-B2	21日後	4.6																																																																																																								
POS-C1	26日後	2.6																																																																																																								
POS-C2	39日後	2.2																																																																																																								
POS-D	41日後	2.1																																																																																																								
	POS 4	POS 9	POS10	POS12																																																																																																						
1次系冷却材保有水量(m ³)	約286	約105	約286	約286																																																																																																						
崩壊熱 [*] (kcal/hr)	1.80E+07	8.20E+06	7.73E+06	7.37E+06																																																																																																						
余裕時間/沸騰時間(hr)	1.5/2.1	0.4/0.5	1.5/8.9	1.5/9.4																																																																																																						
POS	時間余裕 (min)	診断失敗確率																																																																																																								
4	90	3.0E-06																																																																																																								
5	10	3.0E-02																																																																																																								
9	20	3.0E-03																																																																																																								
10	90	3.0E-06																																																																																																								
12	90	3.0E-06																																																																																																								

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について

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

玄海発電所1/2号炉

プラント状態	継続時間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉 補機冷却 機能喪失	反応度の 調整	合計 (/年)
POS4 RHR系による冷却状態① (1次系は沸水状態)	55.4	4.5E-05	-	-	1.1E-06 (3.8E-06)	3.5E-07 (1.3E-06)	1.3E-06	-	4.8E-06 (5.2E-06)
POS5 RHR系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	85.7	7.0E-05	4.1E-06	4.1E-06	5.8E-06 (5.8E-06)	2.0E-06 (2.0E-06)	2.0E-06	-	8.8E-05 (8.8E-05)
POS9 RHR系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	182.0	1.5E-04	4.1E-06	4.1E-06	4.8E-06 (1.2E-05)	1.4E-06 (4.1E-06)	4.2E-06	-	1.7E-04 (1.8E-04)
POS10 RHR系による冷却状態④ (1次系は沸水状態)	30.5	2.5E-05	-	-	6.1E-07 (2.1E-06)	1.9E-07 (7.0E-07)	7.0E-07	-	2.7E-06 (2.8E-06)
POS12 RHR系による冷却状態⑤	89.4	7.3E-05	-	-	1.8E-06 (6.1E-06)	5.6E-07 (2.0E-06)	2.1E-06	-	7.8E-05 (8.3E-05)
POS14 高温停止状態 (ECCS自動起 動信号ブロック解除以降)	70.6	-	-	-	-	-	-	3.1E-08 (3.1E-08)	3.1E-08 (3.1E-08)
合計 (/年)	-	3.6E-04	8.2E-06	8.2E-06	1.4E-05 (3.0E-05)	4.5E-06 (1.0E-05)	1.0E-05	3.1E-08	4.1E-04 (4.3E-04)
比率 (感度解析/ベースケース)	-	1.00	1.00	1.00	0.46	0.45	1.00	1.00	0.95

() はベースケースの燃料損傷頻度 (変更箇所のみ記載)。ベースケースは余裕時間10分とした評価結果。

女川原子力発電所2号炉

() はベースケースの燃料損傷頻度 (変更箇所のみ記載)。ベースケースは余裕時間10分とした評価結果。

泊発電所3号炉

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉補機冷却 機能喪失	反応度の 調整	合計 (/年)
POS4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は沸水状態)	66.0	5.4E-05	-	-	7.3E-07 (3.8E-06)	1.5E-06 (2.6E-06)	1.8E-06	-	5.8E-05 (6.2E-05)
POS5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	121.1	9.9E-05	4.1E-06	4.1E-06	6.9E-06 (7.1E-06)	4.8E-06 (4.8E-06)	2.8E-06	-	1.2E-04 (1.2E-04)
POS9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	172.8	1.4E-04	4.1E-06	4.1E-06	2.7E-06 (1.0E-05)	4.3E-06 (6.9E-06)	4.0E-06	-	1.6E-04 (1.7E-04)
POS10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は沸水状態)	177.2	1.8E-04	-	-	1.9E-06 (1.0E-05)	4.1E-06 (7.1E-06)	4.1E-06	-	1.6E-04 (1.7E-04)
POS12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は沸水状態)	85.3	7.0E-05	-	-	9.2E-07 (5.0E-06)	2.0E-06 (3.4E-06)	2.0E-06	-	7.5E-05 (8.0E-05)
POS14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号 ブロック解除以降)	37.1	-	-	-	-	-	-	3.1E-08 (3.1E-08)	3.1E-08 (3.1E-08)
合計 (/年)	-	5.1E-04	8.2E-06	8.2E-06	1.3E-05 (3.6E-05)	1.7E-05 (2.5E-05)	1.4E-05	3.1E-08	5.7E-04 (6.0E-04)
比率 (感度解析/ベースケース)	-	1.0	1.0	1.0	0.4	0.7	1.0	1.0	0.9

() はベースケースの燃料損傷頻度 (変更箇所のみ記載)。ベースケースは余裕時間10分とした評価結果。

相違理由

【玄海】
 ■個別評価による相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.1.2.d-1</p> <p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー</p> <p>目次</p> <p>1. RHR機能喪失時のイベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ○POS-S 図1-1 ○POS-A1 図1-2 ○POS-A2 図1-3 ○POS-B1 図1-4 ○POS-B2 図1-5 ○POS-C1 図1-6 ○POS-C2 図1-7 ○POS-D 図1-8 <p>2. RCW機能喪失時のイベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ○POS-S 図2-1 ○POS-A1 図2-2 ○POS-A2 図2-3 ○POS-B1 図2-4 ○POS-B2 図2-5 ○POS-C1 図2-6 ○POS-C2 図2-7 ○POS-D 図2-8 <p>3. 外部電源喪失時のイベントツリー</p> <p>3.1 POS-S 図3-1-1</p> <ul style="list-style-type: none"> ○POS-S (外電復旧成功) 図3-1-2 ○POS-S (DG-A, B成功) 図3-1-3 ○POS-S (DG-B失敗) 図3-1-4 ○POS-S (DG-A失敗) 図3-1-5 	<p style="text-align: right;">補足3.1.2.d-1</p> <p style="text-align: center;">泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇔補足 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・申請プラント <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・泊はイベントツリーの数を考慮して目次を作成していない

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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">事故シーケンス</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">燃料損傷（緩和手段なし）</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</div> </div> <p style="text-align: center;">第1.1.2.d-1(a)図 原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失イベントツリー</p>	<p>4. 冷却材流出時のイベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ○RHR切替時 (POS-B2) 図4-1 ○CRD点検時 (POS-B1) 図4-2 ○LPRM点検時 (POS-B1) 図4-3 ○CUWブロー時 (POS-C1) 図4-4 ○CUWブロー時 (POS-D) 図4-5 <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <table border="1" style="font-size: small;"> <thead> <tr> <th>冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>図1-1 RHR機能喪失時のイベントツリー (POS-S)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <table border="1" style="font-size: small;"> <thead> <tr> <th>冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> <th>原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</th> <th>燃料損傷</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>図1-2 RHR機能喪失時のイベントツリー (POS-d1)</p> </div> </div>	冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">事故シーケンス</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">燃料損傷（緩和手段なし）</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;">原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失</div> </div> <p style="text-align: center;">第1図 原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失イベントツリー</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 PWR と BWR の設計の相違に伴う以下の相違によりイベントツリーが異なるため、大飯のイベントツリー（第1.1.2.d-1(a)～(g)と比較する（着色せず）） <ul style="list-style-type: none"> - 起因事象が異なる - 緩和策が異なる - PWR はヘディングが各 POS で同様である（そのため各 POS でイベントツリーの形状は変わらない）
冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷																																		
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																		
冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷	原子炉冷却材圧カバウンダリ機能喪失	燃料損傷																																		
○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
<table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 50%;">事故シーケンス</td> <td style="width: 50%;">燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> <tr> <td style="width: 50%;">水位維持失敗</td> <td style="width: 50%;">水位維持失敗イベントツリー</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第1.1.2.d.1(b)図 水位維持失敗イベントツリー</p>	事故シーケンス	燃料損傷（緩和手段なし）	水位維持失敗	水位維持失敗イベントツリー	<table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 50%;">事故シーケンス</td> <td style="width: 50%;">燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> <tr> <td style="width: 50%;">水位維持失敗</td> <td style="width: 50%;">水位維持失敗イベントツリー</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第2図 水位維持失敗イベントツリー</p>	事故シーケンス	燃料損傷（緩和手段なし）	水位維持失敗	水位維持失敗イベントツリー		
事故シーケンス	燃料損傷（緩和手段なし）										
水位維持失敗	水位維持失敗イベントツリー										
事故シーケンス	燃料損傷（緩和手段なし）										
水位維持失敗	水位維持失敗イベントツリー										

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto;"> <p style="text-align: center;">事故シーケンス</p> <hr/> <p style="text-align: center;">燃料損傷（緩和手段なし）</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto; margin-top: 20px;"> <p style="text-align: center;">オーバードレン</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第 1.1.2.d.1 (c)図 オーバードレンイベントツリー</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: 8px;"> <thead> <tr> <th>内部事象発生時 (C1)</th> <th>システム異常発生時</th> <th>送電系統故障発生時</th> <th>送電系統停止発生時</th> <th>送電</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> </tr> </thead> </table> <p style="text-align: center; font-size: 10px;">図1-6 即時機能喪失時のイベントツリー (POS-C1)</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: 8px;"> <thead> <tr> <th>即時機能喪失時 (C2)</th> <th>システム異常発生時</th> <th>送電系統故障発生時</th> <th>送電系統停止発生時</th> <th>送電</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> </tr> </thead> </table> <p style="text-align: center; font-size: 10px;">図1-7 即時機能喪失時のイベントツリー (POS-C2)</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: 8px;"> <thead> <tr> <th>即時機能喪失時 (C3)</th> <th>システム異常発生時</th> <th>送電系統故障発生時</th> <th>送電系統停止発生時</th> <th>送電</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> <th>発生時</th> </tr> </thead> </table> <p style="text-align: center; font-size: 10px;">図1-8 即時機能喪失時のイベントツリー (POS-D)</p> </div>	内部事象発生時 (C1)	システム異常発生時	送電系統故障発生時	送電系統停止発生時	送電	備考	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	即時機能喪失時 (C2)	システム異常発生時	送電系統故障発生時	送電系統停止発生時	送電	備考	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	即時機能喪失時 (C3)	システム異常発生時	送電系統故障発生時	送電系統停止発生時	送電	備考	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto;"> <p style="text-align: center;">事故シーケンス</p> <hr/> <p style="text-align: center;">燃料損傷（緩和手段なし）</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto; margin-top: 20px;"> <p style="text-align: center;">オーバードレン</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第 3 図 オーバードレンイベントツリー</p>	
内部事象発生時 (C1)	システム異常発生時	送電系統故障発生時	送電系統停止発生時	送電	備考																																		
発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時																																		
即時機能喪失時 (C2)	システム異常発生時	送電系統故障発生時	送電系統停止発生時	送電	備考																																		
発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時																																		
即時機能喪失時 (C3)	システム異常発生時	送電系統故障発生時	送電系統停止発生時	送電	備考																																		
発生時	発生時	発生時	発生時	発生時	発生時																																		

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 50%;">余熱除去機能喪失</td> <td style="width: 50%;">事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第 1.1.2.d.1 (d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー</p>	余熱除去機能喪失	事故シーケンス		燃料損傷（緩和手段なし）	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; font-size: small;"> <tr> <th>図2-1 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-S)</th> <th>図2-2 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-A1)</th> <th>図2-3 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-A2)</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> </div>	図2-1 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-S)	図2-2 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-A1)	図2-3 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-A2)				<table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 50%;">余熱除去機能喪失</td> <td style="width: 50%;">事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料損傷（緩和手段なし）</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第 4 図 余熱除去機能喪失イベントツリー</p>	余熱除去機能喪失	事故シーケンス		燃料損傷（緩和手段なし）	
余熱除去機能喪失	事故シーケンス																
	燃料損傷（緩和手段なし）																
図2-1 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-S)	図2-2 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-A1)	図2-3 RCV機能喪失時のイベントツリー (POS-A2)															
余熱除去機能喪失	事故シーケンス																
	燃料損傷（緩和手段なし）																

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%; text-align: center;">外部電源喪失</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">非常用所内 交流電源</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">余熱除去系に よる冷却</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;"> </td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第 1.1.2.d.1 (e)図 外部電源喪失イベントツリー</p>	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					<p style="text-align: center;">図2-4 B37機能喪失時のイベントツリー (P08-B1)</p> <p style="text-align: center;">図2-5 B37機能喪失時のイベントツリー (P08-B2)</p> <p style="text-align: center;">図2-6 B37機能喪失時のイベントツリー (P08-C1)</p>	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%; text-align: center;">外部電源喪失</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">非常用所内 交流電源</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">余熱除去系 による冷却</td> <td style="width: 25%; text-align: center;">事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;"> </td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第 5 図 外部電源喪失イベントツリー</p>	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					<p style="text-align: center;">相違理由</p>
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																
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																

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 事故シーケンス 燃料損傷（緩和手段なし） </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 原子炉補機冷却機能喪失 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第1.1.2.d.1 (f)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー </div> </div>	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 事故シーケンス 燃料損傷（緩和手段なし） </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 原子炉補機冷却機能喪失 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第6図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー </div> </div>		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 事故シーケンス 燃料損傷（緩和手段なし） </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 反応度の誤投入 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第1.1.2.d.1 (g)図 反応度の誤投入イベントツリー </div> </div>	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 事故シーケンス 燃料損傷（緩和手段なし） </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 反応度の誤投入 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 第7図 反応度の誤投入イベントツリー </div> </div>		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由		
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-1-5 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-S) (DG-A失敗)</th> </tr> <tr> <th>図3-1-6 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-S) (DG-A, B失敗)</th> </tr> </thead> </table>	図3-1-5 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-S) (DG-A失敗)	図3-1-6 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-S) (DG-A, B失敗)		
図3-1-5 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-S) (DG-A失敗)					
図3-1-6 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-S) (DG-A, B失敗)					
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-2-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-AE)</th> </tr> </thead> </table>	図3-2-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-AE)			
図3-2-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-AE)					

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図3-2-2 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (外電復旧成功)</p> <p>図3-2-3 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (DG-A, B成功)</p> <p>図3-2-4 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (DG-B失敗)</p>		

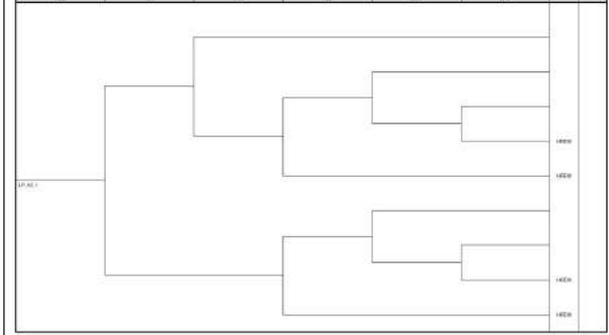
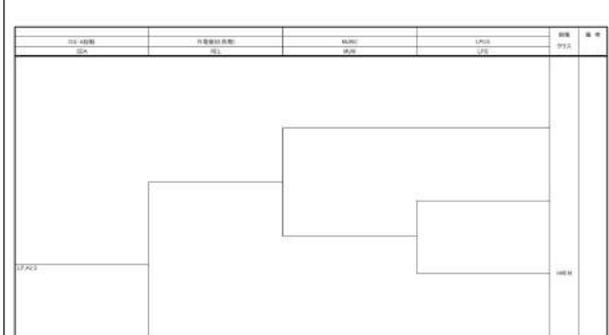
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-2-5 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (IG-A失敗)</th> <th>設備</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>図3-2-5</th> <th>設備</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	図3-2-5 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (IG-A失敗)	設備	備考	図3-2-5	設備	備考					
図3-2-5 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (IG-A失敗)	設備	備考										
図3-2-5	設備	備考										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-2-6 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (IG-A, B失敗)</th> <th>設備</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>図3-2-6</th> <th>設備</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	図3-2-6 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (IG-A, B失敗)	設備	備考	図3-2-6	設備	備考					
図3-2-6 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A1) (IG-A, B失敗)	設備	備考										
図3-2-6	設備	備考										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-3-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A2)</th> <th>設備</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>図3-3-1</th> <th>設備</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	図3-3-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A2)	設備	備考	図3-3-1	設備	備考					
図3-3-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A2)	設備	備考										
図3-3-1	設備	備考										

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p data-bbox="696 169 1305 199">図3-3-2 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A2) (外電復旧成功)</p>  <p data-bbox="696 566 1305 598">図3-3-3 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A2) (BG-A成功)</p>  <p data-bbox="696 965 1305 997">図3-3-4 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-A2) (BG-A失敗)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																						
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源のPRA名</th> <th>イベント発生機序</th> <th>1号機</th> <th>2号機</th> <th>3号機</th> <th>4号機</th> <th>5号機</th> <th>6号機</th> <th>7号機</th> <th>8号機</th> <th>9号機</th> <th>10号機</th> <th>11号機</th> <th>12号機</th> <th>13号機</th> <th>14号機</th> <th>15号機</th> <th>16号機</th> <th>17号機</th> <th>18号機</th> <th>19号機</th> <th>20号機</th> <th>21号機</th> <th>22号機</th> <th>23号機</th> <th>24号機</th> <th>25号機</th> <th>26号機</th> <th>27号機</th> <th>28号機</th> <th>29号機</th> <th>30号機</th> <th>31号機</th> <th>32号機</th> <th>33号機</th> <th>34号機</th> <th>35号機</th> <th>36号機</th> <th>37号機</th> <th>38号機</th> <th>39号機</th> <th>40号機</th> <th>41号機</th> <th>42号機</th> <th>43号機</th> <th>44号機</th> <th>45号機</th> <th>46号機</th> <th>47号機</th> <th>48号機</th> <th>49号機</th> <th>50号機</th> <th>51号機</th> <th>52号機</th> <th>53号機</th> <th>54号機</th> <th>55号機</th> <th>56号機</th> <th>57号機</th> <th>58号機</th> <th>59号機</th> <th>60号機</th> <th>61号機</th> <th>62号機</th> <th>63号機</th> <th>64号機</th> <th>65号機</th> <th>66号機</th> <th>67号機</th> <th>68号機</th> <th>69号機</th> <th>70号機</th> <th>71号機</th> <th>72号機</th> <th>73号機</th> <th>74号機</th> <th>75号機</th> <th>76号機</th> <th>77号機</th> <th>78号機</th> <th>79号機</th> <th>80号機</th> <th>81号機</th> <th>82号機</th> <th>83号機</th> <th>84号機</th> <th>85号機</th> <th>86号機</th> <th>87号機</th> <th>88号機</th> <th>89号機</th> <th>90号機</th> <th>91号機</th> <th>92号機</th> <th>93号機</th> <th>94号機</th> <th>95号機</th> <th>96号機</th> <th>97号機</th> <th>98号機</th> <th>99号機</th> <th>100号機</th> </tr> </thead> </table> <p>図3-4-1 外部電源喪失時のイベントツリー (P05-B1)</p>	外部電源のPRA名	イベント発生機序	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機	8号機	9号機	10号機	11号機	12号機	13号機	14号機	15号機	16号機	17号機	18号機	19号機	20号機	21号機	22号機	23号機	24号機	25号機	26号機	27号機	28号機	29号機	30号機	31号機	32号機	33号機	34号機	35号機	36号機	37号機	38号機	39号機	40号機	41号機	42号機	43号機	44号機	45号機	46号機	47号機	48号機	49号機	50号機	51号機	52号機	53号機	54号機	55号機	56号機	57号機	58号機	59号機	60号機	61号機	62号機	63号機	64号機	65号機	66号機	67号機	68号機	69号機	70号機	71号機	72号機	73号機	74号機	75号機	76号機	77号機	78号機	79号機	80号機	81号機	82号機	83号機	84号機	85号機	86号機	87号機	88号機	89号機	90号機	91号機	92号機	93号機	94号機	95号機	96号機	97号機	98号機	99号機	100号機		
外部電源のPRA名	イベント発生機序	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機	8号機	9号機	10号機	11号機	12号機	13号機	14号機	15号機	16号機	17号機	18号機	19号機	20号機	21号機	22号機	23号機	24号機	25号機	26号機	27号機	28号機	29号機	30号機	31号機	32号機	33号機	34号機	35号機	36号機	37号機	38号機	39号機	40号機	41号機	42号機	43号機	44号機	45号機	46号機	47号機	48号機	49号機	50号機	51号機	52号機	53号機	54号機	55号機	56号機	57号機	58号機	59号機	60号機	61号機	62号機	63号機	64号機	65号機	66号機	67号機	68号機	69号機	70号機	71号機	72号機	73号機	74号機	75号機	76号機	77号機	78号機	79号機	80号機	81号機	82号機	83号機	84号機	85号機	86号機	87号機	88号機	89号機	90号機	91号機	92号機	93号機	94号機	95号機	96号機	97号機	98号機	99号機	100号機				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源のPRA名</th> <th>イベント発生機序</th> <th>1号機</th> <th>2号機</th> <th>3号機</th> <th>4号機</th> <th>5号機</th> <th>6号機</th> <th>7号機</th> <th>8号機</th> <th>9号機</th> <th>10号機</th> <th>11号機</th> <th>12号機</th> <th>13号機</th> <th>14号機</th> <th>15号機</th> <th>16号機</th> <th>17号機</th> <th>18号機</th> <th>19号機</th> <th>20号機</th> <th>21号機</th> <th>22号機</th> <th>23号機</th> <th>24号機</th> <th>25号機</th> <th>26号機</th> <th>27号機</th> <th>28号機</th> <th>29号機</th> <th>30号機</th> <th>31号機</th> <th>32号機</th> <th>33号機</th> <th>34号機</th> <th>35号機</th> <th>36号機</th> <th>37号機</th> <th>38号機</th> <th>39号機</th> <th>40号機</th> <th>41号機</th> <th>42号機</th> <th>43号機</th> <th>44号機</th> <th>45号機</th> <th>46号機</th> <th>47号機</th> <th>48号機</th> <th>49号機</th> <th>50号機</th> <th>51号機</th> <th>52号機</th> <th>53号機</th> <th>54号機</th> <th>55号機</th> <th>56号機</th> <th>57号機</th> <th>58号機</th> <th>59号機</th> <th>60号機</th> <th>61号機</th> <th>62号機</th> <th>63号機</th> <th>64号機</th> <th>65号機</th> <th>66号機</th> <th>67号機</th> <th>68号機</th> <th>69号機</th> <th>70号機</th> <th>71号機</th> <th>72号機</th> <th>73号機</th> <th>74号機</th> <th>75号機</th> <th>76号機</th> <th>77号機</th> <th>78号機</th> <th>79号機</th> <th>80号機</th> <th>81号機</th> <th>82号機</th> <th>83号機</th> <th>84号機</th> <th>85号機</th> <th>86号機</th> <th>87号機</th> <th>88号機</th> <th>89号機</th> <th>90号機</th> <th>91号機</th> <th>92号機</th> <th>93号機</th> <th>94号機</th> <th>95号機</th> <th>96号機</th> <th>97号機</th> <th>98号機</th> <th>99号機</th> <th>100号機</th> </tr> </thead> </table> <p>図3-4-2 外部電源喪失時のイベントツリー (P05-B1) (外電復旧成功)</p>	外部電源のPRA名	イベント発生機序	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機	8号機	9号機	10号機	11号機	12号機	13号機	14号機	15号機	16号機	17号機	18号機	19号機	20号機	21号機	22号機	23号機	24号機	25号機	26号機	27号機	28号機	29号機	30号機	31号機	32号機	33号機	34号機	35号機	36号機	37号機	38号機	39号機	40号機	41号機	42号機	43号機	44号機	45号機	46号機	47号機	48号機	49号機	50号機	51号機	52号機	53号機	54号機	55号機	56号機	57号機	58号機	59号機	60号機	61号機	62号機	63号機	64号機	65号機	66号機	67号機	68号機	69号機	70号機	71号機	72号機	73号機	74号機	75号機	76号機	77号機	78号機	79号機	80号機	81号機	82号機	83号機	84号機	85号機	86号機	87号機	88号機	89号機	90号機	91号機	92号機	93号機	94号機	95号機	96号機	97号機	98号機	99号機	100号機		
外部電源のPRA名	イベント発生機序	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機	8号機	9号機	10号機	11号機	12号機	13号機	14号機	15号機	16号機	17号機	18号機	19号機	20号機	21号機	22号機	23号機	24号機	25号機	26号機	27号機	28号機	29号機	30号機	31号機	32号機	33号機	34号機	35号機	36号機	37号機	38号機	39号機	40号機	41号機	42号機	43号機	44号機	45号機	46号機	47号機	48号機	49号機	50号機	51号機	52号機	53号機	54号機	55号機	56号機	57号機	58号機	59号機	60号機	61号機	62号機	63号機	64号機	65号機	66号機	67号機	68号機	69号機	70号機	71号機	72号機	73号機	74号機	75号機	76号機	77号機	78号機	79号機	80号機	81号機	82号機	83号機	84号機	85号機	86号機	87号機	88号機	89号機	90号機	91号機	92号機	93号機	94号機	95号機	96号機	97号機	98号機	99号機	100号機				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源のPRA名</th> <th>イベント発生機序</th> <th>1号機</th> <th>2号機</th> <th>3号機</th> <th>4号機</th> <th>5号機</th> <th>6号機</th> <th>7号機</th> <th>8号機</th> <th>9号機</th> <th>10号機</th> <th>11号機</th> <th>12号機</th> <th>13号機</th> <th>14号機</th> <th>15号機</th> <th>16号機</th> <th>17号機</th> <th>18号機</th> <th>19号機</th> <th>20号機</th> <th>21号機</th> <th>22号機</th> <th>23号機</th> <th>24号機</th> <th>25号機</th> <th>26号機</th> <th>27号機</th> <th>28号機</th> <th>29号機</th> <th>30号機</th> <th>31号機</th> <th>32号機</th> <th>33号機</th> <th>34号機</th> <th>35号機</th> <th>36号機</th> <th>37号機</th> <th>38号機</th> <th>39号機</th> <th>40号機</th> <th>41号機</th> <th>42号機</th> <th>43号機</th> <th>44号機</th> <th>45号機</th> <th>46号機</th> <th>47号機</th> <th>48号機</th> <th>49号機</th> <th>50号機</th> <th>51号機</th> <th>52号機</th> <th>53号機</th> <th>54号機</th> <th>55号機</th> <th>56号機</th> <th>57号機</th> <th>58号機</th> <th>59号機</th> <th>60号機</th> <th>61号機</th> <th>62号機</th> <th>63号機</th> <th>64号機</th> <th>65号機</th> <th>66号機</th> <th>67号機</th> <th>68号機</th> <th>69号機</th> <th>70号機</th> <th>71号機</th> <th>72号機</th> <th>73号機</th> <th>74号機</th> <th>75号機</th> <th>76号機</th> <th>77号機</th> <th>78号機</th> <th>79号機</th> <th>80号機</th> <th>81号機</th> <th>82号機</th> <th>83号機</th> <th>84号機</th> <th>85号機</th> <th>86号機</th> <th>87号機</th> <th>88号機</th> <th>89号機</th> <th>90号機</th> <th>91号機</th> <th>92号機</th> <th>93号機</th> <th>94号機</th> <th>95号機</th> <th>96号機</th> <th>97号機</th> <th>98号機</th> <th>99号機</th> <th>100号機</th> </tr> </thead> </table> <p>図3-4-3 外部電源喪失時のイベントツリー (P05-B1) (06-A成功)</p>	外部電源のPRA名	イベント発生機序	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機	8号機	9号機	10号機	11号機	12号機	13号機	14号機	15号機	16号機	17号機	18号機	19号機	20号機	21号機	22号機	23号機	24号機	25号機	26号機	27号機	28号機	29号機	30号機	31号機	32号機	33号機	34号機	35号機	36号機	37号機	38号機	39号機	40号機	41号機	42号機	43号機	44号機	45号機	46号機	47号機	48号機	49号機	50号機	51号機	52号機	53号機	54号機	55号機	56号機	57号機	58号機	59号機	60号機	61号機	62号機	63号機	64号機	65号機	66号機	67号機	68号機	69号機	70号機	71号機	72号機	73号機	74号機	75号機	76号機	77号機	78号機	79号機	80号機	81号機	82号機	83号機	84号機	85号機	86号機	87号機	88号機	89号機	90号機	91号機	92号機	93号機	94号機	95号機	96号機	97号機	98号機	99号機	100号機		
外部電源のPRA名	イベント発生機序	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機	8号機	9号機	10号機	11号機	12号機	13号機	14号機	15号機	16号機	17号機	18号機	19号機	20号機	21号機	22号機	23号機	24号機	25号機	26号機	27号機	28号機	29号機	30号機	31号機	32号機	33号機	34号機	35号機	36号機	37号機	38号機	39号機	40号機	41号機	42号機	43号機	44号機	45号機	46号機	47号機	48号機	49号機	50号機	51号機	52号機	53号機	54号機	55号機	56号機	57号機	58号機	59号機	60号機	61号機	62号機	63号機	64号機	65号機	66号機	67号機	68号機	69号機	70号機	71号機	72号機	73号機	74号機	75号機	76号機	77号機	78号機	79号機	80号機	81号機	82号機	83号機	84号機	85号機	86号機	87号機	88号機	89号機	90号機	91号機	92号機	93号機	94号機	95号機	96号機	97号機	98号機	99号機	100号機				

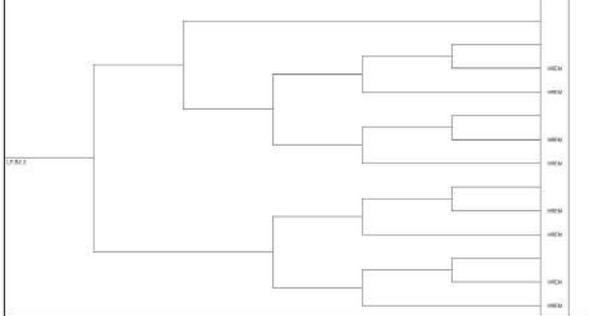
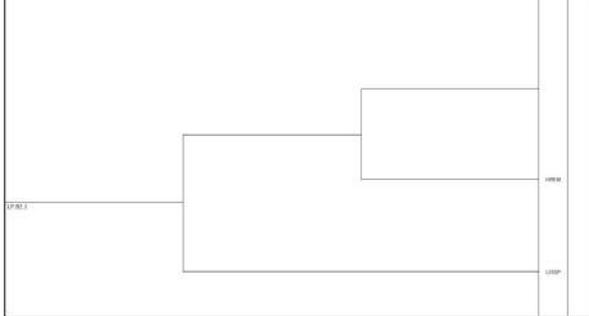
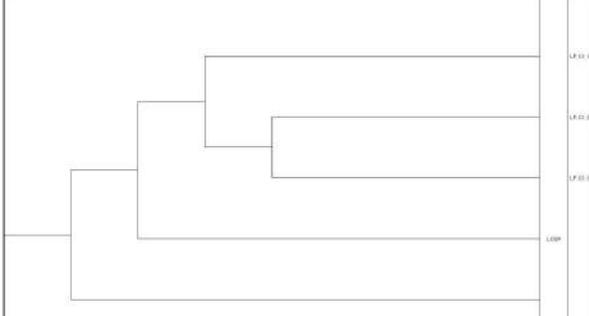
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																												
	<div data-bbox="705 183 1299 539"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> </tr> </thead> </table> <p style="text-align: center;">図2-4-4 外部電源喪失時のイベントツリー (DC-1失敗)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> </tr> </thead> </table> <p style="text-align: center;">図3-5-1 外部電源喪失時のイベントツリー (DC-2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>外部電源喪失時</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> <th>DC</th> </tr> </thead> </table> <p style="text-align: center;">図3-5-2 外部電源喪失時のイベントツリー (DC-2)(外電復旧成功)</p> </div>	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	備考	DC	DC	DC	DC	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	備考	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	備考	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC		
外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	備考																																												
DC	DC	DC	DC																																												
外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	備考																																							
DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC																																							
外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	外部電源喪失時	備考																																							
DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC	DC																																							

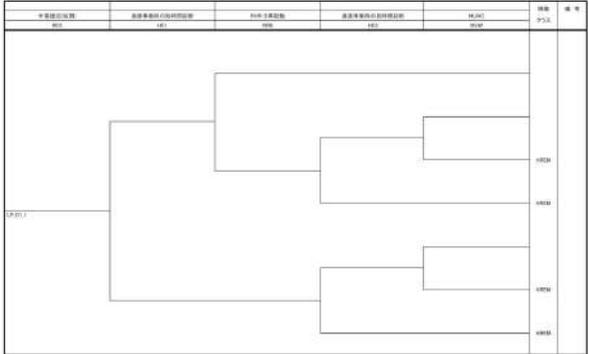
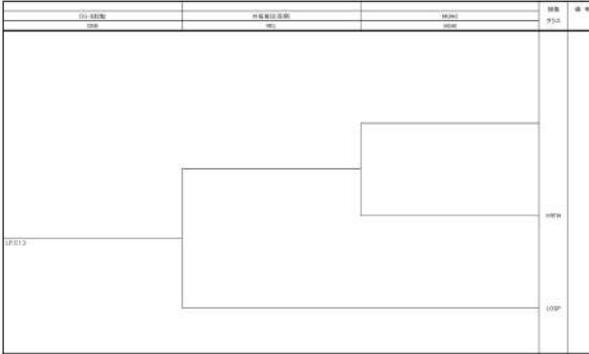
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<table border="1" data-bbox="707 172 1296 523"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>過渡現象発生時</th> <th>炉心冷却系</th> <th>炉心停止</th> <th>過渡現象発生時</th> <th>炉心停止</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> </tr> </thead> </table>  <p data-bbox="846 558 1173 577">図3-5-3 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B2) (D6-B成功)</p> <table border="1" data-bbox="707 595 1296 946"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>過渡現象発生時</th> <th>炉心停止</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> </tr> </thead> </table>  <p data-bbox="846 986 1173 1005">図3-6-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B2) (D6-B失敗)</p> <table border="1" data-bbox="707 1023 1296 1374"> <thead> <tr> <th>外部電源喪失時</th> <th>ポンプ停止時</th> <th>炉心停止</th> <th>炉心冷却系</th> <th>炉心停止</th> <th>炉心冷却系</th> <th>炉心停止</th> <th>炉心冷却系</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> <td>001</td> </tr> </thead> </table>  <p data-bbox="846 1414 1173 1433">図3-6-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-C1) (外電源回復成功)</p>	シナリオ	過渡現象発生時	炉心冷却系	炉心停止	過渡現象発生時	炉心停止	備考	001	001	001	001	001	001	001	シナリオ	過渡現象発生時	炉心停止	備考	001	001	001	001	外部電源喪失時	ポンプ停止時	炉心停止	炉心冷却系	炉心停止	炉心冷却系	炉心停止	炉心冷却系	備考	001	001	001	001	001	001	001	001	001		
シナリオ	過渡現象発生時	炉心冷却系	炉心停止	過渡現象発生時	炉心停止	備考																																					
001	001	001	001	001	001	001																																					
シナリオ	過渡現象発生時	炉心停止	備考																																								
001	001	001	001																																								
外部電源喪失時	ポンプ停止時	炉心停止	炉心冷却系	炉心停止	炉心冷却系	炉心停止	炉心冷却系	備考																																			
001	001	001	001	001	001	001	001	001																																			

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図3-6-2 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-C1) (外電復旧成功)</p>  <p style="text-align: center;">図3-6-3 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-C1) (DG-B成功)</p>  <p style="text-align: center;">図3-6-4 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-C1) (DG-B失敗)</p> 		

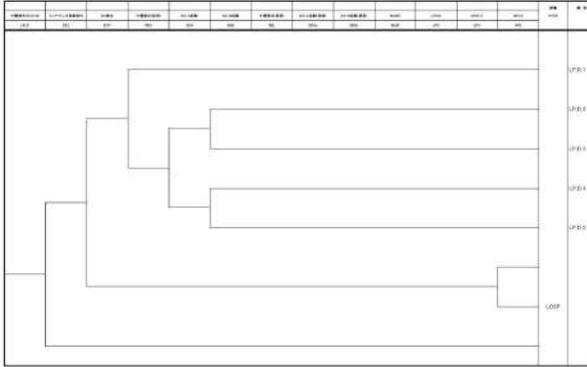
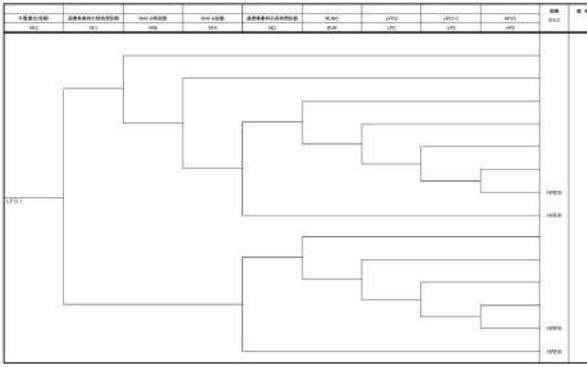
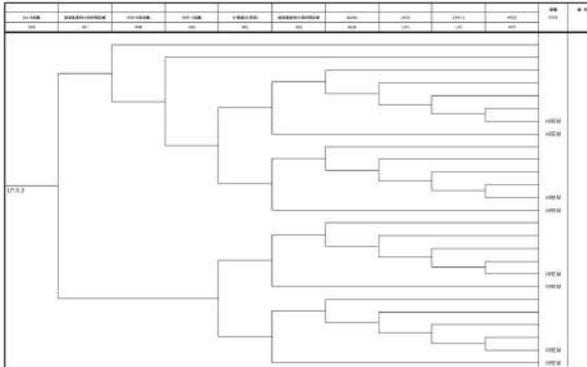
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
	<div data-bbox="707 172 1294 523"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-7-4</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-B失敗)</th> </tr> <tr> <th>図3-7-5</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-A失敗)</th> </tr> <tr> <th>図3-7-6</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-A, B失敗)</th> </tr> </thead> </table> </div>	図3-7-4	外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-B失敗)	図3-7-5	外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-A失敗)	図3-7-6	外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-A, B失敗)		
図3-7-4	外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-B失敗)								
図3-7-5	外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-A失敗)								
図3-7-6	外部電源喪失時のイベントツリー (P08-C2) (DG-A, B失敗)								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図3-8-1 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-D)</p>  <p>図3-8-2 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-D) (外電復旧成功)</p>  <p>図3-8-3 外部電源喪失時のイベントツリー (POS-D) (DG-A, B成功)</p>		

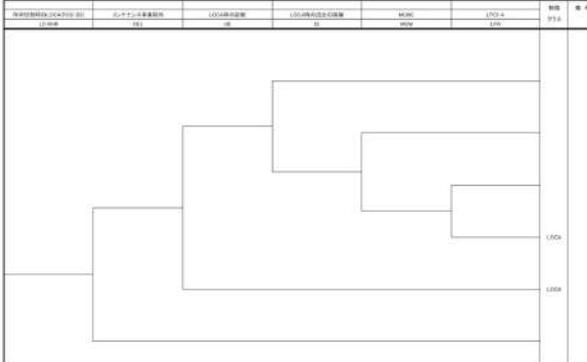
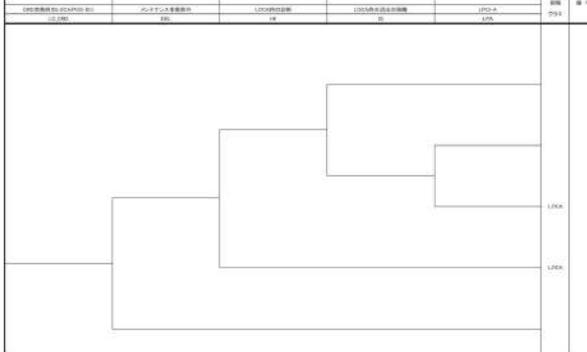
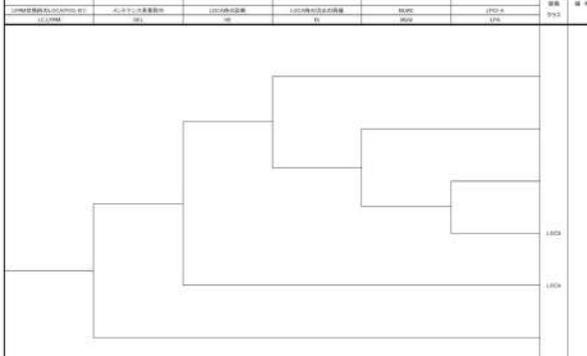
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-8-3</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)</th> <th>図3-8-3</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)</th> </tr> <tr> <th>図3-8-3</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)</th> <th>図3-8-3</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)</th> </tr> </thead> </table>	図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)	図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)		
図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)								
図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)	図3-8-3	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-8-4</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)</th> <th>図3-8-4</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)</th> </tr> <tr> <th>図3-8-4</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)</th> <th>図3-8-4</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)</th> </tr> </thead> </table>	図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)	図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)		
図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)								
図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)	図3-8-4	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-B失敗)								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>図3-8-5</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)</th> <th>図3-8-5</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)</th> </tr> <tr> <th>図3-8-5</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-A失敗)</th> <th>図3-8-5</th> <th>外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-A失敗)</th> </tr> </thead> </table>	図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-A失敗)	図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-A失敗)		
図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)	図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B)								
図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-A失敗)	図3-8-5	外部電源喪失時のイベントツリー (POS-B) (DG-A失敗)								

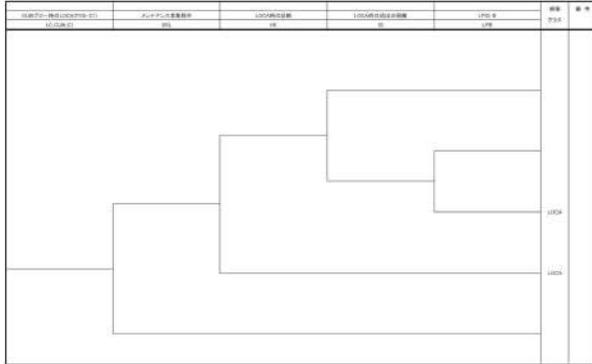
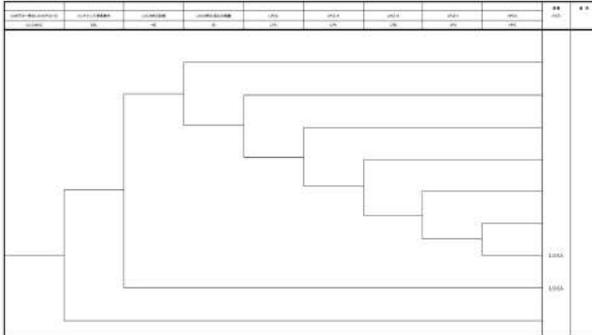
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
			
	<p>図4-1 冷却材流出時のイベントツリー（RHR切替時）（POS-62）</p>		
			
	<p>図4-2 冷却材流出時のイベントツリー（CRD点検時）（POS-81）</p>		
			
	<p>図4-3 冷却材流出時のイベントツリー（EPDM点検時）（POS-111）</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="840 555 1167 577">図4-4 冷却材流出時のイベントツリー（CWブロー時）（P08-C1）</p>  <p data-bbox="840 997 1167 1019">図4-5 冷却材流出時のイベントツリー（CWブロー時）（P08-D）</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.1.2.g-3</p> <p style="text-align: center;"><u>人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について</u></p> <p>停止時PRAにおける人的過誤の評価結果にストレスファクタを記載したものを表1及び表2に示す。</p> <p>停止時PRAにおけるストレスファクタについては、出力運転時と同様の考え方に基づき以下のとおり設定している。</p> <p>1. ストレスレベルの分類</p> <p>ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)では、作業負荷等に応じて、4つのストレスレベルを分類し、それらの対応した補正係数（ストレスファクタ）を評価した。その詳細については、表3に示す。</p> <p>作業負荷が低い場合は注意力が散漫になり、逆に作業負荷が高い場合には人間の通常業務遂行能力の限界に近づいている又は超えている為にタスク遂行の妨害となるため、その作業に対する増倍係数を設定している。また、極端にストレスレベルが高い場合は、情緒的反応が生じるなどタスク遂行に非常に妨害となることから、固定値を用いて評価を実施する。</p> <p>なお、本評価では、異常時の事象の認知や操作方法は訓練されているため、補正係数は「熟練者」の値を選択する。また、運転員の操作内容は手順書に従った段階的操作であることから、各ストレスレベルの「段階的操作」を選択する。</p> <p>2. ストレスファクタの設定の考え方</p> <p>ストレスファクタについては、以下の考え方に基づき設定して</p>	<p style="text-align: right;">補足3.1.2.g-1</p> <p style="text-align: center;">人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について</p> <p>停止時PRAにおける人的過誤の評価結果にストレスファクタを記載したものを第1表から第3表に示す。</p> <p>停止時PRAにおけるストレスファクタについては、出力運転時と同様の考え方に基づき以下のとおり設定している。</p> <p>1. ストレスレベルの分類</p> <p>ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)では、作業負荷等に応じて、4つのストレスレベルを分類し、それらの対応した補正係数（ストレスファクタ）を評価した。その詳細については、第3表に示す。</p> <p>作業負荷が低い場合は注意力が散漫になり、逆に作業負荷が高い場合には人間の通常業務遂行能力の限界に近づいている又は超えている為にタスク遂行の妨害となるため、その作業に対する増倍係数を設定している。</p> <p>2. ストレスファクタの設定の考え方</p> <p>ストレスファクタについては、以下の考え方に基づき設定して</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇔補足 ■付番の相違 ・資料番号の相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は該当する人的過誤が無いことから記載していない（玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>いる。</p> <p>① 起回事象発生前 特に高いストレスには至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定。 なお、起回事象発生後であっても、異常が判明していない段階についてはストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定。</p> <p>② 起回事象発生後 a) 異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定。 b) 異常時の操作において作業負荷に影響すると考えられる事項（余裕時間の長さ、事象進展の厳しさ、外的要因）が加わる場合、ストレスレベル「作業負荷が極度に高い（段階的操作）」のストレスファクタ5を設定。</p> <p>上記の考え方にに基づき、以下のとおりストレスファクタを設定した。</p> <p>(1) 起回事象発生前の人的過誤のストレスファクタ（表1） 起回事象発生前の人的過誤に対して、事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷が</p>	<p>いる。</p> <p>① 起回事象発生前の人的過誤 特に高いストレスには至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定。</p> <p>② 起回事象発生に係わる人的過誤 通常の操作については、特に高いストレスには至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定。 通常の操作に失敗して警報が発令した後の操作については、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定。</p> <p>③ 起回事象発生後の人的過誤 異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定。</p> <p>上記の考え方にに基づき、以下のとおりストレスファクタを設定した。</p> <p>(1) 起回事象発生前の人的過誤のストレスファクタ（第1表） 起回事象発生前の人的過誤に対して、事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷が</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は起回事象発生後に異常が判明していない段階で評価対象となる人的過誤が無いことから記載不要としている</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は起回事象発生に係わる人的過誤を考慮している。（玄海と同様）</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は該当する人的過誤が無いことから記載していない（玄海と同様）</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定した。</p> <p>(2) 起回事象発生後の人的過誤のストレスファクタ（表2）</p> <p>起回事象発生後の人的過誤に対しては、異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、本評価では、基本的にストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。</p> <p>「LOCA時の隔離失敗」は原子炉水位の情報不十分な可能性があり、冷却材が流出していることからストレスレベル「作業負荷が極度に高い（段階的操作）」のストレスファクタ5を設定した。</p> <p>「注水系の手動起動失敗」は崩壊熱除去システムが機能喪失しており、事象が進展していることから、「除熱系の手動起動失敗」より高いストレスと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が極度に高い（段階的操作）」のストレスファクタ5を設定した。</p> <p>なお、「除熱の必要性に対する診断失敗」などの事象に対する診断失敗は、起回事象の発生後であるが、原子炉の異常が判明していない段階での診断であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定した。</p> <p>(2) 起回事象発生に係わる人的過誤のストレスファクタ（第2表）</p> <p>起回事象発生に係わる人的過誤のうち、通常時の操作については、事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷が適度（段階的操作）」のストレスファクタ1を設定した。</p> <p>起回事象発生に係わる人的過誤のうち、通常時の操作に失敗して警報が発令した後の操作については、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、本評価では、ストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。</p> <p>(3) 起回事象発生後の人的過誤のストレスファクタ（第3表）</p> <p>起回事象発生後の操作失敗に対しては、異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、本評価では、基本的にストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。</p> <p>なお、起回事象発生後の診断過誤に対してはストレスファクタは設定していない（起回事象発生後の診断過誤の過誤確率及びEFは、NUREG/CR-1278に記載されている固定値を設定する手法を採用したため）。</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は起回事象発生に係わる人的過誤を考慮している（玄海と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は該当する人的過誤がないことから記載していない（玄海と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は診断過誤についてはNUREGに記載の固定値を設定している</p> <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
	<p style="text-align: center;">表1 起因事象発生前の人的過誤のストレスファクタ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>起因事象発生前の人的過誤</th> <th>ストレスファクタ</th> <th>過誤確率(平均値)</th> <th>EF</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手動弁の開け忘れ・閉め忘れ</td> <td>1</td> <td>4.0E-01</td> <td>5</td> <td>事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定</td> </tr> </tbody> </table>	起因事象発生前の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率(平均値)	EF	備考	手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	1	4.0E-01	5	事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定	<p style="text-align: center;">表1 起因事象発生前の人的過誤のストレスファクタ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>起因事象発生前の人的過誤</th> <th>ストレスファクタ</th> <th>過誤確率(平均値)</th> <th>EF</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>弁/ダンプの操作忘れ</td> <td>1</td> <td>1.0E-02</td> <td>30</td> <td>事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定</td> </tr> </tbody> </table>	起因事象発生前の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率(平均値)	EF	備考	弁/ダンプの操作忘れ	1	1.0E-02	30	事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p>
起因事象発生前の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率(平均値)	EF	備考																			
手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	1	4.0E-01	5	事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定																			
起因事象発生前の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率(平均値)	EF	備考																			
弁/ダンプの操作忘れ	1	1.0E-02	30	事故が発生していないときの操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定																			

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
		<p style="text-align: center;">第2表 起因事象発生に係わる人的過誤のストレスファクタ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象発生後の人的過誤</th> <th>ストレスファクタ</th> <th>過誤確率(平均値)</th> <th>EF</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水位計の読取失敗</td> <td>1</td> <td>1.3E-03</td> <td>4</td> <td>ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定</td> </tr> <tr> <td>ドレン停止操作失敗</td> <td>1</td> <td>7.9E-04</td> <td>7</td> <td></td> </tr> <tr> <td>警報発令後の事象認知失敗</td> <td>2</td> <td>8.3E-04</td> <td>4</td> <td>ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作に失敗して警報が発令した後の操作であり、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定</td> </tr> <tr> <td>警報発令後のドレン停止操作失敗</td> <td>2</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ほう酸濃度読取失敗</td> <td>1</td> <td>6.4E-05</td> <td>6</td> <td>プラント起動時に目標レベルまでほう酸濃度を希釈する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定</td> </tr> <tr> <td>希釈量の算出失敗</td> <td>1</td> <td>1.6E-04</td> <td>8</td> <td></td> </tr> <tr> <td>希釈量の設定失敗</td> <td>1</td> <td>1.7E-05</td> <td>18</td> <td></td> </tr> <tr> <td>状態監視失敗</td> <td>1</td> <td>8.0E-05</td> <td>5</td> <td></td> </tr> <tr> <td>希釈停止失敗</td> <td>1</td> <td>5.0E-05</td> <td>9</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率(平均値)	EF	備考	水位計の読取失敗	1	1.3E-03	4	ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定	ドレン停止操作失敗	1	7.9E-04	7		警報発令後の事象認知失敗	2	8.3E-04	4	ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作に失敗して警報が発令した後の操作であり、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定	警報発令後のドレン停止操作失敗	2	8.6E-04	8		ほう酸濃度読取失敗	1	6.4E-05	6	プラント起動時に目標レベルまでほう酸濃度を希釈する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定	希釈量の算出失敗	1	1.6E-04	8		希釈量の設定失敗	1	1.7E-05	18		状態監視失敗	1	8.0E-05	5		希釈停止失敗	1	5.0E-05	9		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は起因事象発生に係わる人的過誤についてストレスファクタを評価している
起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率(平均値)	EF	備考																																																	
水位計の読取失敗	1	1.3E-03	4	ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定																																																	
ドレン停止操作失敗	1	7.9E-04	7																																																		
警報発令後の事象認知失敗	2	8.3E-04	4	ミッドループ運転の目標水位に到達した際に水抜きを停止する通常の操作に失敗して警報が発令した後の操作であり、異常時の操作となり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定																																																	
警報発令後のドレン停止操作失敗	2	8.6E-04	8																																																		
ほう酸濃度読取失敗	1	6.4E-05	6	プラント起動時に目標レベルまでほう酸濃度を希釈する通常の操作であり、特に高いストレスには至らないため、ストレスファクタ1を設定																																																	
希釈量の算出失敗	1	1.6E-04	8																																																		
希釈量の設定失敗	1	1.7E-05	18																																																		
状態監視失敗	1	8.0E-05	5																																																		
希釈停止失敗	1	5.0E-05	9																																																		

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																				
<p>表2 起因事象発生後の人的過誤のストレスファクタ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">起因事象発生後の人的過誤</th> <th colspan="2">ストレスファクタ</th> <th rowspan="2">過誤確率 (平均値)</th> <th rowspan="2">EF</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>認知失敗</th> <th>操作失敗</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>除熱の必要性に対する 診断失敗</td> <td>1</td> <td>—</td> <td rowspan="2">第3.1.2.g-1表参照</td> <td rowspan="2">26</td> <td rowspan="6">原子炉の異常が判明していない段階での診断であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、ストレスファクタ1を設定</td> </tr> <tr> <td>注水の必要性に対する 診断失敗</td> <td>1</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>LOCA時の診断失敗</td> <td>1</td> <td>—</td> <td>7.1E-07</td> </tr> <tr> <td>除熱系の手動起動失敗</td> <td>—</td> <td>2</td> <td>5.3E-05</td> <td>異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定</td> </tr> <tr> <td>LOCA時の隔離失敗</td> <td>—</td> <td>5</td> <td>8.3E-06</td> <td>LOCAが発生後の操作であり、余裕時間が短く、事象進展が厳しいことから、ストレスファクタ5を設定</td> </tr> <tr> <td>注水系の手動起動失敗</td> <td>—</td> <td>5</td> <td>3.5E-04</td> <td>LOCA時の注水操作については、余裕時間が短く、事象進展が厳しいことから、ストレスファクタ5を設定した。なお、本評価では、その他の起因事象の場合の注水操作も保守的にストレスファクタ5を設定</td> </tr> </tbody> </table>		起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ		過誤確率 (平均値)	EF	備考	認知失敗	操作失敗	除熱の必要性に対する 診断失敗	1	—	第3.1.2.g-1表参照	26	原子炉の異常が判明していない段階での診断であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、ストレスファクタ1を設定	注水の必要性に対する 診断失敗	1	—	LOCA時の診断失敗	1	—	7.1E-07	除熱系の手動起動失敗	—	2	5.3E-05	異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定	LOCA時の隔離失敗	—	5	8.3E-06	LOCAが発生後の操作であり、余裕時間が短く、事象進展が厳しいことから、ストレスファクタ5を設定	注水系の手動起動失敗	—	5	3.5E-04	LOCA時の注水操作については、余裕時間が短く、事象進展が厳しいことから、ストレスファクタ5を設定した。なお、本評価では、その他の起因事象の場合の注水操作も保守的にストレスファクタ5を設定	<p>表3 起因事象発生後の人的過誤のストレスファクタ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象発生後の人的過誤</th> <th>ストレスファクタ</th> <th>過誤確率 (平均値)</th> <th>EF</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象発生後の診断失敗</td> <td>—</td> <td>3.0E-02</td> <td>10</td> <td>ストレスファクタは設定していない。 (起因事象発生後の診断過誤の過誤確率及びEFは、NUREG/CR-1278に記載されている固定値を設定する手法を採用)</td> </tr> <tr> <td>弁/補機の操作失敗</td> <td>2</td> <td>1.0E-03</td> <td>30</td> <td>異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定</td> </tr> </tbody> </table>		起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率 (平均値)	EF	備考	起因事象発生後の診断失敗	—	3.0E-02	10	ストレスファクタは設定していない。 (起因事象発生後の診断過誤の過誤確率及びEFは、NUREG/CR-1278に記載されている固定値を設定する手法を採用)	弁/補機の操作失敗	2	1.0E-03	30	異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定	<p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p>
起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ		過誤確率 (平均値)	EF				備考																																															
	認知失敗	操作失敗																																																					
除熱の必要性に対する 診断失敗	1	—	第3.1.2.g-1表参照	26	原子炉の異常が判明していない段階での診断であり、特に高いストレスは発生していないと考えられるため、ストレスファクタ1を設定																																																		
注水の必要性に対する 診断失敗	1	—																																																					
LOCA時の診断失敗	1	—	7.1E-07																																																				
除熱系の手動起動失敗	—	2	5.3E-05	異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定																																																			
LOCA時の隔離失敗	—	5	8.3E-06	LOCAが発生後の操作であり、余裕時間が短く、事象進展が厳しいことから、ストレスファクタ5を設定																																																			
注水系の手動起動失敗	—	5	3.5E-04	LOCA時の注水操作については、余裕時間が短く、事象進展が厳しいことから、ストレスファクタ5を設定した。なお、本評価では、その他の起因事象の場合の注水操作も保守的にストレスファクタ5を設定																																																			
起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率 (平均値)	EF	備考																																																			
起因事象発生後の診断失敗	—	3.0E-02	10	ストレスファクタは設定していない。 (起因事象発生後の診断過誤の過誤確率及びEFは、NUREG/CR-1278に記載されている固定値を設定する手法を採用)																																																			
弁/補機の操作失敗	2	1.0E-03	30	異常時の操作であり、操作員のストレスが高いと考えられるため、ストレスファクタ2を設定																																																			

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																								
	<p>表3 ストレスと熟練度による補正係数[※]</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">ストレスレベル</th> <th colspan="2">HEPsの増倍係数</th> </tr> <tr> <th>熟練者</th> <th>熟練度の低い者</th> <th>熟練者</th> <th>熟練度の低い者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 作業負荷が大変低い</td> <td>×2</td> <td>×2</td> <td>×2</td> <td>×2</td> </tr> <tr> <td>2. 作業負荷が適度 (段階的操作)</td> <td>×1</td> <td>×1</td> <td>×1</td> <td>×1</td> </tr> <tr> <td>3. 作業負荷が適度 (動的操作)</td> <td>×1</td> <td>×2</td> <td>×1</td> <td>×2</td> </tr> <tr> <td>4. 作業負荷がやや高い (段階的操作)</td> <td>×2</td> <td>×4</td> <td>×2</td> <td>×4</td> </tr> <tr> <td>5. 作業負荷がやや高い (動的操作)</td> <td>×5</td> <td>×10</td> <td>×5</td> <td>×10</td> </tr> <tr> <td>6. 作業負荷が極度に高い (段階的操作)</td> <td>×5</td> <td>×10</td> <td>×5</td> <td>×10</td> </tr> <tr> <td>7. 作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)</td> <td>0.25 (EF=5)</td> <td>0.50 (EF=5)</td> <td>0.25 (EF=5)</td> <td>0.50 (EF=5)</td> </tr> </tbody> </table> <p>極度にストレスレベルが高い場合は、増倍係数ではなく、複数のクルーを対象とした固定値を用いる</p> <p>※原子力発電所の停止状態を対象とした確率的な安全評価に関する実施基準（レベル1 PSA編）：2010 表L.4より</p>	項目	ストレスレベル		HEPsの増倍係数		熟練者	熟練度の低い者	熟練者	熟練度の低い者	1. 作業負荷が大変低い	×2	×2	×2	×2	2. 作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1	×1	×1	3. 作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2	×1	×2	4. 作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4	×2	×4	5. 作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10	×5	×10	6. 作業負荷が極度に高い (段階的操作)	×5	×10	×5	×10	7. 作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)	<p>表4 ストレスと熟練度による補正係数[※]</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">ストレスレベル</th> <th colspan="2">HEPsの増倍係数</th> </tr> <tr> <th>熟練者</th> <th>熟練度の低い者</th> <th>熟練者</th> <th>熟練度の低い者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 作業負荷が大変低い</td> <td>×2</td> <td>×2</td> <td>×2</td> <td>×2</td> </tr> <tr> <td>2. 作業負荷が適度 (段階的操作)</td> <td>×1</td> <td>×1</td> <td>×1</td> <td>×1</td> </tr> <tr> <td>3. 作業負荷が適度 (動的操作)</td> <td>×1</td> <td>×2</td> <td>×1</td> <td>×2</td> </tr> <tr> <td>4. 作業負荷がやや高い (段階的操作)</td> <td>×2</td> <td>×4</td> <td>×2</td> <td>×4</td> </tr> <tr> <td>5. 作業負荷がやや高い (動的操作)</td> <td>×5</td> <td>×10</td> <td>×5</td> <td>×10</td> </tr> <tr> <td>6. 作業負荷が極度に高い (段階的操作)</td> <td>×5</td> <td>×10</td> <td>×5</td> <td>×10</td> </tr> <tr> <td>7. 作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)</td> <td>0.25 (EF=5)</td> <td>0.50 (EF=5)</td> <td>0.25 (EF=5)</td> <td>0.50 (EF=5)</td> </tr> </tbody> </table> <p>極度にストレス・レベルが高い場合は、増倍係数ではなく、複数のクルーを対象とした固定値を用いる。</p> <p>※原子力発電所の停止状態を対象とした確率的な安全評価に関する実施基準（レベル1 PSA編）：2010 表I.4より</p>	項目	ストレスレベル		HEPsの増倍係数		熟練者	熟練度の低い者	熟練者	熟練度の低い者	1. 作業負荷が大変低い	×2	×2	×2	×2	2. 作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1	×1	×1	3. 作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2	×1	×2	4. 作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4	×2	×4	5. 作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10	×5	×10	6. 作業負荷が極度に高い (段階的操作)	×5	×10	×5	×10	7. 作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)	<p>【女川】 ■ 記載表現の相違</p>
項目	ストレスレベル		HEPsの増倍係数																																																																																								
	熟練者	熟練度の低い者	熟練者	熟練度の低い者																																																																																							
1. 作業負荷が大変低い	×2	×2	×2	×2																																																																																							
2. 作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1	×1	×1																																																																																							
3. 作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2	×1	×2																																																																																							
4. 作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4	×2	×4																																																																																							
5. 作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10	×5	×10																																																																																							
6. 作業負荷が極度に高い (段階的操作)	×5	×10	×5	×10																																																																																							
7. 作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)																																																																																							
項目	ストレスレベル		HEPsの増倍係数																																																																																								
	熟練者	熟練度の低い者	熟練者	熟練度の低い者																																																																																							
1. 作業負荷が大変低い	×2	×2	×2	×2																																																																																							
2. 作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1	×1	×1																																																																																							
3. 作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2	×1	×2																																																																																							
4. 作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4	×2	×4																																																																																							
5. 作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10	×5	×10																																																																																							
6. 作業負荷が極度に高い (段階的操作)	×5	×10	×5	×10																																																																																							
7. 作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)	0.25 (EF=5)	0.50 (EF=5)																																																																																							

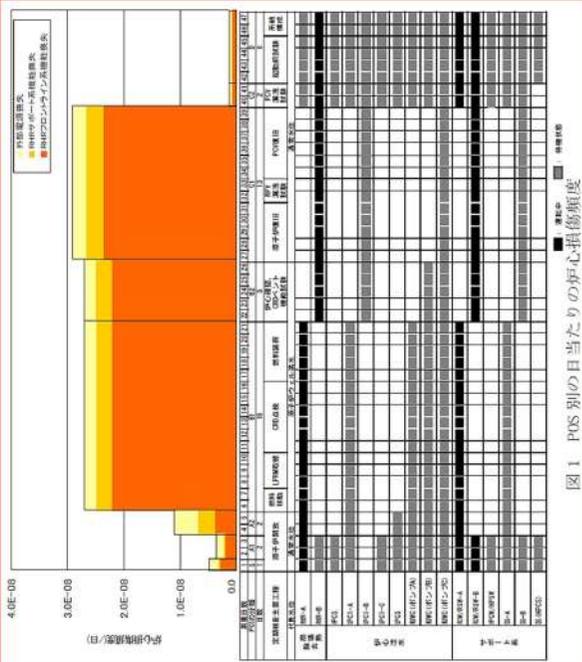
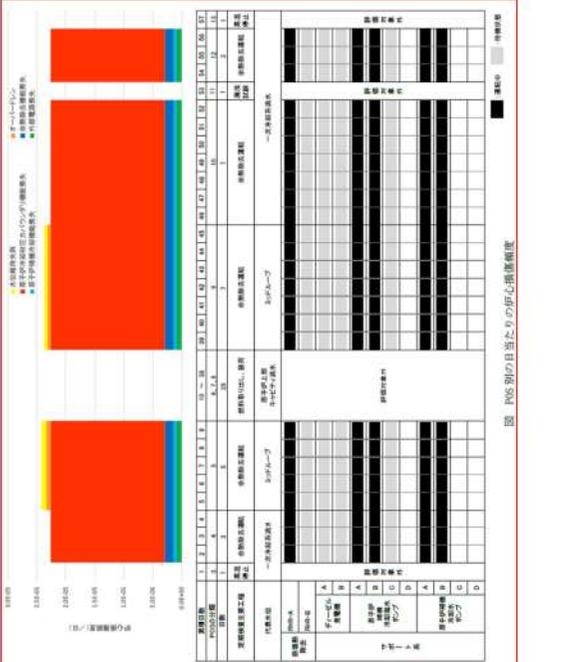
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.h-1 POS別の炉心損傷頻度（日当たり）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.1.2.h-1</p> <p style="text-align: center;"><u>POS別の炉心損傷頻度（日当たり）について</u></p> <p>本評価における、POS別の日当たりの炉心損傷頻度を図1に示す。 POS別の日当たりの炉心損傷頻度では、非常用炉心冷却系等の緩和系が待機除外となり、期待できる緩和系が残留熱除去系と復水補給水系のみであるPOS-B1、POS-B2、POS-C1の全体に占める割合が高い。</p> <p>また、起因事象別の日当たり炉心損傷頻度の内訳においては、起因事象発生頻度が高いRHRフロントライン系機能喪失の寄与が大きくなっている。</p> <p>なお、停止時のLOCA（CUWブロー時のLOCA、RHR切替時のLOCA、CRD交換時のLOCA、LPRM交換時のLOCA）については、他の起因事象に比べ炉心損傷頻度が小さいこと及び定期検査中の頻度の観点から、図示していない。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.1.2.h-1</p> <p style="text-align: center;">POS別の炉心損傷頻度（日当たり）について</p> <p>本評価における、POS別の日当たりの炉心損傷頻度を図に示す。 POS別の日当たりの炉心損傷頻度では、オーバードレンと水位維持失敗を評価対象としているPOS5、POS9の炉心損傷頻度が、オーバードレンと水位維持失敗を評価対象としていないPOS4、POS10、POS12に比べて高くなっている。</p> <p>また、起因事象別の日当たり炉心損傷頻度の内訳においては、起因事象発生後の緩和策に期待していない、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が大きくなっている。</p> <p>なお、高温停止中（POS3、POS11、POS13）と燃料取替期間中（POS6、POS7、POS8）は評価対象外のため図示していない。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇄補足 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 3.1.2.h-1 POS別の炉心損傷頻度（日当たり）について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図1 POS別の炉心損傷頻度</p>	 <p>図2 POS別の炉心損傷頻度</p>	<p>【女川】 ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 補足 3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.1.2.h-2</p> <p style="text-align: center;"><u>システム信頼性解析の結果について</u></p> <p>女川2号炉停止時PRAにおけるシステム信頼性評価結果について表1に示す。以下に、①「外部電源喪失以外」及び②「外部電源喪失」の起回事象における、代表的なFTの非信頼度の差の要因を述べる。</p> <p>1. 外部電源喪失時に非信頼度が増加しているシステム</p> <p>(1) 高圧炉心スプレイ系</p> <p>①非信頼度：1.8 × 10⁻³ システムの状態：待機中 電源として外部電源及びHPCS-D/Gが使用可能</p> <p>②非信頼度：5.7 × 10⁻³ システムの状態：待機中 電源としてHPCS-D/Gのみ使用可能</p> <p>【差とその要因】 高圧炉心スプレイ系起動のための電源状態の違いにより非信頼度に差が生じている。HPCS-D/Gのみが使用可能である②では、外部電源及びHPCS-D/Gが使用可能である①に比べて非信頼度が高い値となる。</p> <p>(2) 復水補給水系</p> <p>①非信頼度：3.5 × 10⁻⁴ システムの状態：ポンプ1台運転、2台待機中</p> <p>②非信頼度：3.7 × 10⁻⁴ システムの状態：ポンプ1台停止、2台待機中</p> <p>【差とその要因】 復水補給水系ポンプの運転状態の違いにより非信頼度に差が生じている。②では、ポンプ起動失敗がシステムの機能喪失要因として加わるため、①に比べ非信頼度が高い値となる。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.1.2.h-2</p> <p style="text-align: center;"><u>システム信頼性解析の結果について</u></p> <p>泊3号炉停止時PRAにおけるシステム信頼性評価結果について、以下に、①「外部電源喪失以外」及び②「外部電源喪失」の起回事象における、代表的なFTの非信頼度の差の要因を述べる。</p> <p>1. 外部電源喪失時に非信頼度が増加しているシステム</p> <p>(1) 余熱除去系による冷却</p> <p>①非信頼度：3.6 × 10⁻² システムの状態：待機中 電源として外部電源及びディーゼル発電機が使用可能</p> <p>②非信頼度：7.1 × 10⁻² システムの状態：待機中 電源としてディーゼル発電機のみ使用可能</p> <p>【差とその要因】 余熱除去系の運転/待機状態及び電源状態の違いにより非信頼度に差が生じている。A系及びB系による冷却に期待可能な②はB系のみによる冷却に期待可能な①に比べて非信頼度が減少する一方、ディーゼル発電機のみが使用可能である②は外部電源及びディーゼル発電機が使用可能である①に比べて非信頼度が増加する。結果として全体としては非信頼度が増加する。 なお、①は運転中のA系が故障し待機中のB系の冷却にも失敗することで発生する起回事象「余熱除去機能喪失」の評価において考慮しているシステムである。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇔補足 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・申請プラント ■記載表現の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR の設計の相違により対象となるシステムが異なる (以下、相違理由説明を省略)

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 補足 3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2. 外部電源喪失時に非信頼度が減少しているシステム</p> <p>(1) 残留熱除去系-A/B</p> <p>①非信頼度：4.6 × 10⁻³ システムの状態：待機中</p> <p>②非信頼度：3.8 × 10⁻⁴ システムの状態：停止中 （外部電源喪失の直前まで原子炉停止時冷却モードで運転）</p> <p>【差とその要因】</p> <p>システムの状態の違いにより非信頼度に差が生じている。</p> <p>①では、RHRフロントライン系機能喪失等の起因事象により、運転中の残留熱除去系が機能喪失した際の待機中の残留熱除去系の起動を想定しており、ポンプの起動や原子炉停止時冷却モードの起動に必要な電動弁の開動作等を考慮している。</p> <p>②では外部電源喪失後の残留熱除去系の再起動を想定している。外部電源喪失が発生する直前まで残留熱除去系が原子炉で運転されていたことから、原子炉停止時冷却モードにおける電動弁の開状態は維持されていると想定し、機能喪失要因として考慮していない。</p> <p>以上のとおり、②では残留熱除去系の機能喪失要因となる機器故障が少ないため、①に比べて非信頼度が低い値となる。</p> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系</p> <p>①非信頼度：1.2 × 10⁻³ システムの状態：待機中 外部電源又は非常用D/G-Aによる電源確保が必要</p> <p>②非信頼度：1.2 × 10⁻³ システムの状態：待機中 非常用D/G-Aによる電源確保に成功</p> <p>【差とその要因】</p> <p>低圧炉心スプレイ系起動のための電源状態の違いにより非信頼度に差が生じている。②では、電源確保に成功した状態を想定しており、電源喪失は低圧炉心スプレイ系の機能喪失要因とならないため、①に比べて非信頼度が低い値となる。ただし、電源喪失の寄与は小さく、小数点2桁以下での差となっている。</p> <p>(3) LPCI-C</p> <p>①非信頼度：1.4 × 10⁻³ システムの状態：待機中 外部電源又は非常用D/G-Bによる電源確保が必要</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 補足 3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																					
	<p>②非信頼度：1.3×10^{-3}</p> <p>システムの状態：待機中</p> <p>非常用D/G-Bによる電源確保に成功</p> <p>【差とその要因】</p> <p>LPCI-C起動のための電源状態の違いにより非信頼度に差が生じている。②では、電源確保に成功した状態を想定しており、電源喪失はLPCI-Cの機能喪失要因とならないため、①に比べて非信頼度が低い値となる。ただし、電源喪失の寄与は小さく、影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <table border="1" data-bbox="712 555 1294 1045"> <caption>表1 停止時PRAにおけるシステム信頼性評価結果</caption> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>システム系統</th> <th>代表的なFTの非信頼度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">①外部電源喪失以外 ・RHRフロントライン系 機能喪失 ・RHRサポート系 機能喪失 ・LOCA</td> <td>残留熱除去系（RHR-A）^{※1}</td> <td>4.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（RHR-B）^{※1}</td> <td>4.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系（HPCS）</td> <td>1.8×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系（LPCS）</td> <td>1.2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系（LPCI-A）</td> <td>1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系（LPCI-B）</td> <td>1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系（LPCI-C）</td> <td>1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">②外部電源喪失</td> <td>復水補給水系（MUWC）</td> <td>3.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（RHR-A）</td> <td>3.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（RHR-B）</td> <td>3.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系（HPCS）</td> <td>5.7×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系（LPCS）</td> <td>1.2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系（LPCI-A）^{※2}</td> <td>保守的に期待しない</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系（LPCI-B）^{※2}</td> <td>保守的に期待しない</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系（LPCI-C）</td> <td>1.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系（MUWC）</td> <td>3.7×10^{-4}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：LOCA時に期待しない。 ※2：残留熱除去系による除熱失敗後の注水であるため保守的に期待しない。</p>	起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度	①外部電源喪失以外 ・RHRフロントライン系 機能喪失 ・RHRサポート系 機能喪失 ・LOCA	残留熱除去系（RHR-A） ^{※1}	4.6×10^{-3}	残留熱除去系（RHR-B） ^{※1}	4.6×10^{-3}	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	1.8×10^{-3}	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	1.2×10^{-3}	低圧注水系（LPCI-A）	1.4×10^{-3}	低圧注水系（LPCI-B）	1.4×10^{-3}	低圧注水系（LPCI-C）	1.4×10^{-3}	②外部電源喪失	復水補給水系（MUWC）	3.5×10^{-4}	残留熱除去系（RHR-A）	3.8×10^{-4}	残留熱除去系（RHR-B）	3.8×10^{-4}	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	5.7×10^{-3}	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	1.2×10^{-3}	低圧注水系（LPCI-A） ^{※2}	保守的に期待しない	低圧注水系（LPCI-B） ^{※2}	保守的に期待しない	低圧注水系（LPCI-C）	1.3×10^{-3}	復水補給水系（MUWC）	3.7×10^{-4}		<p>【女川】 ■表現の相違</p>
起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度																																						
①外部電源喪失以外 ・RHRフロントライン系 機能喪失 ・RHRサポート系 機能喪失 ・LOCA	残留熱除去系（RHR-A） ^{※1}	4.6×10^{-3}																																						
	残留熱除去系（RHR-B） ^{※1}	4.6×10^{-3}																																						
	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	1.8×10^{-3}																																						
	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	1.2×10^{-3}																																						
	低圧注水系（LPCI-A）	1.4×10^{-3}																																						
	低圧注水系（LPCI-B）	1.4×10^{-3}																																						
	低圧注水系（LPCI-C）	1.4×10^{-3}																																						
②外部電源喪失	復水補給水系（MUWC）	3.5×10^{-4}																																						
	残留熱除去系（RHR-A）	3.8×10^{-4}																																						
	残留熱除去系（RHR-B）	3.8×10^{-4}																																						
	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	5.7×10^{-3}																																						
	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	1.2×10^{-3}																																						
	低圧注水系（LPCI-A） ^{※2}	保守的に期待しない																																						
	低圧注水系（LPCI-B） ^{※2}	保守的に期待しない																																						
低圧注水系（LPCI-C）	1.3×10^{-3}																																							
復水補給水系（MUWC）	3.7×10^{-4}																																							

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>比較結果等を取りまとめた資料</p> <p>1. 先行審査実績を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</p> <p>1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : なし</p> <p>1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記5件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 PRA の特徴の記載の充実化【比較表 p2-3】 ・地震 PRA の前提条件の記載の充実化【比較表 p4-5】 ・参考文献の記載の充実化【比較表 p10, 11, 56】 ・機器フラジリティ評価の説明の記載の充実化【比較表 p18】 ・機器フラジリティ評価における係数の説明の記載の充実化【比較表 p29-30】 <p>c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : 下記5件。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・確率論的地震ハザードを令和3年9月29日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点の評価に更新【比較表 p8-11】 <p>本評価では、令和3年9月29日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点の確率論的地震ハザードに基づき評価を行っている。今後、確率論的地震ハザード確定後には、改めて確定した確率論的地震ハザードに対する地震 PRA 評価への影響を分析し提示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティの評価手法の変更【比較表 p11-17】 ・建屋、屋外重要土木構造物及び機器フラジリティを最新のデータに更新【比較表 p11-56】 <p>なお、建屋フラジリティのうち燃料油貯油槽タンク室及び屋外重要土木構造物のフラジリティについては、暫定値を用いており、評価結果確定後に影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・定量化手法を大イベントツリー/小フォールトツリー法から小イベントツリー/大フォールトツリー法に変更【比較表 p62-65】 ・再評価に伴い定量結果を更新【比較表 p66-72】 			

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
------------	-------------	---------	------

2. まとめ資料との比較結果の概要

- 地震PRAは確率論的地震ハザードが未確定のため、暫定ハザードによる再評価結果に基づき記載した。
- 比較の結果、地震レベル1 PRAの評価プロセスについては、女川2号炉及び大飯3/4号炉と同様であることを確認した。本比較表については女川2号炉を比較対象としており、女川が実施していない屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の部分については、大飯3/4号炉を比較対象として選定している。
- 地震レベル1 PRAの結果、抽出された事故シーケンスは大飯3/4号炉と同様であった。
- 起因事象別炉心損傷頻度については、大飯3/4号炉と同様に外部電源喪失が全炉心損傷頻度に対して寄与割合が高くなる傾向となった。その他の起因事象については、個別のフラジリティ評価結果の相違により、大飯3/4号炉は2次冷却系の破断の寄与割合が高く、泊3号炉はLOCA事象の寄与割合が高い傾向となっている（高浜及び美浜と同様）。
- 女川2号炉及び大飯発電所3/4号炉との主要な相違点について、以下に取り纏めた。

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
3.2.1.a ①(5)	評価地震動範囲	地震PRAの評価地震動範囲を0.2G～1.5Gとしている。	地震PRAの評価地震動範囲を0.0G～3.0Gとしている。	地震PRAの評価地震動範囲を0.2G～1.5Gとしている。	【女川】 ・泊は0.2～0.4Gにおいてランダム故障が支配的であり、0.2G以下の地震加速度においてはさらにランダムの影響が強くなると考えられ内部事象PRAの評価に包含されるため、泊は評価地震動の下限を0.2Gとしている。 ・泊は評価地震動の上限を基準地震動の最大加速の2倍程度の1.5Gとしており、1.5Gの年超過確率が 3.0×10^{-7} 程度であり仮に1.5G以上の評価を実施しても、地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度が有意となることはない。 ・大飯についても地震PRAの評価範囲は泊と同様
3.2.1.c-2	屋外重要土木構造物のフラジリティ評価	土木構造物のフラジリティ評価を実施している。	土木構造物の耐力がRSW系の機器と比較して強いため、フラジリティ評価を実施していない。	土木構造物のフラジリティ評価を実施している。	【女川】 ・地震による土木構造物の損傷の影響を確認するために、泊は土木構造物のフラジリティ評価を実施している。（大飯と同様）
3.2.1.a ②	外部電源喪失の扱い	外部電源設備が損傷していない場合も、地震PRAの対象範囲としている。（学会標準におけるPWRの起因事象分類の例と同様）	プラント内の設備の中でも地震耐力が比較的弱く、機能喪失時に広範囲の安全設備に影響を及ぼす外部電源設備の損傷を前提としており、外部電源設備が損傷していない場合は、地震PRAの対象範囲外としている。（学会標準におけるBWRの起因事象分類の例と同様）	外部電源設備が損傷していない場合も、地震PRAの対象範囲としている。（学会標準におけるPWRの起因事象分類の例と同様）	【女川】 ・泊においても外部電源設備の地震耐力は比較的弱く、低加速度の範囲においても地震により外部電源喪失の起因事象が発生している確率は高いものの、外部電源の有無により原子炉トリップの非信頼度が異なるため、外部電源設備が健全なシナリオも取り扱っている。（大飯と同様）

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
3.2.1.d ①	地震特有の起因事象	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・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 ・制御建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・格納容器損傷 ・圧力容器損傷 ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA) ・格納容器バイパス ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・交流電源・原子炉補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・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 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉型の相違により抽出される起因事象が異なる。ただし、女川、泊ともに地震時特有の要因による分析を踏まえて起因事象を抽出している。なお、泊は先行の PWR と同様の起因事象となっている。（大飯と同様） 	
3.2.1.d ③	定量化手法	大イベントツリー/小フォールトツリー法により定量化している	小イベントツリー/大フォールトツリー法により定量化している	小イベントツリー/大フォールトツリー法により定量化している	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国内の主流の定量化方法である小イベントツリー/大フォールトツリー法により炉心損傷頻度を算出する RiskSpectrum を用いている（高浜、美浜と同様）（女川と同様） 	

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2 外部事象PRA 1.2.1 地震PRA</p> <p>地震PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007（以下「地震PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.1-1図に示す。また、本評価では平成25年7月8日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的地震ハザード及びフラジリティを使用している。なお、今回の地震PRAでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。</p> <p>1.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明 (1) サイト・プラント情報の収集・分析</p>	<p>3.2 外部事象 3.2.1 地震PRA</p> <p>外部事象地震レベル1PRA（以下、「地震PRA」という。）は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震PSA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.2.1-1図に示す。なお、今回の地震PRAでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。</p> <p>3.2.1.a 対象プラントと事故シナリオ ① 対象とするプラントの説明 (1) サイト・プラント関連情報の収集・分析</p>	<p>3.2 外部事象PRA 3.2.1 地震PRA</p> <p>外部事象地震レベル1PRA（以下、「地震PRA」という。）は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震PSA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.2.1-1図に示す。なお、今回の地震PRAでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。（補足3.2.1-1）</p> <p>3.2.1.a 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明 (1) サイト・プラント関連情報の収集・分析</p>	<p>【大飯】 ■付番の相違 ・女川実績の反映による項目番号の相違 （以下、相違理由説明を省略） 【女川】 ■記載表現の相違 ・泊は「3.1 内部事象PRA」に合わせて「3.2 外部事象PRA」としている 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川に記載統一 （以下、相違理由説明を省略） 【大飯】 ■付番の相違 ・女川実績の反映による図番の相違 （以下、相違理由説明を省略） 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・地震PRAに用いる確率論的地震ハザードについては「3.2.1.b 確率論的地震ハザード」に、フラジリティについては「3.2.1.c 建屋・機器フラジリティ」に説明を記載 【女川】【大飯】 ■記載内容の相違 ・泊は新旧の学会標準の相違に関する補足説明資料を作成している</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>内部事象出力時レベル1 PRAで収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震PRAを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した情報及び主な情報源を第1.2.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 機器・系統の配置及び形状・設備容量 主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象PRA」での記載と同様である。</p> <p>(3) 地震に対する特徴 地震PRAでは耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。</p>	<p>内部事象出力時レベル1PRA（以下、「内部事象PRA」という。）で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震PRAを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を収集・分析した。収集した情報を第3.2.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 地震PRAにおいて考慮する緩和機能(系統)の概要 地震PRAにおいて考慮する緩和機能(系統)は「3.1.1 出力運転時PRA」での記載と同様である。</p> <p>(3) 地震に対する特徴 内部事象PRAに対する地震PRAの特徴は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系等の耐震重要度B又はCクラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要な設備は評価対象とする。 <ul style="list-style-type: none"> 燃料移送系 軽油タンク 格納容器バイパスを評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する原子炉格納容器外の配管（耐震重要度Bクラス）を評価対象とする。 	<p>内部事象出力時レベル1PRA（以下、「内部事象PRA」という。）で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震PRAを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を収集・分析した。収集した情報を第3.2.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 地震PRAにおいて考慮する緩和機能(系統)の概要 地震PRAにおいて考慮する緩和機能(系統)は「3.1.1 出力運転時PRA」での記載と同様である。</p> <p>(3) 地震に対する特徴 内部事象PRAに対する地震PRAの特徴は以下の通りである。 (補足3.2.1.a-7)</p> <ul style="list-style-type: none"> タービンバイパス系等の耐震重要度B又はCクラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要な設備は評価対象とする。 <p>・安全補機に関わる空調系 ・空調用冷水系</p>	<p>【女川】【大飯】 ■記載内容の相違 ・泊は地震PRAにおける総合デジタルの計測制御設備の扱いに関する補足説明資料を作成している</p> <p>【女川】 ■設備の相違 ・内部事象PRAでモデル化している設備のうち、耐震性が低く地震PRAでは期待しない設備及び例外の設備を記載しており、炉型により該当する設備が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】 ■設備の相違 ・泊は格納容器バイパスとなるような原子炉冷却材バウンダリに接続する原子炉格納容器外の耐震重要度Bクラス配管はない（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・常用電源（ただし、外部電源には期待する。）</p> <p>・主給水系</p> <p>・タービンバイパス系</p> <p>・常用系の2次冷却系の水源</p> <p>・所内空気系</p> <p>また、地震PRAでは地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、地震損傷機器イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。また、階層イベントツリーでは複数の起因事象の重畳による影響を包含できるように階層化処理を行った。</p> <p>(4) プラントウォークダウン 机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、地震PRAの観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について問題ないことを確認した。評価対象機器選定フローを第1.2.1.a-1図に、評価結果の例を第1.2.1.a-2図に示す。</p>	<p>・地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とする。</p> <p>・複数基同時被災の影響を考慮し、隣接号機からの電源融通（高圧電源融通）に期待しない。</p> <p>・事故シナリオ評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成している。</p> <p>(4) プラントウォークダウン 机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること及び検討したシナリオの妥当性を確認することを目的として、地震PRAの観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について確認した。評価対象機器選定フローを第3.2.1.a-1図に、評価結果の例を第3.2.1.a-2図に示す。（別紙3.2.1.a-1、別紙3.2.1.a-2）</p>	<p>・地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とする。</p> <p>・複数基同時被災の影響を考慮し、隣接号機からの電源融通（高圧電源融通）に期待しない。</p> <p>・事故シナリオ評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成している。</p> <p>(4) プラントウォークダウン 机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること及び検討したシナリオの妥当性を確認することを目的として、地震PRAの観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について確認した。評価対象機器選定フローを第3.2.1.a-1図に、評価結果の例を第3.2.1.a-2図に示す。（補足3.2.1.a-1、補足3.2.1.a-2、補足3.2.1.a-3）</p>	<p>・泊は緩和設備のサポートシステムとして換気空調系を必要とする場合には、換気空調系をモデル化している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・地震PRAで期待しない設備は大飯と同様であるが、泊は女川の記載に合わせて内部事象PRAで期待している設備のうち、地震PRAでは期待しない設備を記載しているため、内部事象PRAでも期待していない主給水系、常用系の2次冷却系の水源地及び所内空気系は記載していない</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川の実績反映</p> <p>【女川】</p> <p>■資料名称の相違</p> <p>・別紙⇔補足</p> <p>（以下、相違理由説明を省略）</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認</p> <p>プラントワークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。</p>	<p>・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認</p> <p>※点検項目については、地震PSA学会標準を参考に更に細分化して設定している。</p> <p>プラントワークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。</p> <p>(5) 今回実施した地震PRAの前提条件等について</p> <p>今回実施した地震PRAについて、主な留意点を以下に示す。</p> <p>a. 評価の前提条件について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価地震動範囲は0.0G～3.0G（解放基盤表面上の加速度）とする。 	<p>・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認</p> <p>※点検項目については、地震PSA学会標準を参考に更に細分化して設定している。</p> <p>プラントワークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。</p> <p>(5) 今回実施した地震PRAの前提条件等について</p> <p>今回実施した地震PRAについて、主な留意点を以下に示す。</p> <p>a. 評価の前提条件について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価地震動範囲は0.2G～1.5G（解放基盤表面上の加速度）とする。 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・大飯はプラントワークダウンの実施内容を補足としてまとめており、記載の充実のため、泊も同様の資料を作成している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は地震後の操作を考慮する機器についてアクセス性を確認している（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川の実績反映 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川の実績反映 ・地震PRAの前提条件を記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は0.2～0.4Gにおいてランダム故障が支配的であり、0.2G以下の地震加速度においては、さらにランダム故障の影響が強くなると考えられ内部事象PRAの評価に包含されることから、0.2G以下は地震PRAの評

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

第37条 付録1 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②地震により炉心損傷に至る事故シナシナと分析</p> <p>収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナシナを広範に分析し、事故シナシナを設定した。事故シナシナの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム及び機器（以下「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナシナだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。なお、地震PRAの対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度0.2G以上）とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。</p>	<p>・津波及び地震随伴の火災、溢水が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。</p> <p>b. 地震の影響について</p> <ul style="list-style-type: none"> 冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。 余震による炉心損傷への影響は考慮しない。 経年劣化による炉心損傷への影響は考慮しない。 <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナシナと分析</p> <p>収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナシナを広範に分析し、事故シナシナを設定した。事故シナシナの選定にあたっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器（以下、「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナシナだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震の安全機能への影響、経年劣化を考慮した場合の影響を考慮した。</p> <p>なお、地震PRAの対象範囲は、プラント内の設備の中でも地震耐力が比較的弱く、機能喪失時に広範囲の安全設備に影響を及ぼす外部電源設備の損傷による「外部電源喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度0.02G以上）とした。</p>	<p>・津波及び地震随伴の火災、溢水が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。</p> <p>b. 地震の影響について</p> <ul style="list-style-type: none"> 冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。 余震による炉心損傷への影響は考慮しない。 経年劣化による炉心損傷への影響は考慮しない。 <p>②地震により炉心損傷に至る事故シナシナと分析</p> <p>収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナシナを広範に分析し、事故シナシナを設定した。事故シナシナの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器（以下、「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故につながる事故シナシナだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。</p> <p>なお、地震PRAの対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度0.2G以上）とした。</p>	<p>価範囲とはしていない(大飯についても泊と同様)</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動の最大加速の2倍程度の1.5Gを評価範囲の上限としているが、1.5Gにおける年超過確率は3.0×10^{-7}程度であり、仮に1.5G以上の評価を実施しても、地震特有の事故シナシナの炉心損傷頻度が有意となることはない(大飯についても泊と同様) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 ・あたってはあたっては <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 ・繋がるあつながる <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価方針の相違 ・泊においても外部電源設備の地震耐力は比較的弱く、低加速度の範囲においても地震により外部電源喪失の起回事象が発生している確率は高いものの、外部電源の有無により原子

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

第37条 付録1 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>選定した事故シナシナのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナシナについてはスクリーニングを行い、安全機能を有するSSCの損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナシナとあわせて事故シナシナの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナシナに対するスクリーニング結果を第1.2.1.a-2表に示す。また、明確になった事故シナシナにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器バイパス ・ 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 <p>・ 制御建屋損傷</p>	<p>抽出した事故シナシナについて、炉心損傷に繋がる可能性を定性的又は定量的に判断してスクリーニングを行い、事故シナシナの明確化を行った。事故シナシナに対するスクリーニング結果を第3.2.1.a-2表に示す。事故シナシナのスクリーニングについては、これまでに決定論的に評価されている情報又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。また、明確になった事故シナシナにより誘発される起因事象の分析を第3.2.1.a-3図に示すフローを用いて実施し、以下の起因事象を選定した。 (別紙3.2.1.a-3, 別紙3.2.1.a-4, 別紙3.2.1.a-5)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器バイパス ・ ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA) ・ 原子炉建屋損傷 ・ 格納容器損傷 <p>・ 制御建屋損傷</p>	<p>抽出した事故シナシナについて、炉心損傷につながる可能性を定性的又は定量的に判断してスクリーニングを行い、事故シナシナの明確化を行った。事故シナシナに対するスクリーニング結果を第3.2.1.a-2表に示す。事故シナシナのスクリーニングについては、これまでに決定論的に評価されている情報又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。また、明確になった事故シナシナにより誘発される起因事象の分析を第3.2.1.a-3図に示すフローを用いて実施し、以下の起因事象を選定した。 (補足3.2.1.a-4, 補足3.2.1.a-5, 補足3.2.1.a-6)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器バイパス ・ 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 <p>・ 原子炉補助建屋損傷</p>	<p>炉トリップの非信頼度が異なるため、外部電源が健全なシナシナも取り扱っている(大飯に記載はないが、泊と同様となっている)</p> <p>・ 泊は0.2~0.4Gにおいてランダム故障が支配的であり、0.2G以下の地震加速度においては、さらにランダム故障の影響が強くなると考えられ内部事象PRAの評価に包含されることから、0.2G以下は地震PRAの評価範囲とはしていない。(大飯についても地震PRAの対象範囲は、泊と同様となっている)</p> <p>【女川】</p> <p>■付番の相違</p> <p>・ 資料番号の相違 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■炉型の相違</p> <p>・ 炉型が異なり、抽出される起因事象が異なるため、大飯と比較する。(着色せず)</p> <p>【女川】</p> <p>・ 泊の構成に合わせて女川の起因事象の記載順序を入れ替えている</p> <p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<ul style="list-style-type: none"> 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 複数の信号系損傷 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA 2次冷却系の破断 主給水流量喪失 外部電源喪失（緩和系で考慮） 原子炉補機冷却機能喪失（緩和系で考慮） <p>これらの分析結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。なお、建屋・機器の選定に際しては、内部事象出力時レベル1 PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される建屋・機器を追加した。第1.2.1.a-3表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第1.2.1.a-4表に建屋・機器リストを示す（後</p>	<ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系喪失 外部電源喪失 圧力容器損傷 直流電源喪失 交流電源・原子炉補機冷却系喪失 <p>これらの起因事象と内部事象PRAでグループ化した起因事象の関係を整理し、地震特有の起因事象を分類した。分類した結果を第3.2.1.a-3表に示す。</p> <p>これらの結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。第3.2.1.a-4表にリストを示す。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 複数の信号系損傷 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA 2次冷却系の破断 主給水流量喪失 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 <p>これらの起因事象と内部事象PRAでグループ化した起因事象の関係を整理し、地震特有の起因事象を分類した。分類した結果を第3.2.1.a-3表に示す。</p> <p>これらの結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。第3.2.1.a-4表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第3.2.1.a-5表にリストを示す。</p>	<p>■名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 制御建屋損傷⇔原子炉補助建屋損傷 <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価手法の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯は大イベントツリー法を用いており、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失は緩和系として考慮されているため、これらを起因事象としたイベントツリーはない（泊は高浜、美浜と同様） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載の充実のため、評価対象とした建屋・機器の選定方法を記載している（大飯と同様）

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>述のフラジリティデータをあわせて記載）。</p> <p>1.2.1.b. 確率論的地震ハザード 平成25年7月申請時点での確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。</p> <p>①確率論的地震ハザード評価の方法 地震PSA学会標準の方法に基づき評価を行う。</p> <p>②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定 (1) 震源モデルの設定 震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。 a. 特定震源モデル</p>	<p>3.2.1.b 確率論的地震ハザード</p> <p>① 確率論的地震ハザード評価の方法 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準（2015）^{*1}の方法に基づき評価を行う。</p> <p>② 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定 (1) 震源モデルの設定 震源モデルとしては、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。 a. 特定震源モデル i. 海溝型地震 地震調査研究推進本部（2013）^{*2}では、東北地方太平洋沖型地震と宮城県沖地震を特定地震として扱っており、本評価でもこれらの地震を特定地震として評価した。東北地方太平洋沖型地震の震源モデルの諸元は、神田ほか（2012）^{*3}、Asano and Iwata（2012）^{*4}及び諸井ほか（2013）^{*5}に基づき設定した。また、宮城県沖地震の震源モデルの諸元は地震調査研究推進本部（2005）^{*6}に基づき設定した。東北地方太平洋沖型地震については、地震調査研究推進本部（2013）と同様に更新</p>	<p>3.2.1.b 確率論的地震ハザード 令和3年9月29日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点での確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。</p> <p>①確率論的地震ハザード評価の方法 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準（2015）^{*1}の方法に基づき評価を行う。</p> <p>② 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定 (1) 震源モデルの設定 震源モデルとしては、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。 a. 特定震源モデル</p>	<p>【女川】【大飯】 ■記載表現の相違 ・「3.2.1.b 確率論的地震ハザード」については、地震・津波側の審査において提示するため、表現の相違理由については記載を省略する 【大飯】 ■個別評価による相違 ・申請年月日が異なる 【女川】 ■記載方針の相違 ・記載の充実のため、評価に用いた確率論的地震ハザードを明記している（大飯と同様） 【大飯】 ■評価方針の相違 ・泊は最新の学会標準を参照して評価をしている。（女川と同様） 【女川】 ■個別評価による相違 ・泊と女川では地震発生様式等が異なることから、地震ハザード評価が異なる（以降、大飯との相違も含めて、相違理由説明を省略）</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>基本的にサイトから100km以内にある「[新編]日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層をモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果等に基づいてモデル化した。</p> <p>第1.2.1.b-1図に敷地周辺の活断層の図を、第1.2.1.b-1表に主要な活断層の震源モデルの諸元を示す。</p> <p>b. 領域震源モデル</p> <p>領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見他(2003)の領域区分に基づき、サイトから半径100km以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。第1.2.1.b-2図に萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分の図を示す。</p> <p>(2) 地震動評価モデルの設定</p> <p>地震動評価モデルとしてはNoda et al. (2002)による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無を考慮した。</p> <p>(3) ロジックツリーの作成</p> <p>ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動評価モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（FO-A～FO-B断層）については、詳細なロジックツリーに展開し評価した。作成したロジックツリーを第1.2.1.b-3図及び第1.2.1.b-4図に示す。</p> <p>③ 確率論的地震ハザード評価結果</p> <p>(1) 地震ハザード曲線</p> <p>上記により評価した平均地震ハザード曲線を第1.2.1.b-5図に、主要活断層ごとのハザード曲線を第1.2.1.b-6図に示す。ま</p>	<p>過程を適用した。設定した震源モデルの諸元を第3.2.1.b-1表に示す。</p> <p>ii. 内陸地殻内地震</p> <p>敷地から100km程度以内にある「[新編]日本の活断層」*7に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層及び敷地周辺の地質調査結果に基づいて評価した活断層等を特定震源としてモデル化した。なお、これらの断層群の連動も考慮した。敷地周辺の主な活断層分布及び震源モデルの諸元を第3.2.1.b-1図及び第3.2.1.b-2表に示す。</p> <p>b. 領域震源モデル</p> <p>敷地から100km以内の領域において、地震調査研究推進本部(2013)におけるモデル1、モデル2を参照し、その領域区分、対象領域の最大マグニチュードをモデル化した。設定した領域区分と最大マグニチュードを第3.2.1.b-2図に示す。</p> <p>(2) 地震動伝播モデルの設定</p> <p>東北地方太平洋沖型地震については、Noda et al. (2002)*8による距離減衰式及び断層モデル手法による評価を実施した。その他の震源については、Noda et al. (2002)による距離減衰式を用い、観測記録に基づいた補正又は内陸補正を考慮した。</p> <p>(3) ロジックツリーの作成</p> <p>ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて設定した各モデル及び認識論的不確かさ要因をロジックツリーに展開した。</p> <p>なお、ロジックツリーには、地震調査研究推進本部(2013)のモデル1とモデル2の両方を、重み付けを考慮し取り入れた。作成したロジックツリーを第3.2.1.b-3図に、ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方を第3.2.1.b-3表に示す。</p> <p>③ 確率論的地震ハザード評価結果</p> <p>(1) 地震ハザード曲線</p> <p>上記により評価した平均地震ハザード曲線を第3.2.1.b-4図に、特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線</p>	<p>敷地から100km程度以内にある地質調査結果に基づく断層及び「[新編]日本の活断層」*2に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層を特定震源としてモデル化した。</p> <p>敷地周辺の活断層分布及び主要活断層の震源モデルの諸元を第3.2.1.b-1図及び第3.2.1.b-1表に示す。</p> <p>b. 領域震源モデル</p> <p>領域震源モデルについては、萩原(1991)*9及び垣見ほか(2003)*9の領域区分に基づき、サイトから半径200km以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。第3.2.1.b-2図に萩原(1991)及び垣見ほか(2003)による領域区分の図を示す。</p> <p>(2) 地震動伝播モデルの設定</p> <p>地震動伝播モデルとしては、Noda et al. (2002)*10による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録に基づいた補正の有無を考慮した。</p> <p>(3) ロジックツリーの作成</p> <p>ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。検討用地震として選定した「尻別川断層」、「F_S-10断層～岩内堆東撓曲～岩内堆南方背斜」、「積丹半島北西沖の断層」、「F_R-2断層」については、詳細なロジックツリーに展開して評価した。作成したロジックツリーを第3.2.1.b-3図に示す。</p> <p>③ 確率論的地震ハザード評価結果</p> <p>(1) 地震ハザード曲線</p> <p>上記により評価した平均ハザード曲線を第3.2.1.b-4図に、震源ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-5図に示す。また、フラクタ</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は地震・津波側の審査において提示する資料に合わせた記載方針としている</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>た、フラクタイル地震ハザード曲線を第1.2.1.b-7図に示す。</p> <p>(2) 一様ハザードスペクトル 基準地震動Ssの応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第1.2.1.b-8図に示す。基準地震動Ssの年超過確率は、水平方向で10^{-4}~10^{-5}程度、鉛直方向で0.2秒より短周期側で10^{-4}~10^{-5}程度、長周期側で10^{-5}~10^{-6}程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとのハザード曲線を第1.2.1.b-9図に示す。</p> <p>(3) フラジリティ評価用地震動 フラジリティ評価用地震動は年超過確率10^{-4}の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震動とし、経時特性を基準地震動Ssの策定と同様にNoda et al. (2002)に基づき地震規模M=7.8、等価震源距離$X_{eq}=60$kmとして設定した。模擬地震動を第1.2.1.b-10図に示す。</p>	<p>を第3.2.1.b-5図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第3.2.1.b-6図に示す。</p> <p>(2) 一様ハザードスペクトル 基準地震動Ssの設計用応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第3.2.1.b-7図に示す。基準地震動Ssの年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、10^{-3}~10^{-6}程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期毎の平均ハザード曲線を第3.2.1.b-8図に示す。</p> <p>(3) フラジリティ評価用地震動 応答解析に基づく方法に用いるフラジリティ評価用地震動は第3.2.1.b-9図に示す一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性はNoda et al. (2002)に基づき、M8.3、等価震源距離$X_{eq}=132$kmとして設定した。</p> <p>(参考資料)</p> <ul style="list-style-type: none"> *1 日本原子力学会 (2015) : 日本原子力学会標準, 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 *2 地震調査研究推進本部(2013) : 今後の地震動ハザード評価に関する検討 ~2013年における検討結果~ *3 神田克久, 武村雅之, 広谷浄, 石川和也(2012) : 震度分布に基づく2011年東北地方太平洋沖地震の短周期地震波発生域, 地震 第2輯, 第65巻 *4 Asano, K. and T. Iwata (2012), Source model for strong ground motion generation in the frequency range 0.1-10 Hz during the 2011 Tohoku earthquake, Earth Planets Space, 64, 1111-1123. *5 諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅(2013) : 標準的な強震動レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現, 日本地震工学会第10回年次大会梗概集 *6 地震調査研究推進本部 (2005) : 宮城県沖地震を想定した 	<p>イル地震ハザード曲線を第3.2.1.b-6図に示す。</p> <p>(2) 一様ハザードスペクトル 基準地震動Ssの応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第3.2.1.b-7図に示す。基準地震動Ss1の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、10^{-5}程度となっている。また、基準地震動Ss2-1~Ss2-5の年超過確率は、基準地震動Ss1を超過する周期帯で10^{-4}~10^{-5}程度、基準地震動Ss3-1~3-5の年超過確率は、10^{-4}~10^{-6}程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均ハザード曲線を第3.2.1.b-8図に示す。</p> <p>(3) フラジリティ評価用地震動 応答解析に基づく方法に用いるフラジリティ評価用地震動は第3.2.1.b-9図に示す一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性はNoda et al. (2002)に基づき、地震規模M=8.2、等価震源距離$X_{eq}=107$kmとして設定した。</p> <p>(参考資料)</p> <ul style="list-style-type: none"> *1 日本原子力学会 (2015) : 日本原子力学会標準, 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2015, 一般社団法人 日本原子力学会 *2 活断層研究会編 (1991) : [新編]日本の活断層 分布図と資料, 東京大学出版会 *3 松田時彦 (1975) : 活断層から発生する地震の規模と周期について, 地震 第2輯, 第28巻, 269-283 *4 武村雅之 (1998) : 日本列島における地殻内地震のスケールリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—, 地震, 第2輯, 第51巻, 211-228 *5 入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001) : シナリオ地震の強震動予測, 地学雑誌, 110, 849-875 *6 武村雅之 (1990) : 日本列島およびその周辺地域におこる浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係, 地震, 第2輯, 第43巻, 257-265 *7 大竹政和, 平朝彦, 太田陽子 (2002) : 日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス, 東京大学出版会 	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川の実績反映</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.1.c-1. 建屋のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの設定</p> <p>(1) 評価対象物 建屋のフラジリティ評価の対象は、第1.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、制御建屋とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第1.2.1.c-1-1図及び第1.2.1.c-1-2,3図に示す。制御建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第1.2.1.c-1-4図及び第1.2.1.c-1-5,6図に示す。</p> <p>(2) 損傷モード及び部位の設定 建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シナシスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。</p>	<p>強震動評価（一部修正版）</p> <p>*7 活断層研究会編(1991)：[新編]日本の活断層 分布図と資料，東京大学出版会</p> <p>*8 Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe (2002)：RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis. Oct.16-18, Istanbul</p> <p>*9 松田時彦（1975）：活断層から発生する地震の規模と周期について，地震第2輯，第28巻，269-283</p> <p>*10 池浦友則，野田静男(2005)：同一地点における地震動応答スペクトルのばらつき—地震規模と震源距離がそれぞれ等しい強震記録ペアの分析—，日本地震工学会論文集，第5巻，第3号，2005年</p> <p>*11 加藤愛太郎（2012）：2011年東北地方太平洋沖地震の特徴について，地球化学第46巻，87-98</p> <p>*12 森川信之，神野達夫，成田章，藤原広行，奥村俊彦，福島美光（2006）：震源域と観測点を特定した地震動強さのばらつき—観測記録に基づく検討—，第12回日本地震工学シンポジウム</p> <p>3.2.1.c 建屋・機器フラジリティ 3.2.1.c-1 建屋フラジリティ ① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>(1) 評価対象物 建屋のフラジリティ評価の対象は、第3.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋及び制御建屋とした。各建屋の概要をそれぞれ第3.2.1.c-1-1図及び第3.2.1.c-1-2図に示す。</p> <p>(2) 損傷モード及び部位の設定 建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シナシスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。</p>	<p>*8 萩原尊禮編(1991)：日本列島の地震 地震工学と地震地体構造，鹿島出版会</p> <p>*9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博（2003）：日本列島と周辺海域の地震地体構造区分，地震，第2輯，第55巻</p> <p>*10 S.Noda, K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Tohdo and T.Watanabe(2002)：RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES,OECD Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408</p> <p>*11 中田高・今泉俊文編（2002）：活断層詳細デジタルマップ，東京大学出版会</p> <p>*12 地震調査委員会（2013）：「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013年における検討結果～」，地震調査研究推進本部</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 追而【地震ハザード評価結果を反映】 </div> <p>3.2.1.c 建屋・機器フラジリティ 3.2.1.c-1 建屋フラジリティ ①評価対象と損傷モードの設定</p> <p>(1) 評価対象物 建屋のフラジリティ評価の対象は、第3.2.1.a-5表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋、A1、A2—燃料油貯槽タンク室及びB1、B2—燃料油貯槽タンク室とした。各建屋の概要をそれぞれ第3.2.1.c-1-1図～第3.2.1.c-1-5図に示す。</p> <p>(2) 損傷モード及び部位の設定 建屋の要求機能喪失につながる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シナシスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】【大飯】 ■評価対象の相違 ・評価対象建屋の相違 (以下、相違理由説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定</p> <p>(1) 考慮する不確実さ要因</p> <p>現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さβ_Rと認識論的不確実さβ_Cについては、地震PSA学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第1.2.1.c-1表に示す。</p> <p>(2) 損傷評価の指標</p> <p>損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表わすことができる指標として、せん断ひずみを選定した。</p> <p>(3) 地震動強さの指標</p> <p>地震ハザード評価及び事故シーケンス評価と共通であり、建屋の損傷評価の指標との相関がある指標として、一般的に用いられる解放基盤表面の最大加速度（周期0.02秒時の加速度応答スペクトル値）を選定した。</p>	<p>② フラジリティの評価方法の選択</p> <p>フラジリティ評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を用いた。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。</p> <p>③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）</p> <p>(1) 考慮する不確実さ要因</p> <p>現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さ（以下、「β_R」という。）と認識論的不確実さ（以下、「β_C」という。）については、地震PSA学会標準等に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第3.2.1.c-1表に示す。</p> <p>(2) 損傷評価の指標</p> <p>損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標として、せん断ひずみを選定した。</p> <p>(3) 地震動強さの指標</p> <p>地震ハザード評価及び事故シーケンス評価と共通であり、建屋の損傷評価の指標との相関がある指標として、一般的に用いられる解放基盤表面の最大加速度（周期0.02秒時の加速度応答スペクトル値）を選定した。</p>	<p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を用いた。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。（補足3.2.1.c-1、補足3.2.1.c-3）</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）</p> <p>(1) 考慮する不確実さ要因</p> <p>現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さ（以下、「β_R」という。）と認識論的不確実さ（以下、「β_C」という。）については、地震PSA学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第3.2.1.c-1表に示す。</p> <p>(2) 損傷評価の指標</p> <p>損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標として、せん断ひずみを選定した。</p> <p>(3) 地震動強さの指標</p> <p>地震ハザード評価及び事故シーケンス評価と共通であり、建屋の損傷評価の指標との相関がある指標として、一般的に用いられる解放基盤表面の最大加速度（周期0.02秒時の加速度応答スペクトル値）を選定した。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は関連する補足説明資料の番号を記載している <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯はフラジリティ評価手法選定の考え方を補足としてまとめており、記載の充実のため、泊も同様の資料を作成している <p>【女川】【大飯】</p> <p>■記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は地震PRAにおける評価手法変更に関する補足説明資料を作成している <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は学会標準の表記としている <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 女川の実績反映

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④フラジリティ評価における耐力情報 現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震PSA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。実験結果に基づく値を第1.2.1.c-1-2表に示す。</p> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報 現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震PSA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。</p> <p>(1) 入力地震動 入力地震動は1.2.1.b.③項に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大3,000Gal）。</p> <p>(2) 現実的な物性値と応答解析モデル 大飯サイトの地盤物性値を第1.2.1.c-1-3表に示す。原子炉建屋及び制御建屋の物性値をそれぞれ第1.2.1.c-1-4表及び第1.2.1.c-1-5表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PSA学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第1.2.1.c-1-6表に示す。</p> <p>フラジリティ評価用の応答解析モデルは、大飯発電所3号機工事計画認可申請書（平成25年8月5日申請）に記載の建屋モデルをベースとして設定した。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-7,8図及び第1.2.1.c-1-7～10表に、</p>	<p>④フラジリティ評価における耐力情報 現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震PSA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。損傷限界点の現実的な値を第3.2.1.c-1-2表に示す。</p> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報 現実的応答については、現実的な物性値に基づく非線形地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震PSA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。</p> <p>(1) 入力地震動 入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍した地震動を解放基盤表面に定義し、建屋周辺地盤の状況を適切に考慮したモデルにより評価した。建屋-地盤連成モデルへの入力概要を第3.2.1.c-1-3図に示す。</p> <p>(2) 現実的な物性値と応答解析モデル 女川原子力発電所2号炉のコンクリートの材料物性値を第3.2.1.c-1-3表、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第3.2.1.c-1-4表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PSA学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第3.2.1.c-1-5表に示す。</p> <p>地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた質点系モデルを用いた。各建屋の地震応答解析モデルを第3.2.1.c-1-4図及び第3.2.1.c-1-5図に示す。</p>	<p>④フラジリティ評価における耐力情報 現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震PSA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。損傷限界点の現実的な値を第3.2.1.c-1-2表に示す。</p> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報 現実的応答については、現実的な物性値に基づく非線形地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震PSA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。</p> <p>(1) 入力地震動 入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍した地震動を解放基盤表面で定義した（最大3,000Gal）。</p> <p>(2) 現実的な物性値と応答解析モデル 泊発電所3号炉の各建屋の材料物性値をそれぞれ第3.2.1.c-1-3表～第3.2.1.c-1-7表に、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第3.2.1.c-1-8表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PSA学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第3.2.1.c-1-9表に示す。</p> <p>地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた質点系モデルを用いた。各建屋の地震応答解析モデルを第3.2.1.c-1-6図～第3.2.1.c-1-10図に、各建屋の地震応答解析モデル諸元を第</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は建屋周辺地盤の影響を考慮したモデルにより建屋入力位置における入力地震動を評価しているが、建屋設置状況の違いから、泊は解放基盤表面で定義した地震動をそのままモデルに入力している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊はコンクリート以外も含めた建屋の材料物性値を示している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>制御建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-9、10図及び第1.2.1.c-1-11表に示す。</p> <p>(3) 解析ケース 応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第1.2.1.c-1-6表に示すFc、Vs及びhの3つの主変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点をすべて組み合わせ、2³=8ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第1.2.1.c-1-12表及び第1.2.1.c-1-13表に示す。</p> <p>(4) 現実的応答 現実的応答は地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。</p> <p>⑥建物のフラジリティ評価結果 現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出した。 フラジリティ曲線は、各建屋を構成する全要素のうち、入力レベル3,000Galの際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。ここに損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。 HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。</p> <p>原子炉建屋及び制御建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-11図及び第1.2.1.c-1-12図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確</p>	<p>(3) 現実的応答 原子炉建屋及び制御建屋の現実的応答は地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、その物性値には中央値を与えた応答解析結果により算出した。また、対数標準偏差は、地震PSA学会標準に基づき最大応答せん断ひずみとして0.2を与えた。</p> <p>⑥ 建屋のフラジリティ評価結果 現実的耐力と現実的応答を用いて、各耐震要素の各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数（最小2乗法）により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。高信頼度低損傷確率（以下、「HCLPF」という。）は、95%信頼度フラジリティ曲線における5%損傷確率の加速度として定義する。 建屋のフラジリティ曲線は、各建屋を構成する要素のうち、HCLPFが最小となる要素を対象として算出することとした。</p> <p>各建屋のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-1-6図及び第3.2.1.c-1-7図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率（加速度中央値）</p>	<p>3.2.1.c-1-10表～第3.2.1.c-1-19表示す。</p> <p>(3) 解析ケース 応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第3.2.1.c-1-9表に示すFc、Vs及びhの3つの主変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点をすべて組み合わせ、2³=8ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースをそれぞれ第3.2.1.c-1-20表及び第3.2.1.c-1-21表に示す。</p> <p>(4) 現実的応答 各建屋の現実的応答は地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。</p> <p>⑥建屋のフラジリティ評価結果 現実的耐力と現実的応答を用いて、各耐震要素の各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数（最小2乗法）により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。高信頼度低損傷確率（以下、「HCLPF」という。）は、95%信頼度フラジリティ曲線における5%損傷確率の加速度として定義する。 建屋のフラジリティ曲線は、各建屋を構成する要素のうち、入力レベル3,000Galの際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。</p> <p>各建屋のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-1-11図～第3.2.1.c-1-13図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率（加速度中央</p>	<p>■記載方針の相違 ・女川では解析モデル諸元を解析モデル図中に示しているが、泊では表で別途整理している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は物性値に中央値を与えた応答解析結果を元に現実的応答を算出しているが、泊は確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は物性値に中央値を与えた応答解析結果を元に現実的応答を算出しているが、泊は確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出している（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・フラジリティ曲線を算出する要素選定の相違であり、泊では各要素の損傷確率により代表性を判断している（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>率及びHCLPFについて1.2.1.a.②項の建屋・機器リストに示す。</p> <p>1.2.1.c-2. 屋外重要土木構造物のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定 (1) 評価対象 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、頂版に作用する上載荷重（海水ポンプ重量）による慣性力が大きくなると考えられる海水ポンプ室とする。</p> <p>海水ポンプ室の平面図を第1.2.1.c-2-1図、断面図を第1.2.1.c-2-2図に示す。</p> <p>(2) 損傷モード及び部位の設定 屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とする。</p>	<p>及びHCLPFについて第3.2.1.a-4表に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>柏崎・刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 付録1（平成29年12月1日提出版）より引用】</p> </div> <p>なお、廃棄物処理建屋については、入力レベル2000galにおいても損傷確率が極めて小さかったことからフラジリティ曲線を算出していない。</p> <p>3.2.1.c-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定 (1) 評価対象 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、第3.2.1.a-5表の建屋・機器リストに示す取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトとする。</p> <p>原子炉補機冷却海水管ダクトの平面図を第3.2.1.c-2-1図、断面図を第3.2.1.c-2-2図に示す。</p> <p>(2) 損傷モード及び部位の設定 屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とした。</p>	<p>値) 及びHCLPFについて第3.2.1.a-5表に示す。</p> <p>なお、A1、A2-燃料油貯油槽タンク室及びB1、B2-燃料油貯油槽タンク室については、入力レベル3,000Galにおいても損傷確率が極めて小さかったことからフラジリティ曲線を算出していない。</p> <p>3.2.1.c-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定 (1) 評価対象 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、第3.2.1.a-5表の建屋・機器リストに示す取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトとする。</p> <p>原子炉補機冷却海水管ダクトの平面図を第3.2.1.c-2-1図、断面図を第3.2.1.c-2-2図に示す。</p> <p>(2) 損傷モード及び部位の設定 屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とした。</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・泊はフラジリティの評価対象とした燃料油貯油槽タンク室の損傷確率が極めて小さい結果となったため、フラジリティを算出していない（柏崎の廃棄物処理建屋と同様）</p> <p>【柏崎】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・女川は屋外重要土木構造物のフラジリティ評価を実施していないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は耐震評価が厳しい構造物を評価対象構造物として選定している（玄海と同様） （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は「3.2.1c-1. 建屋のフラジリティ」に合わせた表現とし</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。</p> <p>ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値/応答値）として評価する。</p> <p>③フラジリティの評価</p> <p>(1) 考慮する不確実さ要因</p> <p>現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さβ_Rと認識論的不確実さβ_Uについては、地震PSA学会標準等に基づき評価する。</p> <p>(2) 損傷評価の指標</p> <p>損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」に基づくこととする。</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉 付録1（令和3年9月6日提出版）より引用】</p> <p>現実的耐力は、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」のせん断破壊に対する照査（材料非線形解析を用いる方法）による評価値を適用した。現実的耐力評価に含まれる不確実さ要因は、地震PSA学会標準を参考に、コンクリートの圧縮強度と鉄筋の降伏強度を考慮した。</p> <p>現実的耐力の評価に当たっての材料物性値（中央値）について</p>	<p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。（補足3.2.1.c-1、補足3.2.1.c-3）</p> <p>ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値/応答値）として評価する。</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定</p> <p>(1) 考慮する不確実さ要因</p> <p>β_Rとβ_Uについては、地震PSA学会標準等に基づき評価する。</p> <p>(2) 損傷評価の指標</p> <p>損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」のせん断破壊に対する照査（せん断耐力評価式による方法）による評価値を適用した。損傷評価に含まれる不確実さ要因は、地震PSA学会標準を参考に、コンクリートの圧縮強度と鉄筋の降伏強度を考慮した。</p> <p>損傷評価に当たっての材料物性値（中央値）について、コン</p>	<p>ている</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は関連する補足説明資料の番号を記載している <p>【女川】【大飯】</p> <p>■記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は地震PRAにおける評価手法変更に関する補足説明資料を作成している <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は偶発的不確実さ及び認識論的不確実さについて「3.2.1c-1. 建屋のフラジリティ」で読み替えをしている <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載充実のため、最新プラントである島根の記載を反映している <p>【島根】</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④フラジリティ評価における応答解析</p> <p>(1) 入力地震動 入力地震動は、大飯サイトの10⁻⁴一様ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。</p> <p>(2) 地震応答解析手法 地盤と構造物の非線形性を考慮した地盤-構造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。</p> <p>(3) 変動因子 フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、地盤の初期せん断剛性G₀、コンクリートの圧縮強度F_cの2つの変動因子を考慮する。第1.2.1.c-2-1表に考慮した変動因子の考え方を示す。</p> <p>(4) 損傷確率 損傷確率は1次近似2次モーメント法を用いて算定する。</p> <p>⑤屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果 各地震動レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-2-3図に示す。</p> <p>1.2.1.c-3. 機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの設定 機器のフラジリティ評価の対象は第1.2.1.a-4表の建屋・機器</p>	<p>て、コンクリートの実強度の平均値は、設計基準強度の1.4倍とした（地震PSA学会標準による）。また、鉄筋の実降伏点の平均値は、規格降伏点の1.1倍とした（「鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに材料強度の基準強度を定める件、平成12年（2000年）12月26日、建設省告示第2464号」による）。</p> <p>3.2.1.c-2 機器のフラジリティ ① 評価対象と損傷モードの設定 機器のフラジリティ評価の対象は、3.2.1.a.②項で作成した建</p>	<p>クリートの実強度の平均値は、設計基準強度の1.4倍とした（地震PSA学会標準による）。また、鉄筋の実降伏点の平均値は、規格降伏点の1.1倍とした（「鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに材料強度の基準強度を定める件、平成12年（2000年）12月26日、建設省告示第2464号」による）。</p> <p>④フラジリティ評価における応答解析</p> <p>(1) 入力地震動 入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大4,400Gal）。</p> <p>(2) 地震応答解析手法 地盤と構造物の非線形性を考慮した地盤-構造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。</p> <p>(3) 変動因子 フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、地盤の初期せん断剛性G₀、コンクリートの圧縮強度F_cの2つの変動因子を考慮する。第3.2.1.c-2-1表に考慮した変動因子の考え方を示す。</p> <p>(4) 損傷確率 損傷確率は一次近似二次モーメント法を用いて算定する。</p> <p>⑤屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果 各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-3図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率及びHCLPFについて第3.2.1.a-5表に示す。</p> <p>3.2.1.c-3 機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの設定 機器のフラジリティ評価の対象は、3.2.1.a.②項で作成した建</p>	<p>■個別評価による相違 【島根】 ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は「3.2.1c-1. 建屋のフラジリティ」に合わせた表現としている</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は表現を統一している</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は建屋、機器フラジリティに合わせた記載としている</p> <p>【女川】 ■付番の相違</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>リストに記載されたものとする。</p> <p>タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷（延性破壊、脆性破壊等）の観点から評価し、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷（動的機能限界、電氣的機能限界等）双方の観点からフラジリティ評価を実施し、当該機器のフラジリティとして用いることとする。</p> <p>なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値/発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択 フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を選択した。</p> <p>評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。</p>	<p>屋・機器リストに記載されたものとする。損傷モードは、構造損傷と機能損傷に分類し、評価対象機器の要求機能を踏まえて適切に設定する。</p> <p>タンク・熱交換器のような静的機器は、要求機能の喪失につながる延性破壊や脆性破壊等の構造損傷の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。また、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器は、システム評価上の要求機能に対応して、構造損傷に加え、動的機能限界や電氣的機能限界等の機能損傷の双方の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。ここで、フラジリティ評価はJEAG4601に基づき実施した既工認等の耐震評価結果を基に算出する。</p> <p>なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値/発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には耐震性評価上最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択 フラジリティの評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（以下、「応答解析に基づく方法」という。）」、「現実的耐力と応答係数による方法（以下、「原研法」という。）」、「耐力係数と応答係数による方法（以下、「安全係数法」という。）」の中から「安全係数法」を選択した。</p> <p>「安全係数法」は後述のとおり、既工認等の地震応答解析結果、耐力係数及び応答係数により評価する。 「安全係数法」は十分精度のある設計応答を基に、不確実さの要因を既往知見に基づく係数として積み上げて現実的応答を求め</p>	<p>屋・機器リストに記載されたものとする。損傷モードは、構造損傷と機能損傷に分類し、評価対象機器の要求機能を踏まえて適切に設定する。</p> <p>タンク・熱交換器のような静的機器は、要求機能の喪失につながる延性破壊や脆性破壊等の構造損傷の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。また、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器は、システム評価上の要求機能に対応して、構造損傷に加え、動的機能限界や電氣的機能限界等の機能損傷の双方の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。ここで、フラジリティ評価はJEAG4601に基づき実施した既工認等の耐震評価結果を基に算出する。</p> <p>なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値/発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には耐震性評価上最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択 フラジリティの評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（以下、「応答解析に基づく方法」という。）」、「現実的耐力と応答係数による方法（以下、「原研法」という。）」、「耐力係数と応答係数による方法（以下、「安全係数法」という。）」の中から「安全係数法」を選択した。（補足3.2.1.c-1）</p> <p>「安全係数法」は後述のとおり、既工認等の地震応答解析結果、耐力係数及び応答係数により評価する。 「安全係数法」は十分精度のある設計応答を基に、不確実さの要因を既往知見に基づく係数として積み上げて現実的応答を求め</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、評価に用いたデータを記載している</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊はフラジリティ評価手法選定の考え方を補足説明資料を作成している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度Aをフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。</p> $A = A_m \cdot \epsilon_R \cdot \epsilon_U$ <p>ここで、</p> <p>A_m：機器が損傷に達するときの地震動強さ（フラジリティ加速度）Aの中央値</p> <p>ϵ_R：物理現象固有の偶発的不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は1.0、対数標準偏差はβ_Rで表わされる。</p> <p>ϵ_U：認識論的不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は1.0、対数標準偏差はβ_Uで表わされる。</p> <p>フラジリティ加速度Aを累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。</p> <p>なお、フラジリティ評価では、直接A_m、ϵ_R、ϵ_Uからフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。</p> $A_m = F \times A_d \quad (\text{式1.2.1.c-3-1})$ <p>ここで、</p> <p>A_m：フラジリティ加速度中央値</p> <p>F：安全係数（裕度）</p> <p>A_d：基準地震動の最大地動加速度</p>	<p>る方法であり、不確かさ要因を考慮した応答解析により現実的応答を直接求める手法と同等の結果が得られると考えられる。</p> <p>なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され¹³、約40プラントでの評価実績がある¹⁴⁻¹⁶。</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大加速度Aをフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。</p> $A = A_m \cdot \epsilon_R \cdot \epsilon_U$ <p>ここで、</p> <p>A_m：機器が損傷に達する時の地震動強さ（フラジリティ加速度）Aの中央値</p> <p>ϵ_R：中央値に対する偶発的不確かさを示すランダム変数。中央値を1として対数標準偏差β_Rである対数正規分布を仮定する。</p> <p>ϵ_U：中央値に対する認識論的不確かさによるランダム変数。中央値を1として対数標準偏差β_Uである対数正規分布を仮定する。</p> <p>フラジリティ加速度Aを累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。</p> <p>なお、フラジリティ評価では、直接A_m、ϵ_R及びϵ_Uからフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様</p> $A_m = F \cdot A_d \quad (\text{式3.2.1-1})$ <p>ここで、</p> <p>F：安全係数（裕度）</p> <p>A_d：基準地震動の最大加速度</p>	<p>る方法であり、不確かさ要因を考慮した応答解析により現実的応答を直接求める手法と同等の結果が得られると考えられる。</p> <p>なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され¹³、約40プラントでの評価実績がある¹⁴⁻¹⁶。（補足3.2.1.c-2）</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大加速度Aをフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。</p> $A = \bar{A}_m \cdot \epsilon_R \cdot \epsilon_U$ <p>ここで、</p> <p>\bar{A}_m：機器が損傷に達する時の地震動強さ（フラジリティ加速度）Aの中央値</p> <p>ϵ_R：中央値に対する偶発的不確かさを示すランダム変数。中央値を1として対数標準偏差β_Rである対数正規分布を仮定する。</p> <p>ϵ_U：中央値に対する認識論的不確かさによるランダム変数。中央値を1として対数標準偏差β_Uである対数正規分布を仮定する。</p> <p>フラジリティ加速度Aを累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。</p> <p>なお、フラジリティ評価では、直接\bar{A}_m、ϵ_R及びϵ_Uからフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様</p> $\bar{A}_m = F \cdot A_d \quad (\text{式3.2.1-1})$ <p>ここで、</p> <p>F：安全係数（裕度）</p> <p>A_d：基準地震動の最大地動加速度</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は機器フラジリティの評価方法を補足説明資料を作成している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は学会標準の表記としている</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・A_mの説明については記載済み</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="91 268 678 683" style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>記載内容比較のため、別添3-3.2-3.2.1-20ページ（実線部分）に再掲</p> <p>（式1.2.1.c-3-1）の安全係数（裕度）は、（式1.2.1.c-3-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式1.2.1.c-3-3）のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に関する安全係数）と現実的な耐力に対する設計応答値の割合（耐力に関する安全係数）に分離して評価する。</p> <p>ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、（式1.2.1.c-3-4）のように応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。</p> </div> <div data-bbox="91 715 678 1181"> $F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式 } 1.2.1.c-3-2)$ $= \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} \quad (\text{式 } 1.2.1.c-3-3)$ <p>応答に関する係数 耐力に関する係数</p> $\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式 } 1.2.1.c-3-4)$ <p>ここで、 F_{ER}：機器応答に関する係数 F_{SR}：建屋応答に関する係数 F_{EC}：耐力に関する係数</p> </div> <div data-bbox="91 1262 678 1447" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>記載内容比較のため、別添3-3.2-3.2.1-20ページ（点線部分）を再掲</p> <p>（式1.2.1.c-3-1）の安全係数（裕度）は、（式1.2.1.c-3-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式1.2.1.c-3-3）のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に</p> </div>	<div data-bbox="710 715 1283 1181"> $F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式 } 3.2.1-2)$ $= \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}$ <p>応答に関する安全係数 耐力に関する安全係数</p> $\therefore F = F_C \cdot F_{RE} \cdot F_{RS} \quad (\text{式 } 3.2.1-3)$ <p>ここで、 F_C：機器の耐力係数 F_{RE}：機器の応答係数 F_{RS}：建屋の応答係数</p> </div> <div data-bbox="710 1326 1283 1447"> <p>（式3.2.1-1）の安全係数（裕度）は、（式3.2.1-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式3.2.1-3）のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に関する安全係</p> </div>	<div data-bbox="1314 715 1888 1181"> $F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式 } 3.2.1-2)$ $= \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}$ <p>応答に関する安全係数 耐力に関する安全係数</p> $\therefore F = F_{EC} \cdot F_{ER} \cdot F_{SR} \quad (\text{式 } 3.2.1-3)$ <p>ここで、 F_{EC}：機器の耐力係数 F_{ER}：機器の応答係数 F_{SR}：建屋の応答係数</p> </div> <div data-bbox="1314 1326 1888 1447"> <p>（式3.2.1-1）の安全係数（裕度）は、（式3.2.1-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式3.2.1-3）のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に関する安全係</p> </div>	<p>であるため記載していない</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・泊はF（安全係数（裕度））の式の後に説明を記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の差異 ・泊はPWRで共通的に使用されている文字を係数として記載しているが、係数の内容は同じであり、フラジリティ評価への影響はない （以下、相違理由説明を省略） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。</p> <p>ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、(式1.2.1.c-3-4)のように応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。</p> <p>機器応答係数F_{ER}、建屋応答係数F_{SR}及び耐力係数F_{EC}は、それぞれ(式1.2.1.c-3-5)、(式1.2.1.c-3-6)、(式1.2.1.c-3-7)に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第1.2.1.c-3-1表に示す。</p> $F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC} \quad (\text{式1.2.1.c-3-5})$ $F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL} \quad (\text{式1.2.1.c-3-6})$ $F_{EC} = F_S \cdot F_{\mu} \quad (\text{式1.2.1.c-3-7})$ <p>ここで、</p> <p>F_{ESS}：機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_D：機器の設計用減衰定数に関する係数 F_{EM}：機器の解析モデル化に関する係数 F_{EMC}：機器のモード合成に関する係数 F_{SS}：入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{δ}：建屋の減衰に関する係数 F_M：建屋のモデル化に関する係数 F_{NL}：建屋の非線形応答に関する係数 F_S：機器の限界強度に関する係数 F_{μ}：機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数</p>	<p>数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。</p> <p>ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器の応答係数F_{RE}と建屋の応答係数F_{RS}に分割して評価する。</p> <p>耐力係数F_C、機器応答係数F_{RE}及び建屋応答係数F_{RS}は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、さらにいくつかの係数から構成されている。また、これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.2.1.c-2-1表に示す。</p> <p>機器の耐力係数：F_C $F_C = F_S \cdot F_{\mu}$</p> <p>ここで、</p> <p>F_S：強度係数 F_{μ}：塑性エネルギー吸収係数</p> <p>機器の応答係数：F_{RE} $F_{RE} = F_{SA} \cdot F_D \cdot F_M \cdot F_{MC}$</p> <p>ここで、</p> <p>$F_{SA}$：スペクトル形状係数 F_D：減衰係数 F_M：モデル化係数 F_{MC}：モード合成係数</p> <p>建屋の応答係数：F_{RS} $F_{RS} = F_1 \cdot F_2 \cdot F_3$</p> <p>ここで、</p> <p>$F_1$：解放基盤表面の地震動に関する係数</p>	<p>数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。</p> <p>ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器の応答係数F_{ER}と建屋の応答係数F_{SR}に分割して評価する。</p> <p>耐力係数F_{EC}、機器応答係数F_{ER}及び建屋応答係数F_{SR}は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、さらにいくつかの係数から構成されている。また、これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.2.1.c-3-1表に示す。</p> <p>機器の耐力係数：F_{EC} $F_{EC} = F_S \cdot F_{\mu}$</p> <p>ここで、</p> <p>$F_S$：強度係数 F_{μ}：塑性エネルギー吸収係数</p> <p>機器の応答係数：F_{ER} $F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC}$</p> <p>ここで、</p> <p>$F_{ESS}$：スペクトル形状係数 F_D：減衰係数 F_{EM}：モデル化係数 F_{EMC}：モード合成係数</p> <p>建屋の応答係数：F_{SR} $F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL}$</p> <p>ここで、</p> <p>$F_{SS}$：入力地震動のスペクトル形状に関する係数</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・全て⇒すべて</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>(相違理由については以下の各係数の箇所に記載)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・F_{SS}はF_1を細分化したサブ応答係数であるが、表現の相違で</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④フラジリティ評価における耐力情報 評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。耐力値はその評価部位に使われる部材のJSMEに記載されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、$\beta_R \cdot \beta_U$として定量化して考慮した。</p> <p>なお、評価部位及び損傷モードの指標については耐震評価で考慮されている。</p> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報 評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、$\beta_R \cdot \beta_U$として定量化して考慮した。</p>	<p>F₂：建屋への入力地震動に関する係数</p> <p>F₃：建屋の地震応答に関する係数</p> <p>ここで、建屋の応答係数について、第3.2.1.c-2表の値を使用する。</p> <p>④フラジリティ評価における耐力情報 評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において耐震評価上最も裕度の低いものを選定した。耐力値は、その評価部位に使われる部材の、「JSME発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）に記載されている許容値に基づく現実的値を適用した。確率分布は、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果、文献値、工学的判断等によって評価し、β_R、β_Uとして定量化して考慮した。</p> <p>なお、評価部位及び損傷モードの指標については、既工認等における耐震解析で考慮されている。</p> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報 評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において耐震評価上最も裕度の低いものを選定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果、文献値、工学的判断等によって評価し、β_R、β_Uとして定量化して考慮した。</p>	<p>F_d：建屋の減衰に関する係数 F_M：建屋のモデル化に関する係数 F_{nl}：建屋の非線形応答に関する係数</p> <p>ここで、建屋の応答係数について、第3.2.1.c-3表の値を使用する。</p> <p>④フラジリティ評価における耐力情報 評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において最も耐震性の低いものを選定した。耐力値は、その評価部位に使われる部材の、「JSME発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）に記載されている許容値に基づく現実的値を適用した。確率分布は、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果、文献値、工学的判断等によって評価し、β_R、β_Uとして定量化して考慮した。</p> <p>なお、評価部位及び損傷モードの指標については、既工認等における耐震解析で考慮されている。</p> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報 評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において最も耐震性の低いものを選定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果、文献値、工学的判断等によって評価し、β_R、β_Uとして定量化して考慮した。</p>	<p>あり、評価内容に相違はない（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■施設構造の相違 ・本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度を評価するものであり、泊は直接入力としていることから、考慮不要な係数である（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違 ・泊はF₂をF_d、F_M、F_{nl}に細分化したサブ応答係数があるが、表現の相違であり、評価内容に相違はない（大飯と同様） （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違 ・女川は裕度のみに着目しているが、泊はフラジリティが最弱のものを選定している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違 ・女川は裕度のみに着目しているが、泊はフラジリティが最弱のものを選定している（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、機器応答の伝達特性については耐震評価で考慮されている。</p> <p>⑥機器のフラジリティ評価結果 機器フラジリティ評価結果を第1.2.1.a-4表に示す。 機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「主機」、「補機」、「電気盤・計装」、「動的機器」及び「配管」の5グループに分類した。</p> <p>5グループの分類の考え方については以下のとおり。</p> <p>主機：1次冷却材バウンダリ設備で、多質点系時刻歴解析評価が主となる機器の構造損傷 補機：上記主機以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器の構造損傷 動的機器：ポンプ、内燃機関、電動弁等の動的機器の機能損傷 電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷 配管：配管・弁等の構造損傷</p> <p>また、グループごとにFV重要度を参照して代表機器を抽出し、その評価の具体例を(1)～(5)に示す。</p> <p>(1) 主機（蒸気発生器伝熱管） 評価対象機器の諸元を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリートE.L. 39.5m ・耐震クラス：S ・固有振動数：5.7Hz <p>・評価対象部位及び評価応力：</p>	<p>なお、機器応答の伝達特性については、既工認等における耐震解析で考慮されている。</p> <p>⑥ 機器のフラジリティ評価結果 機器フラジリティ評価結果を第3.2.1.a-4表に示す。 機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「大型機器」、「静的機器」、「動的機器」、「電気盤・計装」及び「配管」の5グループに分類した。</p> <p>また、グループ毎に代表機器をFV重要度より抽出し、その評価の具体例を以下に示す。</p> <p>(1) 大型機器（原子炉圧力容器） 評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価対象機器：制御棒駆動機構ハウジング貫通孔 ・設置位置：原子炉圧力容器下部 ・耐震クラス：S ・固有振動数：柔構造 ・評価地震動：最大加速度 1000ガル（S_s-2） ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能） ・評価対象部位：スタブチューブ ・評価応力：軸圧縮応力 	<p>なお、機器応答の伝達特性については、既工認等における耐震解析で考慮されている。</p> <p>⑥機器のフラジリティ評価結果 機器フラジリティ評価結果を第3.2.1.a-5表に示す。 機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「大型機器」、「静的機器」、「動的機器」、「電気盤・計装」及び「配管」の5グループに分類した。</p> <p>5グループの分類の考え方については以下のとおり。</p> <p>大型機器：1次冷却材バウンダリ設備で、多質点系時刻歴解析評価が主となる機器の構造損傷 静的機器：上記大型機器以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器の構造損傷 動的機器：ポンプ、内燃機関、電動弁等の動的機器の機能損傷 電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷 配管：配管・弁等の構造損傷</p> <p>また、グループごとに代表機器をFV重要度より抽出し、その評価の具体例を以下に示す。</p> <p>(1) 大型機器（1次冷却材ポンプ） 評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価対象機器：1次冷却材ポンプ ・設置位置：原子炉格納容器 T.P. 17.8m ・耐震クラス：S ・固有振動数：柔構造 ・評価地震動：最大加速度 550Gal（S_s1） ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能） ・評価対象部位：上部支持構造物 ・評価応力：組合せ応力 	<p>同様)</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・主機⇔大型機器 ・補記⇔静的機器 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載の充実のため、泊は5グループの分類の考え方を記載しており、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ・泊の構成に合わせて大飯の「動的機器」と「電気盤」の記載順序を入れ替えている</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・毎⇔ごと</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・FV重要度が異なるため、代表機器も異なる</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・ガル⇔Gal (以下、相違理由説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>下表の耐震評価結果に示す。これを基にフラジリティを算出した。</p> <table border="1" data-bbox="80 435 689 544"> <caption>表 蒸気発生器伝熱管の耐震評価結果</caption> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材料</th> <th>評価応力</th> <th>許容値 (N/mm²)</th> <th>発生応力 (N/mm²)</th> <th>裕度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>伝熱管</td> <td>TT690 合金</td> <td>一次膜+曲げ</td> <td>722</td> <td>318</td> <td>2.27</td> </tr> </tbody> </table> <p>a. 機器耐力係数 F_{ec} の評価 (a) 強度に関する係数 F_s の評価 本係数は、次式により評価する。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$ <p>ここで、σ_c：限界応力の中央値 σ_T：地震時発生応力 σ_N：通常運転時応力</p> <p>評価対象部位である伝熱管の材質はTT690合金であることから、限界応力としてJ SME 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第I編付録図表Part5の引張応力 $S_u=539N/mm^2$（評価温度336℃）を通常では採用するが、本伝熱管はストレステスト時に限界値として全断面降伏による崩壊応力値を採用している。</p> <p>したがって、耐震評価の許容値をそのまま適用し、以下とする。</p> $\sigma_c = 722N/mm^2$	評価部位	材料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度	伝熱管	TT690 合金	一次膜+曲げ	722	318	2.27	<p>第3.2.1.c-2-3表に、制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の耐震評価結果を示す。</p> <p>第3.2.1.c-2-3表をもとにフラジリティを算出した。</p> <p>a. 機器の耐力係数 F_c の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は、設計応力に対する限界応力の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$ <p>ここで、σ_c：限界応力の中央値 σ_T：地震時発生応力 σ_N：通常運転時応力</p> <p>評価対象部位であるスタブチューブの材質（NCF600）から、限界応力として「設計・建設規格」の第I編付録材料図表Part7より $B=84N/mm^2$（評価温度：289℃）を採用する。B値とは板厚やヤング率等で設定される数値で円筒形設備の圧縮荷重に対して適用される許容基準である。</p> <p>なお、国内文献¹⁷より上記規格値に含まれる安全率2.0倍を考慮して限界応力の中央値とする。</p> <p>従って、</p> $\sigma_c = 2.0 \times B = 2.0 \times 84 = 168N/mm^2$ <p>以上より、強度係数 F_s は、以下の通りとなる。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N} = \frac{168-7}{54-7} = 3.43$ <p>不確かさは、座屈応力評価式や安全率に含まれる不確かさが支</p>	<p>第3.2.1.c-3-3表に、1次冷却材ポンプ上部支持構造物の耐震評価結果を示す。</p> <p>第3.2.1.c-3-3表を基にフラジリティを算出した。</p> <p>a. 機器の耐力係数 F_{ec} の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は、設計応力に対する限界応力の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$ <p>ここで、σ_c：限界応力の中央値 σ_T：地震時発生応力 σ_N：通常運転時応力</p> <p>本機器における組合せ応力の評価は許容応力と地震応力の比を示す評価式となっているため、耐震評価による裕度を F_s として設定し、不確かさは考慮しない。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・もとに⇔基に (以下、相違理由説明を省略) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第3.2.1.c-3-3表で整理している <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・評価対象の応力種類が異なるため、計算方法が異なる ・大飯では、一次膜+曲げ応力に対する評価であり、女川では、軸圧縮応力に対する評価をしているが、泊では、組合せ応力に対する評価となることから、それぞれの応力に対する評価の内容が異なる ・泊の本機器は、評価応力が組合せ応力であり、保守的な設定として、設計許容値を限界応力
評価部位	材料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度										
伝熱管	TT690 合金	一次膜+曲げ	722	318	2.27										

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>配的と考えられるが、残留応力や局所的なひずみの影響によるランダム性の不確かさも考えられるためβ_c：$\beta_u=1:2$として算定する。この場合、設計許容値B値が99%下限値に相当するものとして不確かさを算定する。</p> $\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln\left(\frac{2 \times B}{B}\right) = 0.30$ $\beta_r = \frac{1}{\sqrt{5}} \beta_c = 0.13$ $\beta_u = \frac{2}{\sqrt{5}} \beta_c = 0.27$ <p>なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0とする。</p> $\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$ <p>以上より、強度に関する係数F_sは、以下のとおりとなる。</p> $F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{722}{318} = 2.27$ <p>なお、本評価では$1.1 \times S_u$は適用されないが、マージンを撤廃した耐力を耐震評価時に適用しているため、不確かさβ_Uとして、限界応力の中央値$1.1 \times S_u$に対する下記数式（告示値S_uが95%信頼下限に相当すると考える）を適用する。</p> $\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln\left(\frac{1.1 \times S_u}{S_u}\right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数F_μ</p> <p>伝熱管のような鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる。</p> <p>したがって、F_μは塑性率$\mu=3.0$を適用して、Newmarkのエネルギー等価式より下記のように算出される。</p> $F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} = 2.24$ <p>ここで、μ：塑性率=3.0（鋼構造） また、不確かさは次式により算定する。</p>	<p>配的と考えられるが、残留応力や局所的なひずみの影響によるランダム性の不確かさも考えられるためβ_c：$\beta_u=1:2$として算定する。この場合、設計許容値B値が99%下限値に相当するものとして不確かさを算定する。</p> $\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln\left(\frac{2 \times B}{B}\right) = 0.30$ $\beta_r = \frac{1}{\sqrt{5}} \beta_c = 0.13$ $\beta_u = \frac{2}{\sqrt{5}} \beta_c = 0.27$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_s = 3.43 \quad \beta_r = 0.13, \quad \beta_u = 0.27$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数F_μの評価</p> <p>本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収による裕度を評価するものである。</p> <p>座屈評価においては、弾性範囲内で座屈が生じると考えられるため塑性変形によるエネルギー吸収効果が期待できないことから考慮しない。</p>	<p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_s = 1.40, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数F_μの評価</p> <p>本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収による裕度を評価するものである。</p> <p>支持構造物のような鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる。</p> <p>したがって、F_μは塑性率$\mu=3.0$を適用して、Newmarkのエネルギー等価式より下記のように算出される。</p> $F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} = 2.24$ <p>ここで、μ：塑性率=3.0（鋼構造） また、不確かさは次式により算定する。</p>	<p>の中央値とみなして、F_sを評価している</p> <ul style="list-style-type: none"> また、F_sを保守的に設定していることから不確かさは考慮していない なお、これらの組合せ応力に対するF_sの評価の方法は、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である <p>【女川】【大飯】 ■評価結果の相違 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価対象部位の構造が異なるため、泊では本係数を考慮する 大飯と泊では、鋼構造機器の塑性変形によるエネルギー吸収を期待した評価をしているが、女川では、座屈評価の場合には保守的な評価として塑性

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>$\beta_c = \frac{1}{3} \ln(F_\mu)$</p> <p>$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c = 0.19$</p> <p>b. 機器応答係数 F_{ER}</p> <p>(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}</p> <p>本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅あり)}}{S_a \text{ (拡幅なし)}}$ <p>S_a：機器の固有振動数における応答加速度</p> <p>ただし、本伝熱管は拡幅無の床応答スペクトルを適用して耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。</p> <p>以上より、 $F_{ESS} = 1.0$、$\beta_R = \beta_U = 0$</p>	<p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00$ $\beta_r = 0.00$、$\beta_u = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価</p> <p>(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価</p> <p>本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を第3.2.1.c-2-1図に示す。</p> $F_{SA} = \frac{\text{拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}}{\text{拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度}}$ <p>本機器については時刻歴解析を適用しており、床応答スペクトルを使用していないため考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{SA} = 1.00$、$\beta_r = 0.00$、$\beta_u = 0.00$</p>	<p>$\beta_c = \frac{1}{3} \ln(F_\mu)$</p> <p>$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c = 0.19$</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 2.24$、$\beta_r = 0.19$、$\beta_u = 0.19$</p> <p>b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価</p> <p>(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価</p> <p>本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を第3.2.1.c-3-1図に示す。</p> $F_{ESS} = \frac{\text{拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}}{\text{拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度}}$ <p>本機器は建屋ループ連成解析による荷重を考慮した耐震評価を実施しているため、荷重にかけられている設計マージン1.30を係数として考慮する。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{ESS} = 1.30$、$\beta_r = 0.00$、$\beta_u = 0.00$</p>	<p>変形によるエネルギー吸収を期待していない</p> <p>・泊での係数設定の考え方は、機器の部材が塑性変形することによる機器全体系としてのエネルギー吸収効果を期待するものであり、塑性率 μ は Newmark の文献に記載されている鋼構造機器に対する値を採用している</p> <p>・塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる機器に対しては、大飯を含め他の PWR プラントでも同様である</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・評価対象機器の設計での応答解析の方法が異なるため、本係数で考慮する内容が異なる</p> <p>・泊の本機器では、建屋ループ連成解析により耐震評価が行われており、設計マージンが荷重にかけられているため、これを応答の保守性として本係数で考慮する扱いとしている</p> <p>・このマージンには不確かさは存在しないため β_r、及び β_u は考慮していない</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 設計用減衰定数に関する係数F_D</p> <p>本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_D = \frac{S_a(\text{設計用減衰定数})}{S_a(\text{損傷時の減衰定数中央値})}$ <p>ただし、本伝熱管に適用されている減衰定数は中央値と考えられるため、本係数は考慮しない。</p> <p>以上より、 $F_D=1.0$、$\beta_r=\beta_u=0$</p> <p>(c) 機器の解析モデル化に関する係数F_{EM}</p> <p>機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p>	<p>(b) 減衰係数F_Dの評価</p> <p>本係数は、現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第3.2.1.c-2図に示す。</p> $F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での応答値}}{\text{減衰定数の中央値での応答値}}$ <p>本機器については減衰定数の中央値は設計用減衰定数よりも大きいと考えられるが、保守的に設計用減衰定数と同一とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_D=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数F_{EM}の評価</p> <p>本係数は、機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因する保守性及び不確実さを評価するものである。</p> <p>本機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p>	<p>(b) 減衰係数F_Dの評価</p> <p>本係数は、現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第3.2.1.c-3図に示す。</p> $F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での応答値}}{\text{減衰定数の中央値での応答値}}$ <p>本機器については減衰定数の中央値は設計用減衰定数よりも大きいと考えられるが、保守的に設計用減衰定数と同一とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_D=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数F_{EM}の評価</p> <p>本係数は、機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確実さを評価するものである。</p> <p>本機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p>	<p>・なお、泊の本機器のように建屋ループ連成解析による荷重を考慮した耐震評価を実施している機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>・なお、大飯では、振幅による設計マージンがない床応答曲線で耐震評価が行われていることから、本係数は考慮していない</p> <p>・女川では、時刻歴解析で耐震評価されていて床応答曲線を用いていないため、本係数は考慮していない</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・女川と泊では、保守的な評価として、設計用減衰定数を中央値と見なして評価している</p> <p>・なお、大飯における本機器では、設計の耐震評価で減衰定数の中央値を使用しているため、本係数は考慮していない</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・など⇄等</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、伝熱管の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさβ_uは以下の値とする。</p> <p>$F_{EM}=1.0$、$\beta_R=0$、$\beta_u=0.15$</p> <p>(d) モード合成法に関する係数F_{EMC}</p> <p>伝熱管は多質点系でモデル化されるため、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{EMC}=1.0$、$\beta_R=0.15$、$\beta_u=0$</p>	<p>また、本機器の耐震評価は多質点系モデルを用いて行われているため、不確かさは海外文献*13より0.15とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_M=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.15$</p> <p>(d) モード合成係数F_{MC}の評価</p> <p>本係数は、機器の地震応答がスペクトルモーダル解析で評価されている場合に、モード合成に起因する保守性及び不確かさを評価するものである。</p> <p>本機器については時刻歴解析を適用しており、スペクトルモーダル解析を実施していないため考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{MC}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p>	<p>また、本機器の耐震評価は建屋連成解析モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさは、建屋応答係数に含まれるため、本係数では考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{EM}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(d) モード合成係数F_{EMC}の評価</p> <p>本係数は、機器の地震応答がスペクトルモーダル解析で評価されている場合に、モード合成に起因する保守性及び不確かさを評価するものである。</p> <p>本機器については時刻歴解析を適用しており、スペクトルモーダル解析を実施していないため考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{EMC}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯と女川では、多質点系モデルを用いた耐震評価を実施していることから、海外文献値のβ_uを採用している ・泊では、建屋連成解析モデルを使用した耐震評価であることから、本機器のモデルは建屋のモデルに含まれているため、モデル化の不確かさは、建屋応答係数F_Mに含まれる ・したがって、本係数は考慮していない ・なお、建屋連成解析モデルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震解析の方法が異なるため、係数の内容が異なる ・大飯では、多質点系でスペクトルモーダル解析を実施していることから、モード合成に関する不確かさとしてβ_rを考慮している ・女川と泊では、時刻歴解析を実施しておりモード合成が発生しないため、本係数は考慮していない ・なお、時刻歴解析で耐震評価されている機器については、大

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 建屋応答係数 F_{SR}（建屋非線形応答に関する係数 F_{NL}） 建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL}以外の係数については、第1.2.1.c-3-2表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。</p>	<p>c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価 建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-2表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価</p> <p>本係数は、基準地震動のスペクトルの持つ裕度を評価するものであり、第3.2.1.c-2-3図にスペクトル形状係数の概念図を示す。 中央値は、基準地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋又は機器の固有周期における比として、次式により評価する。</p> $\text{スペクトル形状係数} = \frac{\text{基準地震動の応答加速度}}{\text{一様ハザードスペクトルの応答加速度}}$ <p>また、不確かさは、地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮されるため、本係数では考慮しない。 本機器については1次固有周期での比を適用する。 以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_1 = 1.22, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$</p> <p>(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F_2 の評価 本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度及び基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。 本評価では、設計地盤モデルは中央値を与えるとみなし、また基礎が地盤を拘束することによる入力損失は考慮しないことから、中央値を1.00とする。 不確かさは、建屋の地震応答に関する係数 F_3 の不確かさと合わせて評価する。</p>	<p>c. 建屋の応答係数 F_{SR} の評価 建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価</p> <p>本係数は、基準地震動のスペクトルの持つ裕度を評価するものであり、第3.2.1.c-3-3図にスペクトル形状係数の概念図を示す。 中央値は、基準地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋の固有周期における比として、次式により評価する。</p> $\text{スペクトル形状係数} = \frac{\text{基準地震動の応答加速度}}{\text{一様ハザードスペクトルの応答加速度}}$ <p>また、不確かさは、地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮されるため、本係数では考慮しない。 本機器については1次固有周期での比を適用する。 以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{SS} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$</p>	<p>飯を含め他の PWR プラントでも同様である</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は F_{NL} 以外の係数についても説明を記載している</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・ F_{SS} は F_1 を細分化したサブ応答係数であり、評価内容に相違はない</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は機器の固有周期による影響は建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} で考慮している</p> <p>【女川】 ■施設構造の相違 ・本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度を評価するものであり、泊は直接入力としていないことから、考慮不要な係数である（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>β_rは、「地震PSA学会標準」で示される代表プラントにおける床応答スペクトルの不確かさが、おおむね0.2程度であることから0.20とする。</p> <p>β_uは、解析モデル化誤差等によるものであり、国内文献*18)に基づき0.15とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_2=1.00$, $\beta_r=0.20$, $\beta_u=0.15$ (β_r及びβ_uはF_3と共通)</p> <p>(c) 建屋の地震応答に関する係数F_3の評価</p> <p>本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤-建屋連成系モデルに関する設計上の裕度及び建屋の非線形応答が機器入力に与える裕度を評価するものである。</p> <p>本評価では、建屋振動モデルは過去の地震観測記録との整合を考慮した諸元を使用していること、また一般的に建屋の非線形挙動により線形時よりも応答加速度が低減される傾向にあることから、中央値を1.00とする。</p> <p>不確かさは、建屋への入力地震動に関する係数F_2の不確かさと合わせて評価する。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_3=1.00$, $\beta_r=0.20$, $\beta_u=0.15$ (β_r及びβ_uはF_2と共通)</p>	<p>(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価</p> <p>本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤-建屋連成系モデルに関する設計上の裕度及び建屋の非線形応答が機器入力に与える裕度を評価するものである。</p> <p>・ 建屋の減衰に関する係数F_5の評価</p> <p>本係数は、建屋の減衰評価にかかる設計上の保守性及び不確かさを評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_5 = \frac{\text{設計用減衰定数による応答}}{\text{現実的減衰定数の中央値による応答}}$ <p>β_5は、現実的な減衰定数に対する基準応答スペクトル値のばらつきから評価する。</p> <p>β_5は、地震PSA学会標準に基づき0.00とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_5=0.99$, $\beta_5=0.08$, $\beta_6=0.00$</p> <p>・ 建屋のモデル化に関する係数F_6の評価</p> <p>本係数は、建屋のモデル化に関する保守性及び不確かさを評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_6 = \frac{\text{設計用基準モデル1次周期の加速度}}{\text{現実的な建屋の1次周期の加速度}}$	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・ 女川は泊に記載の3つの係数を1つにまとめた記載となっており、評価内容に相違はない</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																											
<p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答ベクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、本係数は以下のとおりとする。</p> <p>$F_{NL}=1.0$、$\beta_R=0.17$、$\beta_U=0.10$</p> <p>d. 評価結果のまとめ</p> <p>各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、伝熱管のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下のとおりとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-1図に示す。</p> <p>$A_m=3.83$ (G) $\beta_R=0.31$、$\beta_U=0.31$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=3.83 \times \exp[-1.65 \times (0.31 + 0.31)]$ $=1.38$ (G)</p> <table border="1" data-bbox="107 1129 660 1316"> <caption>表 蒸気発生器伝熱管 安全係数評価結果の一覧</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">F_{RC}</th> <th colspan="4">F_{RR}</th> <th colspan="4">F_{RR}</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>F_r</th> <th>F_v</th> <th>F_{RR1}</th> <th>F_{RR2}</th> <th>F_{RR3}</th> <th>F_{RR4}</th> <th>F_r</th> <th>F_v</th> <th>F_{RR}</th> <th>F_{NL}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央値</td> <td>2.27</td> <td>2.24</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.07</td> <td>0.99</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>3.83</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">不確かさ</td> <td>β_R</td> <td>0.00</td> <td>0.19</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.15</td> <td>0.00</td> <td>0.09</td> <td>0.00</td> <td>0.17</td> <td>0.31</td> </tr> <tr> <td>β_U</td> <td>0.06</td> <td>0.19</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.15</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.15</td> <td>0.10</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 補機（原子炉補機冷却水冷却器） 評価対象機器の諸元を以下に示す。</p>		F _{RC}		F _{RR}				F _{RR}				合計	F _r	F _v	F _{RR1}	F _{RR2}	F _{RR3}	F _{RR4}	F _r	F _v	F _{RR}	F _{NL}	中央値	2.27	2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	3.83	不確かさ	β_R	0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.09	0.00	0.17	0.31	β_U	0.06	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.31	<p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答ベクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、本係数は以下のとおりとする。</p> <p>$F_{NL}=1.0$、$\beta_R=0.17$、$\beta_U=0.10$</p> <p>d. 評価結果のまとめ</p> <p>各係数の評価結果を第3.2.1.c-2-4表に示す。これらの結果より、制御棒駆動機構ハウジング貫通孔のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下の通りとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-4図に示す。</p> <p>$A_m=4.26$ (G) $\beta_R=0.24$、$\beta_U=0.34$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=4.26 \times \exp[-1.65 \times (0.24 + 0.34)]$ $=1.64$ (G)</p> <p>(2) 静的機器（水圧制御ユニット） 評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。 ・評価対象機器：水圧制御ユニット</p>	<p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答ベクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{NL}=0.99$、$\beta_R=0.01$、$\beta_U=0.15$</p> <p>・建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}の評価 本係数は、建屋の非線形応答が機器入力に与える保守性及び不確かさを評価するものである。 建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答ベクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{NL}=1.00$、$\beta_R=0.17$、$\beta_U=0.10$</p> <p>d. 評価結果のまとめ</p> <p>各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-4表に示す。これらの結果より、1次冷却材ポンプのフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下の通りとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-4図に示す。</p> <p>$A_m=2.23$ (G) $\beta_R=0.27$、$\beta_U=0.27$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.23 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.27)]$ $=0.93$ (G)</p> <p>(2) 静的機器（余熱除去冷却器） 評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。 ・評価対象機器：余熱除去冷却器</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第3.2.1.c-3-4表で整理している <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・FV重要度が異なるため、代表
		F _{RC}		F _{RR}				F _{RR}					合計																																																	
	F _r	F _v	F _{RR1}	F _{RR2}	F _{RR3}	F _{RR4}	F _r	F _v	F _{RR}	F _{NL}																																																				
中央値	2.27	2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	3.83																																																			
不確かさ	β_R	0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.09	0.00	0.17	0.31																																																		
	β_U	0.06	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.31																																																		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>・設置位置：原子炉周辺建屋 E.L. 5.5m</p> <p>・耐震クラス：S</p> <p>・固有振動数：剛</p> <p>・評価対象部位及び評価応力：</p> <p>下表の耐震評価結果に示す。 各部位・各評価応力のうち、許容値に対する発生応力の裕度が最小である胴板が、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。したがって、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の胴板に着目して評価する。</p> <table border="1"> <caption>表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果</caption> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材料</th> <th>評価応力</th> <th>許容値(Su) (N/mm²)</th> <th>発生応力 (N/mm²)</th> <th>裕度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴板</td> <td>SGV410</td> <td>1次応力</td> <td>385</td> <td>161</td> <td>2.39</td> </tr> <tr> <td>支持脚</td> <td>SS400</td> <td>組合せ1次</td> <td>386</td> <td>37</td> <td>10.43</td> </tr> <tr> <td>基礎ボルト</td> <td>SS400</td> <td>引張応力</td> <td>400</td> <td>102</td> <td>3.92</td> </tr> </tbody> </table> <p>a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価 (a) 強度に関する係数 F_s の評価 本係数は、次式により評価する。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$ <p>ここで、</p> <p>σ_c：限界応力の中央値</p> <p>σ_T：地震時発生応力</p> <p>σ_N：通常運転時応力</p>	評価部位	材料	評価応力	許容値(Su) (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度	胴板	SGV410	1次応力	385	161	2.39	支持脚	SS400	組合せ1次	386	37	10.43	基礎ボルト	SS400	引張応力	400	102	3.92	<p>・設置位置：原子炉建屋 O.P. 6.0m</p> <p>・耐震クラス：S</p> <p>・固有振動数：剛構造</p> <p>・評価地震動：最大加速度 1000ガル (S s - 2)</p> <p>・評価項目：構造損傷（支持機能）</p> <p>・評価対象部位：取付ボルト</p> <p>・評価応力：引張応力、せん断応力</p> <p>第3.2.1.c-2-5表に、水圧制御ユニットの耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-5表をもとにフラジリティを算出した。</p> <p>a. 機器の耐力係数 F_c の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 ボルトの強度係数については、引張応力及びせん断応力に対して次式により評価する。</p> $\left(\frac{\sigma}{\sigma_c}\right)^2 + \left(\frac{\tau}{\tau_c}\right)^2 = \left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2 = \left(\frac{1}{F_s}\right)^2$ <p>ここで、</p> <p>σ：引張応力</p> <p>τ：せん断応力</p> <p>σ_c：限界引張応力の中央値</p> <p>τ_c：限界せん断応力の中央値</p> <p>F_σ：引張に対する余裕度</p> <p>F_τ：せん断に対する余裕度</p>	<p>・設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 4.1m</p> <p>・耐震クラス：S</p> <p>・固有振動数：剛構造</p> <p>・評価地震動：最大加速度 550Gal (Ss1)</p> <p>・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）</p> <p>・評価対象部位：胴板</p> <p>・評価応力：一次応力</p> <p>第3.2.1.c-3-5表に、余熱除去冷却器の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-3-5表を基にフラジリティを算出した。</p> <p>a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は、設計応力に対する限界応力の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$ <p>ここで、</p> <p>σ_c：限界応力の中央値</p> <p>σ_T：地震時発生応力</p> <p>σ_N：通常運転時応力</p>	<p>機器も異なる</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は第3.2.1.c-3-5表で整理している <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では、ボルトの引張及びせん断の組合せに着目して本係数を評価している ・大飯と泊では、胴板の一次応力に着目して本係数を評価している ・なお、胴板の一次応力に対する評価については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である
評価部位	材料	評価応力	許容値(Su) (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度																						
胴板	SGV410	1次応力	385	161	2.39																						
支持脚	SS400	組合せ1次	386	37	10.43																						
基礎ボルト	SS400	引張応力	400	102	3.92																						

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>評価対象部位である胴板の材質はSGV410であることから、限界応力としてJSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第I編付録図表Part5の引張応力$S_u = 385\text{N/mm}^2$（評価温度65°C）が適用可能であるが、当該設備についてはミルシートにより実際に使用された鋼材の材料試験データ（$\sigma_u = \square\text{N/mm}^2$）があるため、それを限界応力の中央値とする。</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> <p>なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0とする。 $\sigma_N = 0\text{ N/mm}^2$</p> <p>以上より、強度に関する係数$F_s$は、以下のとおりとなる。 $F_s = \sigma_c / \sigma_t = \sigma_u / \sigma_t = \square / 161 = \square$</p>	<p>以上より、強度係数F_sは次式により評価する。</p> $F_s = \frac{1}{\sqrt{\left(\frac{1}{F_\sigma}\right)^2 + \left(\frac{1}{F_\tau}\right)^2}}$ <p>評価対象部位である取付ボルトの材質（SCM435）から、限界応力として「設計・建設規格」の第I編付録材料図表Part5の引張応力$S_u = 906\text{N/mm}^2$（評価温度：50°C）を採用する。</p> <p>なお、上記規格値に含まれる余裕（S_u値の1.17倍）考慮するとともに、限界引張応力は谷径断面積と呼び径断面積の比（0.75）を乗じ、限界せん断応力はせん断の許容値に適用する$\sqrt{3}$で除した値とする。</p> <p>従って、 $\sigma_c = S_u \times 1.17 \times 0.75 = 906 \times 1.17 \times 0.75 = 795\text{N/mm}^2$ $\tau_c = (S_u \times 1.17) / \sqrt{3} = (906 \times 1.17) / \sqrt{3} = 612\text{N/mm}^2$ $F_\sigma = \sigma_c / \sigma = 795 / 286 = 2.78$ $F_\tau = \tau_c / \tau = 612 / 81 = 7.56$</p> <p>不確かさ$\beta_u$として、限界応力における引張応力の中央値$1.17 \times S_u$に対して、規格値$S_u$が99%信頼下限に相当すると考える。</p> $\beta_u = \frac{1}{2.33} \ln\left(\frac{1.17 \times S_u}{S_u}\right) = 0.07$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_s = 2.61$ $\beta_\tau = 0.00$, $\beta_u = 0.07$</p>	<p>評価対象部位である胴板の材質（SGV410）から、限界応力として「設計・建設規格」の第I編付録材料図表Part5の引張応力$S_u = 373\text{N/mm}^2$（最高使用温度95°C）を採用する。</p> <p>なお、上記規格値に含まれる余裕（S_u値の1.1倍）を考慮して限界応力の中央値とする。</p> $\sigma_c = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 373 = 410.3\text{N/mm}^2$ <p>なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で分離して評価されていないため、0とする。 $\sigma_N = 0\text{ N/mm}^2$</p> $F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_N} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_N} = \frac{410.3}{78} = 5.26$ <p>不確かさβ_uとして、限界応力の中央値$1.1 \times S_u$に対して、S_uが95%信頼下限に相当すると考える。</p> $\beta_u = \frac{1}{1.65} \ln\left(\frac{1.1 \times S_u}{S_u}\right) = 0.06 \quad (\beta_\tau = 0)$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_s = 5.26$, $\beta_\tau = 0.00$, $\beta_u = 0.06$</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では、限界応力として、ミルシート値をそのまま使用しており、不確かさも考慮していない ・女川と泊では、限界応力として規格基準値に含まれる余裕を考慮した値とその余裕に関わる不確かさを考慮している ・泊での余裕の値と不確かさについては、PWR電共研の知見によるものであり、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、ミルシートにより実機耐力を適用しているため、不確かさは考慮しない。 $\beta_R = \beta_U = 0$</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません ん。</p> <p>(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ 胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。</p> <p>すなわち、以下のとおりとする $F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$</p> <p>b. 機器応答係数 F_{ER} (a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS} 本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅あり)}}{S_a \text{ (拡幅なし)}}$ <p>ただし、本機器は剛であるため、本係数は考慮しない。</p> <p>以上より、 $F_{ESS} = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$</p>	<p>(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価 ボルトの塑性変形は局所的であり、塑性エネルギーの吸収はほとんど期待できないため、塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価 (a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_{SA} = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.00$	<p>(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価 胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数 F_{ER} の評価 (a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価</p> <p>本機器は剛であり、最大床応答加速度 (ZPA) に設計マージン 1.20 をかけられているため、これを係数として考慮する。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{ESS} = 1.20, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.00$</p>	<p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・大飯では、限界応力として、ミルシート値をそのまま使用しており、不確かさも考慮していない</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・女川では、ボルトに対する評価であり、塑性エネルギー吸収が期待できないため、本係数は考慮していない ・大飯と泊では、胴板について保守的な評価として塑性変形によるエネルギー吸収を期待していない ・この扱いは、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・泊は床応答スペクトルの拡幅に係る説明は「(1)大型機器」で記載済みであるため記載しない</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・泊の本機器では、耐震評価において最大床応答加速度 (ZPA) に設計マージン 1.20 がかけられているため、これを応答の保守性として本係数で考慮している ・このマージンには不確かさは</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D</p> <p>本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$ <p>ただし、本機器は剛であるため、本係数は考慮しない。</p> <p>$F_D=1.0$、$\beta_r=\beta_u=0$</p> <p>(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_M</p> <p>機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p> <p>また、原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_u は以下の値とする。</p> <p>$F_M=1.0$、$\beta_r=0$、$\beta_u=0.15$</p>	<p>(b) 減衰係数 F_D の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_D=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数 F_M の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_M=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p>	<p>(b) 減衰係数 F_D の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_D=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数 F_M の評価</p> <p>機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p> <p>また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。</p> <p>$F_M=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p>	<p>存在しないため β_r 及び β_u は考慮していない</p> <p>・なお、泊の本機器のように耐震評価において最大床応答加速度(ZPA)に設計マージン1.20がかけられている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>・大飯と女川では、耐震評価で設計マージンが用いられていない機器のため、本係数は考慮していない</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は設計用減衰定数の裕度に係る説明は「(I)大型機器」で記載済みであるため記載しない</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・女川では、剛構造であることを理由としてモデル化係数 F_M を考慮していない</p> <p>・大飯と泊では、剛構造の機器であっても解析モデルに応じて本係数を評価している</p> <p>・大飯では、多質点系モデルによる耐震評価であるため、不確かさについては海外文献値の β_u を採用している</p> <p>・泊では、1質点系モデルによる耐震評価であり、1質点系モ</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(d) モード合成法に関する係数F_{MC}</p> <p>本機器は剛であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_{MC}=1.0, \beta_r=\beta_u=0$ <p>c. 建屋応答係数F_{SR}（建屋非線形応答に関する係数F_{NL}）</p> <p>建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数F_{NL}以外の係数については、第1.2.1.c-3-2表に示す建屋応答係数を用いる。以下ではF_{NL}についてのみ示す。</p>	<p>(d) モード合成係数F_{MC}の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_{MC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$ <p>c. 建屋の応答係数F_{RS}の評価</p> <p>建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-2-2表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数F_1の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは、原子炉建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。</p> $F_1=0.86, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$ <p>(b) 建屋への入力地震動に関する係数F_2の評価</p>	<p>(d) モード合成係数F_{MC}の評価</p> <p>本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは考慮しない。</p> $F_{MC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$ <p>c. 建屋の応答係数F_{SR}の評価</p> <p>建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉補助建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数F_{SS}の評価</p> <p>本係数及び不確かさは、原子炉補助建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。</p> $F_{SS}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$	<p>デルは、非常に単純で保守的な解析モデルであることから、不確かさを考慮していない</p> <p>・なお、1質点系モデルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・剛構造や1質点系モデルの場合には、スペクトルモーダル解析におけるモード合成が発生しないためモード合成係数F_{MC}を考慮していない</p> <p>・この扱いは、剛構造や1質点系モデルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊はF_{NL}以外の係数についても説明を記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・F_{SS}はF_1を細分化したサブ応答係数であり、評価内容に相違はない</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は機器の固有周期による影響は建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}で考慮している</p> <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮せず以下のとおりとする。</p> <p>$F_{NL}=1.0$、$\beta_R=\beta_U=0$</p> <p>d. 評価結果のまとめ 各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下のとおりとなる。 また、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-2図に示す。 $A_m=2.07$(G) $\beta_R=0.08$、$\beta_U=0.22$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.07 \times \exp[-1.65 \times (0.08 + 0.22)]$</p>	<p>本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_2=1.00$、$\beta_r=0.20$、$\beta_u=0.15$</p> <p>(c) 建屋の地震応答に関する係数F_3の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_3=1.00$、$\beta_r=0.20$、$\beta_u=0.15$</p> <p>d. 評価結果のまとめ 各係数の評価結果を第3.2.1.c-2-6表に示す。これらの結果より、水圧制御ユニットのフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_r \cdot \beta_u$及びHCLPFは、以下の通りとなる。 また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-5図に示す。 $A_m=2.28$(G) $\beta_r=0.20$、$\beta_u=0.17$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)]$ $=2.28 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.17)]$</p>	<p>(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価</p> <p>・建屋の減衰に関する係数F_5の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_5=0.99$、$\beta_r=0.08$、$\beta_u=0.00$</p> <p>・建屋のモデル化に関する係数F_6の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_6=0.99$、$\beta_r=0.01$、$\beta_u=0.15$</p> <p>・建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}の評価 建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。 以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{NL}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>d. 評価結果のまとめ 各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-6表に示す。これらの結果より、余熱除去冷却器のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_r \cdot \beta_u$及びHCLPFは、以下の通りとなる。 また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-5図に示す。 $A_m=2.29$(G) $\beta_r=0.09$、$\beta_u=0.17$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)]$ $=2.29 \times \exp[-1.65 \times (0.09 + 0.17)]$</p>	<p>■施設構造の相違 ・本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度を評価するものであり、泊は直接入力としていることから、考慮不要な係数である（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川は泊に記載の3つの係数を1つにまとめた記載となっており、評価内容に相違はない</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																							
<p style="text-align: center;">=1.27(G)</p> <table border="1" data-bbox="100 239 672 422"> <caption>表 原子炉補機冷却水冷却器 安全係数評価結果の一覧</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">F_{CC}</th> <th colspan="3">F_{CS}</th> <th colspan="3">F_{CS}</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>F_c</th> <th>F_s</th> <th>F_{max}</th> <th>F_c</th> <th>F_s</th> <th>F_{max}</th> <th>F_c</th> <th>F_s</th> <th>F_{max}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央値</td> <td>0.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.07</td> <td>0.99</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>2.07</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">不確かさ</td> <td>β_u</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.08</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.08</td> </tr> <tr> <td>β_d</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.15</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.05</td> <td>0.00</td> <td>0.22</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません h₀</p> <p>(4) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））</p> <p>評価対象機器の諸元を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置位置：原子炉周辺建屋 E.L.10.0m 耐震クラス：S 固有振動数：水平、上下とも30Hz以上 基準地震動Ssに対する設置床面のZPA： 水平方向0.77G、上下方向0.51G→SRSS=0.924G <p>ポンプ及びディーゼル類については、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水</p>		F _{CC}			F _{CS}			F _{CS}			合計	F _c	F _s	F _{max}	F _c	F _s	F _{max}	F _c	F _s	F _{max}	中央値	0.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.07	不確かさ	β _u	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.08	β _d	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.05	0.00	0.22	<p style="text-align: center;">=1.24 (G)</p> <p>(3) 動的機器（ディーゼル機関）</p> <p>評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価対象機器：非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関 設置位置：原子炉建屋 O.P.15.0m 耐震クラス：S 固有振動数：剛構造 評価地震動：最大加速度 1000ガル (S s-2) 評価項目：機能損傷（動的機能） <p>第3.2.1.c-2-7表に、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-7表をもとにフラジリティを算出した。</p>	<p style="text-align: center;">=1.53 (G)</p> <p>(3) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））</p> <p>評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価対象機器：内燃機関（ディーゼル発電機） 設置位置：ディーゼル発電機建屋 T.P.10.3m 耐震クラス：S 固有振動数：剛構造 評価地震動：最大加速度 620Gal (Ss3-4) 評価項目：機能損傷（動的機能） <p>第3.2.1.c-3-7表に、ディーゼル発電設備内燃機関の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-3-7表を基にフラジリティを算出した。</p> <p>ポンプ及びディーゼル類については、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載箇所の相違 女川実績の反映 泊は第3.2.1.c-3-6表で整理している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊の構成に合わせて大飯の「(3)電気盤」と「(4)動的機器」の記載順序を入れ替えている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 ディーゼル機関⇔内燃機関（ディーゼル発電機） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 付番の相違 女川実績の反映による項目番号の相違 <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載箇所の相違 女川実績の反映 泊は第3.2.1.c-3-7表で整理している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価方針の相違
		F _{CC}			F _{CS}			F _{CS}				合計																																														
	F _c	F _s	F _{max}	F _c	F _s	F _{max}	F _c	F _s	F _{max}																																																	
中央値	0.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.07																																															
不確かさ	β _u	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.08																																															
	β _d	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.05	0.00	0.22																																															

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根 (SRSS) により合成するものとする。</p> <p>・機能維持確認済加速度： 水平方向1.7G、上下方向1.0G→SRSS=1.97G</p> <p>a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価 (a) 強度に関する係数 F_s の評価</p> <p>ポンプ及びディーゼル類のように、構造強度のみでなく動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づき fragility 評価を行う。 この場合、電気盤類と同様に fragility 評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、β 設定法に基づき損傷加速度の中央値の推定を行うことができる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>[β 設定法の概要] を比較するため、別添3-3.2-3.2.1-45ページ (点線部分) を再掲している</p> <p>[β 設定法の概要] fragility 評価において、HCLPF は次式により評価される。 $HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ ここで、A_m：fragility 加速度の中央値 上式より、 $A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値と HCLPF の関係は次式により表される。 損傷加速度中央値 = 損傷加速度の HCLPF ×</p> </div>	<p>a. 機器の耐力係数 F_c の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$ <p>・損傷加速度中央値について ディーゼル機関のように、構造強度に加え動的機能維持が必要な機器は、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づき fragility 評価を行う。 fragility 評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、損傷加速度の HCLPF = 試験加速度とする。また、誤動作・損傷に対する損傷加速度中央値 A_m を HCLPF から下記のように推定する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>[β 設定法の概要] 比較するため、別添3-3.2-3.2.1-45ページ (点線部分) を再掲している</p> <p>[β 設定法の概要] fragility 評価において、HCLPF は次式により評価される。 $HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ 上式より、 $A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ これと同様に、加振試験における損傷加速度中央値と損傷加速度の HCLPF の関係は次式により表される。 損傷加速度中央値 = 損傷加速度の HCLPF ×</p> </div>	<p>平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根 (SRSS) により合成するものとする。</p> <p>・機能維持確認済加速度： 水平方向10.7m/s²、上下方向9.80m/s²→SRSS=14.51m/s²</p> <p>a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$ <p>・損傷加速度中央値について ディーゼル機関のように、構造強度に加え動的機能維持が必要な機器は、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づき fragility 評価を行う。 fragility 評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す方法（ここでは、「β 設定法」という。）により誤動作・損傷に対する損傷加速度の中央値の推定する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>[β 設定法の概要] fragility 評価において、HCLPF は次式により評価される。 $HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ 上式より、 $A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ これと同様に、加振試験における損傷加速度中央値と損傷加速度の HCLPF の関係は次式により表される。 損傷加速度中央値 = 損傷加速度の HCLPF ×</p> </div>	<p>・女川では1方向のみに着目した評価としているが、PWR では回転機器に対しては水平・上下が合成された入力による影響を考慮している大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川では、機能維持確認済加速度から、工学的判断で損傷限界値を定めて、F_s と不確かさを評価している ・大飯と泊では、機能維持確認済加速度から、工学的判断で損傷限界値に関する不確かさを定めて、損傷限界値と F_s を評価している ・なお、動的機器については、大飯を含め他の PWR プラントでも同様である</p>

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

第37条 付録1 事故シケンスグループ及び重要事故シケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">$\exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$</p> <p>したがって、損傷加速度のHCLPFを試験加速度とし、不確かさβ_R、β_Uを与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。</p> <p>なお、ポンプ及びディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確かさデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確かさよりも小さいと仮定し、$\beta_R = \beta_U = 0.10$とする。</p> <p>ここで、このβ設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。</p> <p>以上から、内燃機関の損傷加速度の中央値は、β設定法に基づき以下のとおりとなる。</p> <p>損傷加速度の中央値＝試験加速度×$\exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$ $= 1.97 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.10)) = 2.74G$</p> <p>したがって、強度に関する係数$F_s$及びその不確かさは、以下のとおりとなる。 $F_s = \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} = 2.74 / 0.924 = 2.97$ $\beta_R = 0.10, \beta_U = 0.10$</p> <p>(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 ポンプ及びディーゼルのような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。 $F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$</p> <p>b. 機器応答係数$F_{ER}$</p>	<p style="text-align: center;">$(\beta_r + \beta_u)$</p> <p>従って、“損傷加速度のHCLPF＝試験加速度”とし、不確かさβ_r及びβ_uを与えることにより、損傷加速度中央値を推定できる。</p> <p>$A_m = \text{HCLPF} / 0.9$ $= 3.3 / 0.9$ $= 3.67 (G)$</p> <p>不確かさは、A_mとHCLPFより求める。A_mとHCLPFの関係は以下のとおりである。 $A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ β_rとβ_uは同程度と考え、$\beta_r = \beta_u$とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{3.67}{1.61} = 2.28$</p> <p>$\beta_r = 0.03, \beta_u = 0.03$</p> <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数$F_\mu$の評価 本機器のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数$F_{RE}$の評価</p>	<p style="text-align: center;">$(\beta_r + \beta_u)$</p> <p>したがって、“損傷加速度のHCLPF＝試験加速度”とし、不確かさβ_r及びβ_uを与えることにより、損傷加速度中央値を推定できる。</p> <p>なお、ポンプ及びディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確かさデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確かさよりも小さいと仮定し、$\beta_r = \beta_u = 0.10$とする。</p> <p>ここで、このβ設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。</p> <p>以上から、内燃機関の損傷加速度の中央値は、β設定法に基づき以下のとおりとなる。</p> <p>損傷加速度の中央値＝試験加速度×$\exp[1.65 \times (\beta_r + \beta_u)]$ $= 14.51 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)] = 20.18m/s^2$</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{20.18}{7.409} = 2.72$</p> <p>$\beta_r = 0.10, \beta_u = 0.10$</p> <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数$F_\mu$の評価 本機器のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数$F_{RE}$の評価</p>	<p>【女川】</p> <p>記載表現の相違</p> <p>従って⇒したがって</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>実機の加振試験に基づきF_{EC}を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確実さはすべて加振試験において考慮されていることになる。また、耐震評価におけるポンプ及びディーゼル類の機能維持評価では、ZPAを1.2倍することも行われていない。</p>	<p>(a) スペクトル形状係数F_{SA}の評価 本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_{SA}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(b) 減衰係数$F_D$の評価 本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_D=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数$F_M$の評価 本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_M=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(d) モード合成係数$F_{MC}$の評価 本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_{MC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p>	<p>(a) スペクトル形状係数F_{ESS}の評価 本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_{ESS}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(b) 減衰係数$F_D$の評価 本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_D=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数$F_{EM}$の評価 機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。 また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確実さは考慮しない。 $F_{EM}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(d) モード合成係数$F_{EMC}$の評価 本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。 $F_{EMC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・大飯は泊に記載の4つの係数を1つにまとめた記載となっているが、係数の設定の考え方は同じであり、評価内容に相違はない</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川では、剛構造であることを理由としてモデル化係数F_{EM}を考慮していない ・大飯と泊では、剛構造の機器であっても解析モデルに応じて本係数を評価している ・泊では、1質点系モデルによる耐震評価であり、1質点系モデルは、非常に単純で保守的な解析モデルであることから、不確実さを考慮していない ・なお、1質点系モデルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・剛構造や1質点系モデルの場合には、スペクトルモード解析におけるモード合成が発生しないためモード合成係数F_{EMC}を考慮していない ・なお、剛構造や1質点系モデル</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>したがって、機器応答係数F_{BR}は以下のとおりとする。 $F_{BR}=1.0$、$\beta_R=\beta_U=0$</p> <p>c. 建屋応答係数F_{SR}（建屋非線形応答に関する係数F_{NL}） 建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数F_{NL}以外の係数については、第1.2.1.c-3-2表に示す建屋応答係数を用いる。以下ではF_{NL}についてのみ示す。</p>	<p>c. 建屋の応答係数F_{RS}の評価 建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-2-2表に示す原子炉建屋の建屋応答係数を用いる。</p> <p>(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数F_1の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは、原子炉建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。</p> <p>$F_1=0.86$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(b) 建屋への入力地震動に関する係数F_2の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_2=1.00$、$\beta_r=0.20$、$\beta_u=0.15$</p> <p>(c) 建屋の地震応答に関する係数F_3の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_3=1.00$、$\beta_r=0.20$、$\beta_u=0.15$</p>	<p>c. 建屋の応答係数F_{SR}の評価 建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示すディーゼル発電機建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数F_{SS}の評価</p> <p>本係数及び不確かさは、ディーゼル発電機建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。</p> <p>$F_{SS}=0.93$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価</p>	<p>ルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は泊に記載の4つの係数を1つにまとめた記載となっているが、係数の設定の考え方は同じであり、評価内容に相違はない <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はF_{NL}以外の係数についても説明を記載している <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・F_{SS}はF_1を細分化したサブ応答係数であり、評価内容に相違はない <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は機器の固有周期による影響は建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}で考慮している <p>【女川】</p> <p>■施設構造の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度を評価するものであり、泊は直接入力としていることから、考慮不要な係数である（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は泊に記載の3つの係数

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。</p> <p>ここで、試験加速度は最大加速度(ZPA)ベースであるが、ZPAについては建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるにしたがい低減する傾向にあると考えられる。</p> <p>ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。</p> $F_N=1.0、\beta_R=\beta_U=0$ <p>d. 評価結果のまとめ</p> <p>各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、内燃機関のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下のとおりとなる。また、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-4図に示す。</p> $A_m=2.24(G)$ $\beta_R=0.14、\beta_U=0.19$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.24 \times \exp[-1.65 \times (0.14 + 0.19)]$ $=1.29(G)$	<p>建屋の非線形応答に関する係数F_Nの評価</p> <p>本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_N=0.99、\beta_R=0.07、\beta_U=0.00$ <p>建屋のモデル化に関する係数F_Mの評価</p> <p>本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_M=1.03、\beta_R=0.01、\beta_U=0.15$ <p>建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}の評価</p> <p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_{NL}=1.00、\beta_R=0.00、\beta_U=0.00$ <p>d. 評価結果のまとめ</p> <p>各係数の評価結果を第3.2.1.c-2-8表に示す。これらの結果より、ディーゼル機関のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下の通りとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-6図に示す。</p> $A_m=2.00(G)$ $\beta_R=0.20、\beta_U=0.15$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.00 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.15)]$ $=1.12(G)$	<p>建屋の減衰に関する係数F_Dの評価</p> <p>本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_D=0.99、\beta_R=0.07、\beta_U=0.00$ <p>建屋のモデル化に関する係数F_Mの評価</p> <p>本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_M=1.03、\beta_R=0.01、\beta_U=0.15$ <p>建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}の評価</p> <p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_{NL}=1.00、\beta_R=0.00、\beta_U=0.00$ <p>d. 評価結果のまとめ</p> <p>各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-8表に示す。これらの結果より、内燃機関のフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下の通りとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-6図に示す。</p> $A_m=1.63(G)$ $\beta_R=0.13、\beta_U=0.19$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=1.63 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)]$ $=0.99(G)$	<p>を1つにまとめた記載となっており、評価内容に相違はない</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・大飯と同様であるが、泊は他の箇所との記載の整合のため記載しない</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																									
<p>表 内燃機関 安全係数評価結果一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="6">F_{IC}</th> <th colspan="4">F_{EM}</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>F_v</th> <th>F_s</th> <th>F_{EM}</th> <th>F_D</th> <th>F_{EM}</th> <th>F_{EMC}</th> <th>F_{EM}</th> <th>F_S</th> <th>F_{II}</th> <th>F_{SL}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央値</td> <td>2.97</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.07</td> <td>0.99</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>2.24</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">不確かさ</td> <td>β_s</td> <td>0.10</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.09</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.14</td> </tr> <tr> <td>β_v</td> <td>0.10</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.15</td> <td>0.00</td> <td>0.19</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 電気盤・計装（メタルクラッドスイッチギア）</p> <p>評価対象機器の諸元を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置位置：制御建屋 E.L. 15.8m 耐震クラス：S 固有振動数：遮断器について水平、上下とも30Hz 以上 基準地震動S_s に対する盤の設計応答加速度： <ul style="list-style-type: none"> 水平方向1.20G、上下方向0.61G→SRSS=1.35G 機能維持確認済加速度：水平：□、上下：□ <p>メタルクラッドスイッチギアは、水平方向と上下方向の同時入力が、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根（SRSS）により合成するものとする。</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 <input type="checkbox"/></p>		F _{IC}						F _{EM}				合計	F _v	F _s	F _{EM}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{EM}	F _S	F _{II}	F _{SL}	中央値	2.97	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.24	不確かさ	β _s	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.00	0.14	β _v	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19	<p>(4) 電気盤・計装（電気盤）</p> <p>評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価対象機器：125V直流受電パワーセンタ2A 設置位置：制御建屋 O.P. 8.0m 耐震クラス：S 固有振動数：剛構造 評価地震動：最大加速度1000ガル（S_s-2） 評価項目：機能損傷（電気的機能） <p>第3.2.1.c-2-9表に、125V直流受電パワーセンタ2Aの耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-9表を もとに フラジリティを算出した。</p>	<p>(4) 電気盤・計装（パワーコントロールセンタ）</p> <p>評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価対象機器：パワーコントロールセンタ 設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 10.3m 耐震クラス：S 固有振動数：柔構造 評価地震動：最大加速度550Gal（S_s1） 評価項目：機能損傷（電気的機能） <p>第3.2.1.c-3-9表に、パワーコントロールセンタの耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-3-9表を 基に フラジリティを算出した。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載箇所の相違 女川実績の反映 泊は第3.2.1.c-3-8表で整理している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊の構成に合わせて大飯の「(3)電気盤」と「(4)動的機器」の記載順序を入れ替えている <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 付番の相違 女川実績の反映による項目番号の相違 <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 FV重要度が異なるため、代表機器も異なる <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載箇所の相違 女川実績の反映 泊は第3.2.1.c-3-9表で整理している
		F _{IC}						F _{EM}					合計																																															
	F _v	F _s	F _{EM}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{EM}	F _S	F _{II}	F _{SL}																																																		
中央値	2.97	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.24																																																	
不確かさ	β _s	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.00	0.14																																																	
	β _v	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19																																																	

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価</p> <p>(a) 強度に関する係数 F_s の評価</p> <p>F_s は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{盤応答加速度}}$ <ul style="list-style-type: none"> ・損傷加速度中央値について <p>電気盤類のように、構造強度のみでなく電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。</p> <p>フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>[β 設定法の概要] を比較するため、別添 3-3.2-3.2.1-39 ページ（実線部分）に再掲している</p> <p>フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。</p> $HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>ここで、A_m：フラジリティ加速度の中央値</p> <p>上式より、</p> $A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値とHCLPFの関係は次式により表される。</p> $\text{損傷加速度中央値} = \text{損傷加速度のHCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>したがって、損傷加速度のHCLPFを試験加速度とし、不確かさ β_r、β_u を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。</p> <p>なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確かさは最低でも $\beta_r = 0.11$、$\beta_u = 0.17$ 程度と考えられる。</p> <p>ここで、β 設定法では、β を大きく設定すると中央値も大きくなるため、過大な β は非安全側な中央値を与える可能性があるため、試験結果から得られる不確かさの最小値を採用した。また、電気盤全体のシステムとしての誤動作に関する不確かさは、電気</p> </div>	<p>a. 機器の耐力係数 F_c の評価</p> <p>(a) 強度係数 F_s の評価</p> <p>本係数は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$ <ul style="list-style-type: none"> ・損傷加速度中央値について <p>電気盤・計装のように、構造強度に加え電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。</p> <p>フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す方法（ここでは、「β 設定法」という。）により誤動作・損傷に対する損傷加速度中央値を推定する。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>[β 設定法の概要] を比較するため、別添 3-3.2-3.2.1-39 ページ（実線部分）に再掲している</p> <p>フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。</p> $HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>上式より、</p> $A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>これと同様に、加振試験における損傷加速度中央値と損傷加速度のHCLPFの関係は次式により表される。</p> $\text{損傷加速度中央値} = \text{損傷加速度のHCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>従って、“損傷加速度のHCLPF=試験加速度”とし、不確かさ β_r 及び β_u を与えることにより、損傷加速度中央値を推定できる。</p> <p>なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確かさは $\beta_r = 0.10$、$\beta_u = 0.20$ 程度と考えられる。</p> </div>	<p>a. 機器の耐力係数 F_{EC} の評価</p> <p>(a) 強度に関する係数 F_s の評価</p> <p>F_s は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$ <ul style="list-style-type: none"> ・損傷加速度中央値について <p>電気盤・計装のように、構造強度に加え電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。</p> <p>フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。</p> <p>なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確かさは最低でも $\beta_r = 0.11$、$\beta_u = 0.17$ 程度と考えられる。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は β 設定法については「(3) 動的機器」で記載済みである <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は β 設定法係数の説明は「(3) 動的機器」で記載済みであるため記載しない <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・大飯と泊では、PWR 電共研の知見による不確かさを採用している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>品レベルでの不確かさよりも大きいと考えられるため、上記の電気品の不確かさデータに基づき中央値を推定するものとした。</p> <p>したがって、メタルクラッドスイッチギアの損傷加速度の中央値は、β設定法に基づき以下のとおりとなる。</p> $\text{損傷加速度の中央値} = \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$ $= \sqrt{\square + \square^2} \times \exp(1.65 \times (0.11 + 0.17)) = \square$ <p>したがって、強度に関する係数F_s及びその不確かさは、以下のとおりとなる。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{床応答加速度}} = \frac{\square}{\sqrt{(1.20^2 + 0.61^2)}} = \square$ $\beta_R = 0.11, \beta_U = 0.17$ <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 ん。</p> <p>(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 電気盤類については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。 $F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$</p> <p>b. 機器応答係数F_{ER} 実機の加振試験に基づきF_{ER}を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確かさはすべて加振試験において考慮されていることになる。 ただし、一般に耐震評価における盤の応答値算定の際に、床応答曲線の振幅及び減衰定数に関する裕度が含まれるため、これを評価する。</p> <p>(a) 床応答スペクトルの振幅に関する係数F_{ESS} 本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの振幅に含まれる裕度を評価するものである。</p> <p>ただし、遮断器については剛であるためここでは考慮しない。</p>	<p>従って、パワーセンタの損傷加速度中央値は、β設定法に基づき以下の通りとなる。</p> $\text{損傷加速度中央値} = \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$ $= 2.31 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.20))$ $= 3.79 \text{ (G)}$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{3.79}{1.42} = 2.67$ $\beta_R = 0.10, \beta_U = 0.20$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数F_μの評価 電気盤・計装については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数F_{RE}の評価</p> <p>(a) スペクトル形状係数F_{SA}の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p>	<p>したがって、パワーコントロールセンタの損傷加速度中央値は、β設定法に基づき以下の通りとなる。</p> $\text{損傷加速度中央値} = \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$ $= 49.0 \times \exp(1.65 \times (0.11 + 0.17))$ $= 77.8 \text{ (m/s}^2\text{)}$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{77.8}{25.9} = 3.00$ $\beta_R = 0.11, \beta_U = 0.17$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数F_μの評価 電気盤・計装については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_\mu = 1.00, \beta_R = 0.00, \beta_U = 0.00$</p> <p>b. 機器の応答係数F_{ER}の評価</p> <p>(a) スペクトル形状係数F_{SA}の評価</p> <p>本評価では床応答の振幅による余裕は、保守的に考慮していないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p>	<p>・なお、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・機器の応答係数F_{ER}の設定の考え方は「(1)大型機器」「(2)静的機器」と同様であるため記載しない</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・泊は床応答スペクトルの振幅に係る説明は「(1)大型機器」で記載済みであるため記載しない</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>したがって、$F_{ESS}=1.0$、$\beta_R=\beta_U=0$とする。</p> <p>(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D</p> <p>本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数を持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$ <p>遮断器は剛構造のため、ここでは考慮しない。</p> <p>したがって、$F_D=1.0$、$\beta_R=\beta_U=0$とする。</p> <p>(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_M</p> <p>機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p> <p>また、遮断器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確実さは考慮しない。</p> <p>$F_M=1.0$、$\beta_R=\beta_U=0$</p>	<p>$F_{SA}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(b) 減衰係数 F_D の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。</p> <p>$F_D=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(c) モデル化係数 F_M</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。</p> <p>$F_M=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p>	<p>$F_{ESS}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>(b) 減衰係数 F_D の評価</p> <p>本機器の設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は、下記のNewmark応答倍率式¹⁸を用いる。</p> $\text{応答値} = 3.21 - 0.68 \times \ln(h)$ <p>ここで、h：減衰定数（%）</p> <p>減衰定数の中央値及び不確実さは、振動試験データや基準類等を参考にして設定する。</p> <p>また、不確実さとして、減衰定数の中央値に対して、設計用減衰定数が99%信頼下限（応答加速度では99%信頼上限）と考え、認識論的不確実さ β_U として次式により評価する。なお、本評価で算出された不確実さの値は安全側となるよう丸めて使用する。</p> <p>本機器においては、設計用減衰定数4.0%、減衰定数の中央値7.3%を用いる。</p> $F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.3)} = 1.22$ $\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.3)} \right) \approx 0.10$ <p>以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。</p> <p>$F_D=1.22$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.10$</p> <p>(c) モデル化係数 F_M の評価</p> <p>機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。</p> <p>また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確実さは考慮しない。</p> <p>$F_M=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p>	<p>・大飯と女川では、剛構造であるため、本係数は考慮していない</p> <p>・泊では、拡張された床応答曲線を用いた評価ではあるものの、本機器では保守的に本係数を考慮しない扱いとしている</p> <p>・なお、柔構造の電気盤については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・大飯と女川では、剛構造であるため、本係数は考慮していない</p> <p>・泊では、本機器は柔構造であるため、女川の(5)配管(原子炉補機冷却水系弁)と同様のNewmark応答倍率式を用いて本係数を評価している</p> <p>・なお、柔構造の電気盤では、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・女川では、剛構造であることを理由としてモデル化係数 F_M を考慮していない</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(d) モード合成法に関する係数 F_{MC}</p> <p>遮断器は剛であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{MC}=1.0$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>c. 建屋応答係数 F_{SR}（建屋非線形応答に関する係数 F_{NL}）</p> <p>建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL}以外の係数については、第1.2.1.c-3-2表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。</p>	<p>(d) モード合成係数 F_{MC} の評価</p> <p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{MC}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価</p> <p>建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-2-2表に示す制御建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 の評価</p>	<p>(d) モード合成係数 F_{MC} の評価</p> <p>本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> <p>$F_{MC}=1.00$、$\beta_r=0.00$、$\beta_u=0.00$</p> <p>c. 建屋の応答係数 F_{RS} の評価</p> <p>建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。</p> <p>(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS} の評価</p>	<p>・大飯と泊では、剛構造の機器であっても解析モデルに応じて本係数を評価している</p> <p>・大飯では、多質点系モデルによる耐震評価であるため、不確かさについては海外文献値の β_u を採用している</p> <p>・泊では、1質点系モデルによる耐震評価であり、1質点系モデルは、非常に単純で保守的な解析モデルであることから、不確かさを考慮していない</p> <p>・なお、1質点系モデルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・剛構造や1質点系モデルの場合には、スペクトルモーダル解析におけるモード合成が発生しないためモード合成係数 F_{MC} を考慮していない</p> <p>・なお、剛構造や1質点系モデルで耐震評価されている機器については、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は F_{NL} 以外の係数についても説明を記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・ F_{SS} は F_1 を細分化したサブ応答係数であり、評価内容に相違はない</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。</p> <p>ここで、試験加速度は最大加速度（ZPA）ベースであるが、ZPAについては建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるにしたがい低減する傾向にあると考えられる。</p> <p>ただし、このような低減については現状有効なデータはない</p>	<p>本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは、制御建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。</p> <p>$F_1=0.88, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(b) 建屋への入力地震動に関する係数F_2の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_2=1.00, \beta_r=0.20, \beta_u=0.15$</p> <p>(c) 建屋の地震応答に関する係数F_3の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_3=1.00, \beta_r=0.20, \beta_u=0.15$</p>	<p>本係数及び不確かさは、原子炉建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。</p> <p>$F_{SS}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$</p> <p>(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋の減衰に関する係数F_4の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_4=0.99, \beta_r=0.08, \beta_u=0.00$ 建屋のモデル化に関する係数F_5の評価 本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_5=0.99, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$ 建屋の非線形応答に関する係数F_6の評価 建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> 泊は機器の固有周期による影響は建屋の非線形応答に関する係数F_{NL}で考慮している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■施設構造の相違 <ul style="list-style-type: none"> 本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度を評価するものであり、泊は直接入力としていることから、考慮不要な係数である（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> 女川は泊に記載の3つの係数を1つにまとめた記載となっており、評価内容に相違はない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <ul style="list-style-type: none"> 泊の機器は柔であり、大飯と機器の固有周期が異なるため、考慮する不確かさの値が異なる

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>ため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。 $F_{NL}=1.0$、$\beta_R=\beta_U=0$</p> <p>d. 評価結果のまとめ 各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、メタルクラッドスイッチギアのフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下のとおりとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-3図に示す。 $A_m=2.05$(G) $\beta_R=0.14$、$\beta_U=0.23$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.05 \times \exp[-1.65 \times (0.14 + 0.23)]$ $=1.11$(G)</p> <table border="1" data-bbox="94 737 672 933"> <caption>表 メタルクラッドスイッチギア 安全係数評価結果の一覧</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">F_{RR}</th> <th colspan="4">F_{RM}</th> <th colspan="4">F_{RU}</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th>F_R</th> <th>F_U</th> <th>F_{RM}</th> <th>F_R</th> <th>F_M</th> <th>F</th> <th>F_{RU}</th> <th>F_R</th> <th>F_U</th> <th>F_{RU}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央値</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>1.07</td> <td>0.99</td> <td>1.00</td> <td>1.00</td> <td>2.05</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">不確かさ</td> <td>β_R</td> <td>0.11</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.08</td> <td>0.00</td> <td>0.14</td> </tr> <tr> <td>β_U</td> <td>0.17</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.00</td> <td>0.15</td> <td>0.00</td> <td>0.23</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません A_m</p>		F _{RR}		F _{RM}				F _{RU}				合計	F _R	F _U	F _{RM}	F _R	F _M	F	F _{RU}	F _R	F _U	F _{RU}	中央値	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.05	不確かさ	β_R	0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.14	β_U	0.17	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.23	<p>d. 評価結果のまとめ 各係数の評価結果を第3.2.1.c-2-10表に示す。これらの結果より、パワーセンタのフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下の通りとなる。</p> <p>また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-7図に示す。 $A_m=2.40$(G) $\beta_R=0.22$、$\beta_U=0.25$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.40 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.25)]$ $=1.11$(G)</p>	<p>本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{NL}=1.00$、$\beta_R=0.17$、$\beta_U=0.10$</p> <p>d. 評価結果のまとめ 各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-10表に示す。これらの結果より、パワーコントロールセンタのフラジリティ加速度の中央値A_m、その不確かさ$\beta_R \cdot \beta_U$及びHCLPFは、以下の通りとなる。 また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-7図に示す。 $A_m=2.01$(G) $\beta_R=0.22$、$\beta_U=0.27$ $HCLPF=A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$ $=2.01 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.27)]$ $=0.90$(G)</p>	<p>る</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第3.2.1.c-3-10表で整理している</p>
		F _{RR}		F _{RM}				F _{RU}					合計																																												
	F _R	F _U	F _{RM}	F _R	F _M	F	F _{RU}	F _R	F _U	F _{RU}																																															
中央値	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	1.00	1.00	2.05																																															
不確かさ	β_R	0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.14																																															
	β_U	0.17	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.23																																															
<p>(5) 配管（一般電動弁） 評価対象機器の諸元を以下に示す。 ・評価対象機器：一般電動弁（加圧器逃がし弁弁弁）</p> <p>・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート E.L. 22.9m～48.0m ・耐震クラス：S ・固有振動数：剛 ・評価対象部位及び評価応力： 下表の耐震評価結果に示す。</p> <p>本一般電動弁においては、弁駆動部応答加速度が機能維持確</p>	<p>(5) 配管（原子炉補機冷却水系弁） 評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。 ・評価対象機器：原子炉補機冷却水系弁</p> <p>・設置位置：原子炉建屋0.P.-8.1m ・耐震クラス：S ・固有振動数：柔構造（当該弁を含む配管） ・評価地震動：最大加速度 1000ガル（S s-2） ・評価項目：機能損傷（動的機能）</p> <p>第3.2.1.c-2-11表に、原子炉補機冷却水系弁の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-2-11表をもとにフラジリティを算出した。</p>	<p>(5) 配管（一般代表弁） 評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。 ・評価対象機器：一般代表弁（高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入弁弁）</p> <p>・設置位置：原子炉補助建屋T.P.11.1m ・耐震クラス：S ・固有振動数：柔構造（当該弁を含む配管） ・評価地震動：最大加速度 550Gal（S_s1） ・評価項目：機能損傷（動的機能）</p> <p>第3.2.1.c-3-11表に、一般代表弁の耐震評価結果を示す。第3.2.1.c-3-11表を基にフラジリティを算出した。 弁類については、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持</p>	<p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・FV重要度が異なるため、代表機器も異なる</p> <p>【大飯】</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>認済加速度を上回っているため、J E A G 4 6 0 1 の機能維持評価手法にしたがった詳細評価による構造強度評価を実施している。そのため、機能損傷ではあるが構造損傷の評価手法にて、下表より、裕度の低い面外の結果を基に評価を実施した。</p> <table border="1" data-bbox="107 877 672 1029"> <caption>表 加圧器逃がし弁元弁の耐震評価結果</caption> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>材 料</th> <th>評価応力</th> <th>許容値 (N/mm²)</th> <th>発生応力 (N/mm²)</th> <th>裕 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヨーク面内</td> <td>SCPH2</td> <td>1次応力</td> <td>329</td> <td>13</td> <td>25.3</td> </tr> <tr> <td>ヨーク面外</td> <td>SCPH2</td> <td>1次応力</td> <td>329</td> <td>148</td> <td>2.22</td> </tr> </tbody> </table> <p>a. 機器耐力係数 F_{ec} の評価 (a) 強度に関する係数 F_s の評価 本係数は、次式により評価する。</p> $F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$ <p>ここで、σ_c：限界応力の中央値 σ_T：地震時発生応力 σ_N：通常運転時応力</p> <p>評価対象部位であるヨーク部の材質はSCPH2であることから、</p>	評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度	ヨーク面内	SCPH2	1次応力	329	13	25.3	ヨーク面外	SCPH2	1次応力	329	148	2.22	<p>a. 機器の耐力係数 F_c の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$ <p>・損傷加速度中央値について 弁のように、動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。 フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動</p>	<p>に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根(SRSS)により合成するものとする。</p> <p>a. 機器の耐力係数 F_{ec} の評価 (a) 強度係数 F_s の評価 本係数は下記の式で算出する。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$ <p>・損傷加速度中央値について 弁のように、動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。 フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動</p>	<p>相違理由</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯の評価対象弁は応答加速度が過大のため弁の構造強度に着目した機能維持評価であるが、泊では応答加速度での機能維持評価で裕度があるため構造強度に着目する必要がない ・この扱いは、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では1方向のみに着目した評価としているが、泊では回転機器に対しては水平・上下が合成された入力による影響を考慮している ・この扱いは、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である <p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は第3.2.1.e-3-11表で整理している <p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯では、弁の構造強度に着目した機能維持評価として、静的機器と同様の方法で F_s を評価している ・女川では、機能維持確認加速度から、工学的判断で損傷限界
評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度																
ヨーク面内	SCPH2	1次応力	329	13	25.3																
ヨーク面外	SCPH2	1次応力	329	148	2.22																

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>限界応力として J SME 発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 438 \text{ N/mm}^2$（評価温度 154°C）を採用する。この S_u 値の 1.1 倍を限界応力の中央値とする。</p> <p>したがって、 $\sigma_c = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 438 = 481.8 \text{ N/mm}^2$</p> <p>なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0 とする。 $\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$</p> <p>以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。</p> $F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = \frac{481.8}{148} = 3.26$ <p>不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times S_u$ に対して、告示値 S_u が 95% 信頼下限に相当すると考える。</p> $\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln \left(\frac{1.1 \times S_u}{S_u} \right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ</p> <p>電動弁構造部材の塑性変形によるエネルギー吸収効果はある程度期待できると考えられるが、今回の評価では安全側に本係数は考慮しないものとする。すなわち、以下のとおりとする</p> $F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$ <p>b. 機器応答係数 F_{RE}</p>	<p>作・損傷が見られないことから、損傷加速度の HCLPF = 試験加速度とする。また、誤動作・損傷に対する損傷加速度中央値 A_m を HCLPF から下記のように推定する。</p> $A_m = \text{HCLPF} / 0.9$ $= 9.5 / 0.9$ $= 10.56 \text{ (G)}$ <p>不確かさは、A_m と HCLPF より求める。A_m と HCLPF の関係は以下のとおりである。</p> $A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$ <p>β_r と β_u は同程度と考え、$\beta_r = \beta_u$ とする。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{10.56}{5.15} = 2.05$ $\beta_r = 0.03, \beta_u = 0.03$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価</p> <p>弁のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$ <p>b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価</p> <p>当該弁の地震による応答加速度は、当該弁を含む配管のスペクトルモーダル解析により得られることから、機器の応答係数は配管に対して評価する。</p>	<p>作・損傷が見られないことから、β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。</p> <p>なお、弁等の動的機器に関する誤動作等の不確かさデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確かさよりも小さいと仮定し、$\beta_i = \beta_j = 0.10$ とする。</p> <p>ここで、この β 設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。</p> <p>以上から、弁の損傷加速度の中央値は、β 設定法に基づき以下のとおりとなる。</p> $\text{損傷加速度の中央値} = \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_i + \beta_j)]$ $= 83.16 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)] = 115.67 \text{ m/s}^2$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{115.67}{20.225} = 5.71$ $\beta_i = 0.10, \beta_j = 0.10$ <p>(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_μ の評価</p> <p>弁のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。</p> $F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$ <p>b. 機器の応答係数 F_{RE} の評価</p> <p>当該弁の地震による応答加速度は、当該弁を含む配管のスペクトルモーダル解析により得られることから、機器の応答係数は配管に対して評価する。</p>	<p>値を定めて、F_s と不確かさを評価している</p> <p>・泊では、機能維持確認済加速度から、工学的判断で損傷限界値に関する不確かさを定めて、損傷限界値と F_s を評価している</p> <p>・なお、動的機器については、大飯を含め他の PWR プラントでも同様である</p> <p>【大飯】 ■評価方針の相違 ・大飯では、弁の構造部材について保守的な評価として塑性変形によるエネルギー吸収を期待していない</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映による記載の</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}</p> <p>本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅あり)}}{S_a \text{ (拡幅なし)}}$ <p>ただし、本一般電動弁は時刻歴解析を実施しているため、本係数は考慮しない。</p> <p>以上より、 $F_{ESS} = 1.0$、$\beta_r = \beta_u = 0$</p> <p>(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D</p> <p>本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。</p> $F_D = \frac{S_a \text{ (設計用減衰定数)}}{S_a \text{ (損傷時の減衰定数中央値)}}$ <p>ただし、本一般電動弁は時刻歴解析を実施しているため、本係数は考慮しない。</p>	<p>(a) スペクトル形状係数 F_{SA} の評価</p> <p>本機器は拡幅した床応答スペクトルにより耐震評価を行っているため本係数を考慮する。なお、応答スペクトル比（拡幅後／拡幅前）は、サイト・プラントによらず有意な差はないと考えられるため、代表プラントで評価した値を用いる。</p> <p>代表プラントでの応答スペクトル比は、機器系の主要周期帯である0.05～0.1秒に対して1.1～1.4であり、この知見から中央値 F_{SA} を算定する。また、不確かさは応答スペクトル比の最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し-95%下限値と+95%上限値に相当するものとみなし算定する。なお、不確かさは、本係数を各機器に対して一般値として適用するため、すべて β_u とする。</p> $F_{SA} = \sqrt{1.1 \times 1.4} = 1.24$ $\beta_u = \frac{1}{1.65 \times 2} \ln\left(\frac{1.4}{1.1}\right) = 0.07$ <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{SA} = 1.24$、$\beta_r = 0.00$、$\beta_u = 0.07$</p> <p>(b) 減衰係数 F_D の評価</p> <p>本機器の設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は、下記のNewmark応答倍率式⁴⁰⁾を用いる。</p> $\text{応答値} = 3.21 - 0.68 \times \ln(h)$ <p>ここで、h：減衰定数（%）</p> <p>減衰定数の中央値及び不確かさは、振動試験データや基準類等を参考にして設定する。</p> <p>なお、不確かさ β_u は、振動試験による減衰データの下限値を設計用減衰として用いているため、設計用減衰定数による応答が減衰定数の中央値による応答の99%上限値と仮定して算出する。β_r と β_u は1：1で配分する。</p> <p>本機器においては、設計用減衰定数2.0%、減衰定数の中央値5.3%を用いる。</p> $F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(2)}{3.21 - 0.68 \times \ln(5.3)} = 1.32$	<p>(a) スペクトル形状係数 F_{ESS} の評価</p> <p>本機器は配管のスペクトルモーダル解析による応答解析に基づく応答加速度により評価しているが、配管の場合は支配的な振動モードが1次とは限らず、また、支配的な固有値を一意に特定できないため、保守的に考慮しない。</p> <p>以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。 $F_{ESS} = 1.00$、$\beta_r = 0.00$、$\beta_u = 0.00$</p> <p>(b) 減衰係数 F_D の評価</p> <p>本機器は配管のスペクトルモーダル解析による応答解析に基づく応答加速度により評価しているが、配管の場合は支配的な振動モードが1次とは限らず、また、支配的な固有値を一意に特定できないため、保守的に考慮しない。</p>	<p>充実</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・大飯では、弁の構造部材について保守的な評価として塑性変形によるエネルギー吸収を期待していない ・女川と泊では、機能維持評価であることから、塑性エネルギー吸収を期待できないため、本係数は考慮していない ・この扱いは、大飯を含め他のPWRプラントでも同様である <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価の相違 ・大飯では、時刻歴解析で耐震評価されていて床応答曲線を用いていないため、本係数は考慮していない ・女川では、本係数を評価するための応答加速度の設定が困難なことから、本係数では代表プラントで評価した値を使用している ・泊では、本係数を評価するための応答加速度の設定が困難なことから、保守的な評価とし