

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>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）】 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）】 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）】 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>【POS9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】 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。 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</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 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 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日間が該当する。</p>	<p>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）】 燃料取替のために、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）】 燃料取替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）】 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>【POS9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】 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。 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</p>	<p>【大飯】 ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】 ■設備名称の相違</p>

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

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>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次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シークエ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次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シークエ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>【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</p>		<p>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次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シークエ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次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シークエ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>【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</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>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含まれるため、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においてのみ発生の可能性があるため、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</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</p>	<p>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含まれるため、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においてのみ発生の可能性があるため、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3.1.2.a-3表に示す。</p> <p>(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</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は本文中に補足の呼び合いを記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>(以降、①(1)a, b, c 項内の同様の相違は説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■炉型の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>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因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 既往のPRA研究で選定された起因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。 以上により同定した起因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 	<p>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。</p> <p>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因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 既往のPRAで選定された起因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>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（2.75MPa[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因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 既往のPRAで選定された起因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。 以上により同定した起因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 	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は「原子炉冷却材の流出」をもたらす事象の名称や内容が女川と異なっている 【女川】 ■記載方針および記載箇所の相違 ・泊も女川も「原子炉冷却材の流出」は配管破断によるものではなく人的過誤によるものとする点で同様である。泊はRHR運転中を通じて発生を想定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」に加え、ミッドループ運転中に発生を想定する「オーバードレン」と「水位維持失敗」を考慮している 【女川】 ■設備・評価方針の相違 ・設備や評価方針の相違により事象名が異なる 【女川】 ■記載箇所の相違 ・泊は本評価で挙げた起因事象が発生していないことを3.1.2.b.項末に記載している 【女川】 ■記載充実（大飯参照）</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>・過渡事象</p> <p>・2次冷却系の破断</p> <p>・蒸気発生器伝熱管破損</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>停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり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、原子炉冷却材圧力パウンド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、起回事象から除外した。</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</p>	<p>・過渡事象</p> <p>・2次冷却系の破断</p> <p>・蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>・燃料集合体の落下</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、原子炉冷却材圧力パウンド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、原子炉冷却材圧力パウンド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の発生頻度を起回事象から除外した。</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パウンド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パウンド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</p>	<p>・過渡事象</p> <p>・2次冷却系の破断</p> <p>・蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>・燃料集合体の落下</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、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、原子炉冷却材圧力パウンド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、起回事象から除外した。</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</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</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>■設備名称の相違</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起回事象から除外している</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している</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>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>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因事象から除外した。また、起因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、これらの起因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>¹IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990</p> <p>²EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May 31, 1990.</p>	<p>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、制御棒が誤引き抜きされた場合でも、その影響は誤引き抜きさ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、起因事象から除外した。</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因事象から除外した。</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>	<p>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>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因事象から除外した。また、起因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、これらの起因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>¹IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.</p> <p>²EDF, "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および使用済燃料ビ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ビ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因事象から除外した。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・泊はPWR特有の事象に関する除外理由を記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は反応度の誤投入を除外せず評価対象としている <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"> ■記載方針の相違 ・泊はPWR設計に応じた記載としている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・泊は、RHR運転中の1次冷

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>(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回事象であるため、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回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回事象は以下の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系列が機能喪失し、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 	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div> <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回事象であるため、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回事象をグループ化することとしている。</p> <p>評価対象とする起回事象のうち、RHRサポート系機能喪失と外部電源喪失については、起回事象従属性を有する起回事象であり、他の起回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思われることから、他の起回事象と同一のグループとしない。したがって、同定した起回事象については、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回事象は以下の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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>泊と女川の起回事象の記載を比較するため、女川の記載順を一部入れ替えている。</p> </div> <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 	<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回事象であるため、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回事象をグループ化することとしている。</p> <p>評価対象とする起回事象のうち、外部電源喪失については、起回事象従属性を有する起回事象であり、他の起回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、同定した起回事象については、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回事象は以下の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>	<p>却材の流出を「原子炉冷却材圧力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</p> <p>【女川】 ■ 設計の相違 ・ 泊は評価対象とする起回事象が女川と異なる 【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■ 設備の相違 ・ PWR設計の反映（以降、(4)項まで女川に着色せず（外部電源喪失を除く））</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>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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</p>	<p>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）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■設備名称の相違</p> <p>【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 ・泊は平成22年度までのデータを使用している</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>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>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>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 $=3/706.1/365.25+1/70,822$ $=2.58 \times 10^{-5}/(日)$ 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>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>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>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(3.6×10^{-2})を乗じた$5.8 \times 10^{-8}/(h)$が発生頻度となる。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違 PWR設計の反映(以降、a, b, c項は女川に着色せず) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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(伊方、玄海、川内と同様)

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>となる。ここで、()内の時間は当該POSの継続時間であり、重み付けて平均すると、1.6×10^{-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 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。 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 4.2×10^{-6}（/ミッドループ）となった。</p> <p>○オーバードレンの発生頻度 停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS5及びPOS9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>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 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、冷却材の流出を発生させるものである。 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 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。 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 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</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 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。 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 4.1×10^{-6}（/ミッドループ）となった。</p> <p>○オーバードレンの発生頻度 停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS5及びPOS9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>【大飯】 ■個別評価結果による相違 ・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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>4.2×10⁻⁶(/demand) となった。</p> <p>○反応度の誤投入の発生頻度 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>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</p>	<p>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 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>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>4.1×10⁻⁶(/demand) となった。(補足3.1.2.b-3)</p> <p>○反応度の誤投入の発生頻度 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>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</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■個別評価結果による相違 ・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】 ■記載方針の相違 ・泊は補足の紐づけを本文に記載している</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価結果による相違 ・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】 ■記載方針の相違 ・泊は補足の紐づけを本文に記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載箇所の相違</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>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（冷却材流出時） ○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>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 1246 663 1374"> <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>	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 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、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 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。 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>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> <ul style="list-style-type: none"> ○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。 ○反応度の誤投入時の炉心燃料損傷判定条件 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>(2) 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）又は流出量を補うだけの注水が可能か（冷却材流出時） ○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>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="1359 1246 1856 1452"> <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>	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>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・泊は対象期間を補足して記載している 【大飯】 ■プラントの相違 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映 (以降、1.1.2.c.項内の同様の相違は説明を省略) 【女川】 ■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 【女川】 ■記載表現の相違 【女川】 ■設計方針の相違 ・PWR設計の反映(以降、a,b,c項は女川に着色せず) 【大飯】 ■個別評価結果による相違
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>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> <p>【対処設備動作までの余裕時間及び使命時間】</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 1023 638 1118"> <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>	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>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>(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、除熱系緩和設備(RHR-A, B)の作動が必要となる。</p> <p>限界温度になるまでの余裕時間 t_{MI} は、以下の式を用いて計算する。</p> $t_{MI} = \frac{\Delta T \times M_1 \times C}{Q_D}$ <p>ここで、t_{MI}：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、「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> <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「燃料有効長頂部露出」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、かつ崩壊熱量が大きい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小さいことから、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</p>	<p>【女川・大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は保守的にPOS5を想定した時間余裕を全POSに適用している（川内、伊方、玄海と同様）</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>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 	<p>なお、限界温度はウエル満水のPOS-B1、B2で、使用済燃料プールの制限温度である65°C、それ以外のPOSで水の沸騰温度100°Cとしている。（別紙3.1.2.c-3）</p> <p>(b) 注水系緩和設備作動に対する余裕時間（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）の作動が必要となる。</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）</p> <p>M_V：蒸発水量（g）</p> <p>H_V：蒸発潜熱（J/g）</p> <p>Q_D：崩壊熱量（W=J/sec）</p> <p>である。</p> <p>なお、原子炉ウエル満水時には使用済燃料プールの最高使用温度65°Cから100°Cに温度上昇するのに必要な時間が加算されている。</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>	<p>足3.1.2.c-1)</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>= 沸点との温度差÷予測される昇温率 = 50÷1.2 = 42(min)</p> <p>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>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>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>【女川】 ■記載充実（大飯参照）</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>① イベントツリー</p> <p>各起因事象に対して、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を検討し、燃料損傷に至る事故シナシを展開した。また、展開した事故シナシ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>事故シナシ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>① イベントツリー</p> <p>イベントツリー法を用いて、各起因事象に対して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を検討し、事故シナシを展開した。また、展開した事故シナシ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、炉心損傷シナシ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>事故シナシ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>(1) 信号</p> <p>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</p>	<p>① イベントツリー</p> <p>イベントツリー法を用いて、各起因事象に対して、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を検討し、事故シナシを展開した。また、展開した事故シナシ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、炉心損傷シナシ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>事故シナシ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>(1) 信号</p> <p>機器は原子炉施設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出来るものとしてモデル</p>	<p>(以降、1.1.2.d 項内で同様 の相違は説明を省略)</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・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</p> <p>【女川】 ■記載充実（大飯参照）</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 【大飯】 ■記載内容の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は、泊のモデル内容に照らして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】 ■評価方針の相違 ・泊は、泊の設備・工程・運</p>

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

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>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、システム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>【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>【フロントライン系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 余熱除去系 <p>【その他の系統】</p> <ol style="list-style-type: none"> RCS 注入逆弁周辺機器 <p>② システム信頼性評価手法 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。 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</p>	<p>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、システム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) 高压炉心スプレイ系 (HPCS) 低压炉心スプレイ系 (LPCS) 低压注水系 (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>② システム信頼性評価手法 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。 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</p>	<p>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>【フロントライン系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 余熱除去系 <p>② システム信頼性評価手法 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。 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</p>	<p>用などに則したモデル上の仮定を記載しており、結果として女川と内容が相違する</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWR 設計の反映 (着色せず) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・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、計装制御用電源をモデル化している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・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 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>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>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>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>【女川】 ■記載充実（大飯参照）</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>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>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>【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</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 （女川実績の反映） ・泊は代表的なFTの非信頼度を示して充実化している</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</p> <p>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>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</p> <p>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>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</p> <p>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>【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</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p>
<p>1.1.2.f. 信頼性パラメータ</p> <p>システム信頼性解析や事故シーケ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>3.1.2.f 信頼性パラメータ</p> <p>システム信頼性解析や事故シーケ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>3.1.2.f. 信頼性パラメータ</p> <p>システム信頼性解析や事故シーケ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>【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</p>
<p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>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>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>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>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <p>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 機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>(1) 復旧に期待する機器</p> <p>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。</p> <p>(2) 復旧特性データ</p> <p>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1PRAで用いた評価と同様、以下の評価式を用いて評価した。</p> $\text{外部電源復旧失敗確率} = \exp(-2.535t0.2)$ <p>t = 復旧に対する余裕時間 (h)</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>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>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <p>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 機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p>適用して待機除外確率を算出している（なお、「保修」は保安規定に記載の用語である）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■記載充実（大飯参照）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載の充実（大飯参照）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は機器の復旧に期待していない</p> <p>【女川】</p> <p>■記載充実（大飯参照）</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>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P S A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、起回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>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>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>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、起回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>(1) 人的過誤の算出に用いた方法</p> <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>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、起回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>(1) 人的過誤の算出に用いた方法</p> <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>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 <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 ・泊は学会標準において例示のあるCCFパラメータを使用している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・女川実績の反映（以降、3.1.2.g.項内の同様の相違は説明を省略）

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>(1) 起回事象発生前人的過誤</p> <p>起回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回事象発生前人的過誤はない。</p> <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>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</p> <p>本作業では、起回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. 起回事象発生前人的過誤</p> <p>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>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>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</p> <p>本作業では、起回事象発生前の作業、発生後の緩和操作及び人的過誤によって発生する起回事象を対象として、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. 起回事象発生前人的過誤</p> <p>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、下表のとおり起回事象発生前人的過誤を抽出した。</p> <table border="1" data-bbox="1361 699 1868 817"> <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> <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>	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</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は、起回事象（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</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は手動ダンパについても記載している</p> <p>【大飯】 ■個別評価結果による相違 ・泊は弁の操作忘れを起回事象発生前人的過誤として抽出している</p> <p>【女川】 ■個別評価結果による相違 ・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回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> <p>【女川】 ■名称の相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は機器の回復操作に期待していない</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違</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>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> <table border="1" data-bbox="107 550 649 710"> <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 1252 672 1348"> <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> <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> </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>	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>(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>(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>(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="1377 654 1792 766"> <tr> <th>運転操作エラー項目</th> <th>人的過誤確率</th> </tr> <tr> <td>余熱除去系起動の診断失敗</td> <td>3.0E-2</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="1355 1252 1892 1412"> <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> <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> </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>	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>・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</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・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> <p>【女川・大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は保守的にPOS5を想定した時間余裕を全POSに適用している</p> <p>【女川・大飯】</p> <p>■個別評価結果の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・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</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載内容の相違</p> <p>・泊は機器レベルの操作失敗を記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価結果による相違</p> <p>【女川】</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																																
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>(3) 起因事象発生に係わる人的過誤 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.と同様の考え方にに基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。</p> <p>1.1.2.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 前記の種々の作業は、事故シナシ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）を入力して事故シナシス発生頻度を計算する。 炉心損傷頻度の算出のため、事故シナシスの定量化を行った。事故シナシスの定量化は、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。 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>3.1.2.h 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 本評価では、RiskSpectrum*PSAを使用し、フォールトツリーリンクによる定量化を行った。 また、炉心損傷状態については、以下のとおり事故シナシスを機能喪失の要因の観点から区別するために、事故シナシスグループに分類する。</p> <p>(1) 事故シナシスグループ a. 崩壊熱除去・炉心冷却機能 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シスグループとして、崩壊熱除去機能喪失に分類する。(崩壊熱除去機能喪失) b. 安全機能のサポート機能</p>	<p>(c) 起因事象発生に係わる人的過誤 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)と同様の考え方にに基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。 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 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 前記の種々の作業は、事故シナシ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）を入力して事故シナシス発生頻度を計算する。 炉心損傷頻度の算出のため、事故シナシスの定量化を行った。事故シナシスの定量化は、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。 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。 また、炉心損傷状態については、以下のとおり事故シナシスを機能喪失の要因の観点から区別するために、事故シナシスグループに分類する。</p> <p>(1) 事故シナシスグループ a. 崩壊熱除去機能喪失 余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナシスを崩壊熱除去機能喪失に分類する。 b. 全交流動力電源喪失</p>	<p>■記載充実（大飯参照）</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</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載充実（大飯参照）</p> <p>【大飯】 ■評価手法の相違 ・泊は RiskSpectrum を使用している</p> <p>【女川】 ■記載充実（大飯参照）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊はシナシスグループに</p>

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

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>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>起回事象別・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 1.1.2.h-1 表及び第 1.1.2.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 1.1.2.h-3 表に示し、POS別、起回事象別の炉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>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前半 POS (POS 4 及び POS 5) 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 POS 9 と共に、ミ</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、ならびに主要カットセットについて第 3.1.2.h-2 表に、起回事象及び 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 表に示す。</p> <p>起回事象別、POS 別及び事故シナリオ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>事故シナリオ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リオは、崩壊熱除去機能喪失のシナリオで占められている。POS-</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、ならびに主要カットセットについて第 3.1.2.h-2 表に、起回事象及び 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 表に示す。</p> <p>起回事象別、POS 別及び事故シナリオ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>事故シナリオ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リオは、原子炉冷却材の流出のシナリオで占められており、原子炉冷</p>	<p>対応させた項目名としている</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 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 <p>【女川・大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価結果による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 <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"> ■ 個別評価結果による相違

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
 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>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>起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウン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。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、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>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>この結果を基に、事故シーケンス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>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</p>	<p>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ーケンスである。これらの POS において、崩壊熱除去に失敗した後に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>却材圧力バウンダリ機能喪失の事故シーケンスの寄与が高い。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、全 POS において発生し得る事故シーケンス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ーケンス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ン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ンダリ機能喪失は、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>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価結果による相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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 <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"> ■個別評価結果による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>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>(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3.1.2.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>起因事象発生頻度、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3.1.2.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>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>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、いずれの事故シナシ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>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>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>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、いずれの事故シナシ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>【女川】 ■記載の充実（大飯参照）</p> <p>【女川】 ■個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価結果による相違</p> <p>【女川】 ■記載の充実（大飯参照）</p> <p>【女川】 ■記載の充実（大飯参照）</p> <p>【女川】 ■個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績反映</p> <p>【女川】 ■個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価結果による相違</p> <p>【女川】 ■個別評価結果による相違</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>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>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>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。事故シナシスグループ別寄与割合及び事故シナシス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、事故シナシス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>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。事故シナシスグループ別寄与割合及び事故シナシス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、事故シナシス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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 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プ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 【女川】 ■ 個別評価結果による相違 【大飯】 ■ 記載表現の相違 【大飯】 ■ 個別評価結果による相違 【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映

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>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 (I/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="719 228 770 1326">PRAの作業</th> <th data-bbox="770 228 898 1326">収集すべき情報</th> <th data-bbox="898 228 1272 1326">主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="719 1058 770 1326">1. プラントの構成・特性の調査</td> <td data-bbox="770 866 898 1326">PRAの実施にあたり必要とされる基本的な情報</td> <td data-bbox="898 228 1272 866"> 1) 原子炉設置許可申請書 2) 配管計要線図 (PKID) 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 1) 上記1)の情報源 2) 系統運用工程表 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 1058 770 1326">2. 停止期間中のプラントの状態調査</td> <td data-bbox="770 647 898 1326"> 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 </td> <td data-bbox="898 228 1272 647"> a) 運転・保守管理情報 b) プラント停止期間を分類するための情報 ・運転・保守管理情報 ・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 過渡事象、外部電源喪失などに関する事例 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="719 1058 770 1326">3. 起因事象の選定</td> <td data-bbox="770 647 898 1326"></td> <td data-bbox="898 228 1272 647"> 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 (PKID) 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 1) 上記1)の情報源 2) 系統運用工程表	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	a) 運転・保守管理情報 b) プラント停止期間を分類するための情報 ・運転・保守管理情報 ・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 過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	3. 起因事象の選定		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 停止時レベル1 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 (I/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1326 228 1377 1326">PRAの評価作業</th> <th data-bbox="1377 228 1505 1326">必要な情報</th> <th data-bbox="1505 228 1901 1326">主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1326 1058 1377 1326">1. プラントの構成・特性の評価</td> <td data-bbox="1377 866 1505 1326"> PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報 </td> <td data-bbox="1505 228 1901 866"> 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 (EPD) 6) フランクショナルダイヤグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気配線図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量図集 10) 機器設計仕様書 1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編) 1) 定期検査工程表 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1326 1058 1377 1326">2. プラント状態 (POS) の分類</td> <td data-bbox="1377 647 1505 1326"> POSの区切りとなる主要定検工程の実施日時 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 </td> <td data-bbox="1505 228 1901 647"> 1) 定期検査工程表 1) 原子炉施設保安規定 </td> </tr> </tbody> </table>	PRAの評価作業	必要な情報	主な情報源	1. プラントの構成・特性の評価	PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	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 (EPD) 6) フランクショナルダイヤグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気配線図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量図集 10) 機器設計仕様書 1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編) 1) 定期検査工程表	2. プラント状態 (POS) の分類	POSの区切りとなる主要定検工程の実施日時 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	1) 定期検査工程表 1) 原子炉施設保安規定	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■記載の充実 ・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発表させている。</p> <p>【女川】 ■情報名称の相違</p>
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 (PKID) 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 1) 上記1)の情報源 2) 系統運用工程表																						
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	a) 運転・保守管理情報 b) プラント停止期間を分類するための情報 ・運転・保守管理情報 ・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 過渡事象、外部電源喪失などに関する事例																						
3. 起因事象の選定		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の評価作業	必要な情報	主な情報源																						
1. プラントの構成・特性の評価	PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	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 (EPD) 6) フランクショナルダイヤグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気配線図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量図集 10) 機器設計仕様書 1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編) 1) 定期検査工程表																						
2. プラント状態 (POS) の分類	POSの区切りとなる主要定検工程の実施日時 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	1) 定期検査工程表 1) 原子炉施設保安規定																						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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.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 data-bbox="759 225 819 1169">PRAの作業</th> <th data-bbox="819 225 1010 1169">収集すべき情報</th> <th data-bbox="1010 225 1267 1169">主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="759 995 819 1169">4. 成功基準の設定</td> <td data-bbox="819 995 1010 1169"> <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 運転員による各種操作 </td> <td data-bbox="1010 995 1267 1169"> 1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="759 935 819 1169">5. 事故シナシの分析</td> <td data-bbox="819 935 1010 1169"> <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 data-bbox="1010 935 1267 1169"> 1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="759 874 819 1169">6. システム信頼性解析</td> <td data-bbox="819 874 1010 1169"> <ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 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 data-bbox="1010 874 1267 1169"> 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 data-bbox="759 813 819 1169">7. 人間信頼性解析</td> <td data-bbox="819 813 1010 1169"> <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 data-bbox="1010 813 1267 1169"> 1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実性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-S3-293 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="759 753 819 1169">8. パラメータの作成</td> <td data-bbox="819 753 1010 1169"></td> <td data-bbox="1010 753 1267 1169"></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 運転員による各種操作 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書	5. 事故シナシの分析	<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"> 運転員による緩和操作等 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"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実性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-S3-293	8. パラメータの作成			<p>第3.1.2.a-1表 停止時レベル1PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1330 225 1391 1169">PRAの作業</th> <th data-bbox="1391 225 1565 1169">必要な情報</th> <th data-bbox="1565 225 1874 1169">主な情報源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1330 995 1391 1169">3. 起因事象選定と発生順位の評価</td> <td data-bbox="1391 995 1565 1169"> 余熱除去機能喪失、外部電源喪失などに関する事例 </td> <td data-bbox="1565 995 1874 1169"> 1) 上記1の情報源 2) 原子力発電所運転管理年報 3) 原子力施設情報公開ライブラリ(NECIA) 4) 先行PRA報告書 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1330 935 1391 1169">4. 成功基準の作成</td> <td data-bbox="1391 935 1565 1169"> <ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システム性能 運転員による緩和操作 設備構成を考慮した成功基準を設定するための情報 </td> <td data-bbox="1565 935 1874 1169"> 1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1330 874 1391 1169">5. 事故シナシの分析</td> <td data-bbox="1391 874 1565 1169"> 対象プラントに即した機器故障モード、運転形態など </td> <td data-bbox="1565 874 1874 1169"> 1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 3) 属人性検証の例 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1330 813 1391 1169">6. システム信頼性解析</td> <td data-bbox="1391 813 1565 1169"> <ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作・作業等に係る体制 </td> <td data-bbox="1565 813 1874 1169"> 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) 事故前人的過失に関する調査結果 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1330 753 1391 1169">7. 人間信頼性解析</td> <td data-bbox="1391 753 1565 1169"> 対象プラントに即したデータ </td> <td data-bbox="1565 753 1874 1169"> 1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実性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) 原子力発電所運転管理年報 3) 共通原因故障データ ・NIREG CR Parameter Estimations 2010 ・NIREG/CR-587 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1330 692 1391 1169">8. パラメータの作成</td> <td data-bbox="1391 692 1565 1169"></td> <td data-bbox="1565 692 1874 1169"></td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	必要な情報	主な情報源	3. 起因事象選定と発生順位の評価	余熱除去機能喪失、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) 原子力施設情報公開ライブラリ(NECIA) 4) 先行PRA報告書	4. 成功基準の作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システム性能 運転員による緩和操作 設備構成を考慮した成功基準を設定するための情報 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書	5. 事故シナシの分析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態など	1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 3) 属人性検証の例	6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作・作業等に係る体制 	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) 事故前人的過失に関する調査結果	7. 人間信頼性解析	対象プラントに即したデータ	1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実性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) 原子力発電所運転管理年報 3) 共通原因故障データ ・NIREG CR Parameter Estimations 2010 ・NIREG/CR-587	8. パラメータの作成			<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、PRA実施のための情報に関する表を作成して発表させている。 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■情報名称の相違
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 運転員による各種操作 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書																																								
5. 事故シナシの分析	<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"> 運転員による緩和操作等 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"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実性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-S3-293																																								
8. パラメータの作成																																										
PRAの作業	必要な情報	主な情報源																																								
3. 起因事象選定と発生順位の評価	余熱除去機能喪失、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) 原子力施設情報公開ライブラリ(NECIA) 4) 先行PRA報告書																																								
4. 成功基準の作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システム性能 運転員による緩和操作 設備構成を考慮した成功基準を設定するための情報 	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書																																								
5. 事故シナシの分析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態など	1) 上記1の情報源 2) 下記7.8の情報源 3) 属人性検証の例																																								
6. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作・作業等に係る体制 	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) 事故前人的過失に関する調査結果																																								
7. 人間信頼性解析	対象プラントに即したデータ	1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実性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) 原子力発電所運転管理年報 3) 共通原因故障データ ・NIREG CR Parameter Estimations 2010 ・NIREG/CR-587																																								
8. パラメータの作成																																										

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 1,020 m³/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 1,700 m³/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 5,300 m³/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 1,020 m 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 1,700 m 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 5,300 m 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</th> <th>設備概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉保護系</td> <td>2 out of 4 制御棒クラスタ 48体</td> </tr> <tr> <td>余熱除去系</td> <td>余熱除去ポンプ 2台（うず巻形） 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>原子炉補機冷却水系</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系</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	原子炉保護系	2 out of 4 制御棒クラスタ 48体	余熱除去系	余熱除去ポンプ 2台（うず巻形） 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	原子炉補機冷却水系	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系	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】 ■設備の相違 ・PWR 設計の反映（着色せず）</p> <p>【大飯】 ■設備の相違</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 1,020 m 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 1,700 m 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 5,300 m 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																																																								
原子炉保護系	2 out of 4 制御棒クラスタ 48体																																																								
余熱除去系	余熱除去ポンプ 2台（うず巻形） 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																																																								
原子炉補機冷却水系	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系	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】 ■設備の相違 ・PWR設計の反映（着色せず） 【大飯】 ■個別実績の相違
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 プラント状態の分類</p> <table border="1" data-bbox="1335 300 1879 692"> <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】 ■記載充実（大飯参照） ■個別実績による相違</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	第1.1.2.a.4表 緩和設備の使用可能性 上段:プラント状態/下段:運転モード (1) 部分出力状態 (2) 高圧停止(高圧停止) / (3) 高圧停止(高圧停止) / (4) 高圧停止(高圧停止) / (5) 高圧停止(高圧停止) / (6) 高圧停止(高圧停止) / (7) 高圧停止(高圧停止) / (8) 高圧停止(高圧停止) / (9) 高圧停止(高圧停止) / (10) 高圧停止(高圧停止) / (11) 高圧停止(高圧停止) / (12) 高圧停止(高圧停止) / (13) 高圧停止(高圧停止) / (14) 高圧停止(高圧停止) / (15) 部分出力状態														
	1.2	3	3	4.5	5.6	6	6	6.5	5	4	5	3	3	2.1	
	主変圧器	-	-	1/0/0	1/0/0	-	-	0/0/1	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	-	1/0/0	-	-	-
	非常用AC電源	-	-	2/0/0	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	-	0/1/1	-	-	-
	バックリ-	-	-	0/2/0	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	-	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	-	1/1/2	-	-	-
	糸巻機ポンプ	-	-	1/1/0	1/1/0	-	-	1/1/0	1/1/0	1/1/0	-	1/1/0	-	-	-
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-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-S4(Zion)</th> <th>NUREG/CR-5015(Zion)</th> <th>フランスPRA^{91,2}</th> <th>JNES検討⁹³</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>インターフェイスシステム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>○（余熱除去機能喪失で評価）</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></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>低圧過加工事象</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：EPRI, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard Nuclear Power Reactor (SNPR)", 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1PSA手法に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月。</p>					起因事象	NSAC-S4(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{91,2}	JNES検討 ⁹³	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）	○	○	-	○	○	インターフェイスシステム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	-	-	○	-	-	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○	○	外部電源喪失	-	-	○	-	-	過渡事象	-	-	○	-	-	反応度の誤投入	-	-	○	○	○	余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○	低圧過加工事象	○	-	-	-	-	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⁹⁴</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サボート系機能喪失</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1PSA/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 ⁹⁴	本評価 (女川2号炉)	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	○	○	○	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 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-S4(Zion)</th> <th>NUREG/CR-5015(Zion)</th> <th>フランスPRA^{91,2}</th> <th>JNES検討⁹³</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>インターフェイスシステム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>低圧過加工事象</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：EPRI, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard Nuclear Power Reactor (SNPR)", 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1PSA手法に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月。</p>					起因事象	NSAC-S4(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{91,2}	JNES検討 ⁹³	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）	○	○	-	○	○	インターフェイスシステム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	○	○	-	○	○	低圧過加工事象	○	-	-	-	-	水位維持失敗／オーバードレン	-	-	-	○	○	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映（着色せず）
起因事象	NSAC-S4(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{91,2}	JNES検討 ⁹³	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）	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																																
インターフェイスシステム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	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																																
○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																
外部電源喪失	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																																
過渡事象	-	-	○	-	-																																																																																																																																																																																																																																
反応度の誤投入	-	-	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																
余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																																
低圧過加工事象	○	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																
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 ⁹⁴	本評価 (女川2号炉)																																																																																																																																																																																																																																		
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	○	○	○																																																																																																																																																																																																																																		
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-S4(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{91,2}	JNES検討 ⁹³	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）	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																																
インターフェイスシステム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	○	○	-	○	○																																																																																																																																																																																																																																
低圧過加工事象	○	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																
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																																																																																																																																
第3.1.2.b-2表 プラント状態と起回事象の対応		第3.1.2.b-2表 プラント状態と起回事象の対応																																																																																																																																	
	<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	-	-	-	-	-	○	-	○	<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>POS4 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>POS5 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>POS9 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>POS10 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>POS12 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>POS14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロッカ解除以降)</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	POS4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-	POS5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-	POS9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-	POS10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-	POS12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-	POS14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロッカ解除以降)	-	-	-	-	-	-	○	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR 設計の反映(着色せず) <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																																																																																																																												
POS4 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-																																																																																																																												
POS5 余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-																																																																																																																												
POS9 余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	○	○	○	○	○	○	-																																																																																																																												
POS10 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-																																																																																																																												
POS12 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	○	-	-	○	○	○	-																																																																																																																												
POS14 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動 信号ブロッカ解除以降)	-	-	-	-	-	-	○																																																																																																																												

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 (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 (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>EF</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>$5.7 \times 10^{-6} / \text{日}$</td> <td>3</td> <td>国内BWR実績データ（平成21年3月末時点）（RHRサボータ系の機能喪失事象は発生実績がないため定期検査日数に対し0.5回の発生を仮定）</td> </tr> <tr> <td>RHRサボータ系機能喪失</td> <td>$7.1 \times 10^{-6} / \text{日}$</td> <td>3</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>$2.6 \times 10^{-3} / \text{日}$</td> <td>3</td> <td>制御体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。</td> </tr> <tr> <td>RHR切替時のLOCA</td> <td>$2.4 \times 10^{-4} / \text{回}$</td> <td>3</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>CRD交換時のLOCA</td> <td>$5.5 \times 10^{-6} / \text{定期検査}$</td> <td>3</td> <td>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>LPRM交換時のLOCA</td> <td>$3.3 \times 10^{-6} / \text{定期検査}$</td> <td>3</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CUWブローヤ時のLOCA</td> <td>$8.1 \times 10^{-3} / \text{回}$</td> <td>5</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	発生頻度	EF	発生頻度の評価方法	RHRフロントライン系機能喪失	$5.7 \times 10^{-6} / \text{日}$	3	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点）（RHRサボータ系の機能喪失事象は発生実績がないため定期検査日数に対し0.5回の発生を仮定）	RHRサボータ系機能喪失	$7.1 \times 10^{-6} / \text{日}$	3	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。	外部電源喪失	$2.6 \times 10^{-3} / \text{日}$	3	制御体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。	RHR切替時のLOCA	$2.4 \times 10^{-4} / \text{回}$	3	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。	CRD交換時のLOCA	$5.5 \times 10^{-6} / \text{定期検査}$	3	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。	LPRM交換時のLOCA	$3.3 \times 10^{-6} / \text{定期検査}$	3		CUWブローヤ時のLOCA	$8.1 \times 10^{-3} / \text{回}$	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>EF</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-7/h</td> <td>13</td> <td>停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転記録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/ミッドループ</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確率を評価</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>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確率を評価</td> </tr> <tr> <td>余熱除去機能喪失(注)</td> <td>余熱除去系1系列運転時</td> <td>5.5E-8/h</td> <td>17</td> <td>停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転記録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-7/h</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記録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-8/h</td> <td>13</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> <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B系に加え、待機中のA系の故障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 $1.6 \times 10^{-7} / \text{h}$ に、待機中のB系による冷却失敗確率 3.6×10^{-2} を乗じた $5.8 \times 10^{-9} / \text{h}$ 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	EF	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-7/h	13	停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転記録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/ミッドループ	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確率を評価	オーバードレン	水抜き中	4.1E-6/demand	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確率を評価	余熱除去機能喪失(注)	余熱除去系1系列運転時	5.5E-8/h	17	停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転記録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-7/h	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記録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-8/h	13	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	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>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 【女川】 <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) 【大飯】 <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価結果による相違 【大飯】 <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、EFおよび評価方法列を追加して充実させている。
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 (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	EF	発生頻度の評価方法																																																																																																
RHRフロントライン系機能喪失	$5.7 \times 10^{-6} / \text{日}$	3	国内BWR実績データ（平成21年3月末時点）（RHRサボータ系の機能喪失事象は発生実績がないため定期検査日数に対し0.5回の発生を仮定）																																																																																																
RHRサボータ系機能喪失	$7.1 \times 10^{-6} / \text{日}$	3	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。																																																																																																
外部電源喪失	$2.6 \times 10^{-3} / \text{日}$	3	制御体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。																																																																																																
RHR切替時のLOCA	$2.4 \times 10^{-4} / \text{回}$	3	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。																																																																																																
CRD交換時のLOCA	$5.5 \times 10^{-6} / \text{定期検査}$	3	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。																																																																																																
LPRM交換時のLOCA	$3.3 \times 10^{-6} / \text{定期検査}$	3																																																																																																	
CUWブローヤ時のLOCA	$8.1 \times 10^{-3} / \text{回}$	5																																																																																																	
起回事象	対象期間	発生頻度	EF	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-7/h	13	停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転記録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/ミッドループ	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確率を評価																																																																																															
オーバードレン	水抜き中	4.1E-6/demand	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確率を評価																																																																																															
余熱除去機能喪失(注)	余熱除去系1系列運転時	5.5E-8/h	17	停止時の運転実績より算出 - 停止時のプラントの運転記録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-7/h	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記録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-8/h	13	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																																																																																															
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

大阪発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由			
第3.1.2.b-3表 POS別起因事象発生頻度（/炉年）									
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	反応度の誤投入	
POS4 余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）	54	4.4E-05	—	—	2.3E-05	3.0E-05	1.2E-06	—	
POS5 余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）	92	7.5E-05	4.2E-06	4.2E-06	3.9E-05	5.0E-05	2.1E-06	—	
POS9 余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）	122	1.0E-04	4.2E-06	4.2E-06	9.6E-07	6.7E-05	2.8E-06	—	
POS10 余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）	87	7.1E-05	—	—	4.3E-07	4.8E-05	2.0E-06	—	
POS12 余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）	47	3.8E-05	—	—	2.3E-07	2.6E-05	1.1E-06	—	
POS14 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動番号ブロック解除以降）	53	—	—	—	—	—	—	5.3E-08	
※起因事象発生頻度は、待機中のポンプ起動失敗も含む値として評価した。									
第3.1.2.b-4表 POS別の起因事象発生頻度									
		各プラント状態の起因事象発生頻度（/定期検査）							
		S	A1	A2	B1	B2	C1	C2	D
滞在時間(H)		1	2	2	16	5	13	2	6
RHRプロントライン系機能喪失		5.7E-05	1.1E-04	1.1E-04	9.0E-04	2.8E-04	7.3E-04	1.1E-04	3.4E-04
RHRサブポート系機能喪失		7.1E-06	1.4E-05	1.4E-05	1.1E-04	3.5E-05	9.2E-05	1.4E-05	4.2E-05
外部電源喪失		2.6E-05	5.2E-05	5.2E-05	4.1E-04	1.3E-04	3.4E-04	5.2E-05	1.5E-04
RHR切替時のLOCA		—	—	—	—	2.4E-04	—	—	—
CRD交換時のLOCA		—	—	—	5.5E-06	—	—	—	—
LPRM交換時のLOCA		—	—	—	3.3E-06	—	—	—	—
CUWブロー時のLOCA		—	—	—	—	—	1.6E-04	—	8.1E-05
第3.1.2.b-4表 POS別起因事象発生頻度（/炉年）									
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（注）	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入	
POS4 余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）	66.0	5.4E-5	—	—	3.8E-6	3.0E-5	1.5E-6	—	
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-5	4.1E-6	4.1E-6	7.1E-6	6.7E-5	2.8E-6	—	
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-4	4.1E-6	4.1E-6	1.0E-5	9.5E-5	4.0E-6	—	
POS10 余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）	177.2	1.5E-4	—	—	1.0E-5	9.7E-5	4.1E-6	—	
POS12 余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）	85.3	7.0E-5	—	—	5.0E-6	4.7E-5	2.0E-6	—	
POS14 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動番号ブロック解除以降）	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-8	
（注）余熱除去系統の故障は、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。運転中のA系が故障し、待機中のB系による冷却にも失敗する頻度 $5.8 \times 10^{-8}/h$ （第3.1.2-6表）に、各POSの継続期間を乗じて、POS別起因事象発生頻度を算出した。									
							【女川】 ■設備の相違 ・PWR設計の反映（着色せず） 【大飯】 ■個別評価結果による相違		

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 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> <ul style="list-style-type: none"> ■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。(川内、伊方、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.e-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 HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	
RHRサポーター 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 HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC	
外部電源喪失	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC	
RHR切替時の LOCA														
CRD交換時の LOCA														
LPRM交換時 のLOCA														
C UWフロンター のLOCA														
														【女川】 ■記載箇所の相違 ・泊は、本文3.1.2.e.①②にて成功基準を記載しているため表の呼び込みは不要としている。

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 data-bbox="750 454 795 1204" 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" data-bbox="750 231 1243 1292" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="writing-mode: vertical-rl;">機器</th> <th colspan="2" style="writing-mode: vertical-rl;">冷却対象の系統</th> </tr> <tr> <th style="writing-mode: vertical-rl;">非常用D/G, 低圧ECCS, RHR</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">常用隔離失敗時*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl;">RCWポンプ</td> <td style="text-align: center;">1/2</td> <td style="text-align: center;">2/2</td> </tr> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl;">RCW熱交換器</td> <td style="text-align: center;">1/2</td> <td style="text-align: center;">1/2</td> </tr> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl;">RSWポンプ</td> <td style="text-align: center;">1/2</td> <td style="text-align: center;">1/2</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1153 231 1243 1268" style="text-align: center;">*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 data-bbox="1915 207 1982 231">【女川】</p> <p data-bbox="1915 239 2128 406">■記載箇所の相違 ・泊は、本文3.1.2.c.①②にて成功基準を記載しているため表の呼び込みは不要としている。</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>RIR 切替時の LOCA</td> <td>POS-B2</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CRD 交換時の LOCA LPRM 交換時の LOCA</td> <td>POS-B1</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CUW フロー時の LOCA</td> <td>POS-C1 POS-D</td> <td></td> <td></td> <td>0.5</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	RIR 切替時の LOCA	POS-B2				CRD 交換時の LOCA LPRM 交換時の LOCA	POS-B1				CUW フロー時の LOCA	POS-C1 POS-D			0.5		<p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・泊は、本文3.1.2.c.①(3)n.にて余裕時間を記載しているため表の呼び込みは不要としている。</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																																																						
	RIR 切替時の LOCA	POS-B2																																																								
	CRD 交換時の LOCA LPRM 交換時の LOCA	POS-B1																																																								
CUW フロー時の LOCA	POS-C1 POS-D			0.5																																																						

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.e-1表 相互依存表(1/2)</p> <table border="1"> <tr> <td>サポート系 (影響を与える側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>信号系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>換気空調系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フロントライン系 (影響を受ける側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>余熱除去系[※]</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>※ 使命時間内においては、換気空調系が喪失しても余熱除去系は喪失しないため、相互依存は無いと判断した。</p>	サポート系 (影響を与える側)						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						フロントライン系 (影響を受ける側)						余熱除去系 [※]						<p>第3.1.2.e-1表 フロントライン系とサポート系の相互依存表</p> <table border="1"> <tr> <th rowspan="2">サポート系 フロントライン系</th> <th colspan="3">交流電源</th> <th rowspan="2">原子炉補機冷却水系</th> <th rowspan="2">ポンプ室 空調</th> </tr> <tr> <th>常用</th> <th>非常用</th> <th>非常用</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">残留熱除去系A (RHR-A)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">残留熱除去系B (RHR-B)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">高圧炉心スプレイ系 (HPCS)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">低圧炉心スプレイ系 (LPCS)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">低圧注水系A (LPCI-A)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">低圧注水系B (LPCI-B)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">低圧注水系C (LPCI-C)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <th rowspan="2">復水補給水系 (MUWC)</th> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>※ 何れか一方の電源供給により作動可能</p>	サポート系 フロントライン系	交流電源			原子炉補機冷却水系	ポンプ室 空調	常用	非常用	非常用	残留熱除去系A (RHR-A)											残留熱除去系B (RHR-B)											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A (LPCI-A)											低圧注水系B (LPCI-B)											低圧注水系C (LPCI-C)											復水補給水系 (MUWC)											<p>第3.1.2.e-1表 フロントライン系とサポート系の依存性</p> <table border="1"> <tr> <td>サポート系 (直接影響を与える側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>信号系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>制御用空気系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>換気空調系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フロントライン系 (直接影響を受ける側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>余熱除去系^{※1}</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>※1：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。</p>	サポート系 (直接影響を与える側)						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						フロントライン系 (直接影響を受ける側)						余熱除去系 ^{※1}						<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映（着色せず） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・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。
サポート系 (影響を与える側)																																																																																																																																																																																																										
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																																																																																																																																																																																																										
フロントライン系 (影響を受ける側)																																																																																																																																																																																																										
余熱除去系 [※]																																																																																																																																																																																																										
サポート系 フロントライン系	交流電源			原子炉補機冷却水系	ポンプ室 空調																																																																																																																																																																																																					
	常用	非常用	非常用																																																																																																																																																																																																							
残留熱除去系A (RHR-A)																																																																																																																																																																																																										
残留熱除去系B (RHR-B)																																																																																																																																																																																																										
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A (LPCI-A)																																																																																																																																																																																																										
低圧注水系B (LPCI-B)																																																																																																																																																																																																										
低圧注水系C (LPCI-C)																																																																																																																																																																																																										
復水補給水系 (MUWC)																																																																																																																																																																																																										
サポート系 (直接影響を与える側)																																																																																																																																																																																																										
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																																																																																																																																																																																																										
フロントライン系 (直接影響を受ける側)																																																																																																																																																																																																										
余熱除去系 ^{※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.e-2表 相互依存表(2/2)</p> <p>サポート系 (影響を与える側)</p> <table border="1" data-bbox="129 279 638 742"> <tr> <td></td> <td>電源系</td> <td>信号系</td> <td>換気空調系</td> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却海水系</td> </tr> <tr> <td>サポート系 (影響を受ける側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源系^{※1}</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>信号系</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>換気空調系^{※2,3}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系^{※3}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系^{※2}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>※1 ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系/換気空調系（ディーゼル発電機機気装置）/原子炉補機冷却海水系が必要であるため、モデル化を実施した。 ※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要であるため、モデル化を実施した。 ※3 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要であるためモデル化を実施した。</p>		電源系	信号系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系	サポート系 (影響を受ける側)						電源系 ^{※1}		○	○	○		信号系	○					換気空調系 ^{※2,3}	○	○		○		原子炉補機冷却海水系 ^{※3}	○	○				原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○				<p>第3.1.2.e-2表 サポート系間の相互依存表</p> <table border="1" data-bbox="817 263 1131 1332"> <tr> <td rowspan="2">サポート系 (影響を受ける側)</td> <td rowspan="2">ポンプ/MG室空調</td> <td colspan="2">原子炉補機冷却海水系</td> <td colspan="2">直流電源</td> <td colspan="2">交流電源</td> <td rowspan="2">原子炉補機冷却海水系</td> <td rowspan="2">ポンプ/MG室空調</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅰ</td> <td>区分Ⅱ</td> <td>区分Ⅰ</td> <td>区分Ⅱ</td> <td>区分Ⅰ</td> <td>区分Ⅱ</td> </tr> <tr> <td>交流電源</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>直流電源</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	サポート系 (影響を受ける側)	ポンプ/MG室空調	原子炉補機冷却海水系		直流電源		交流電源		原子炉補機冷却海水系	ポンプ/MG室空調	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	交流電源										直流電源										原子炉補機冷却海水系										原子炉補機冷却海水系										<p>第3.1.2.e-2表 サポート系同士の依存性</p> <table border="1" data-bbox="1310 295 1892 686"> <tr> <td>サポート系 (影響を与える側)</td> <td>電源系</td> <td>信号系</td> <td>制御用空気系</td> <td>換気空調系</td> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却海水系</td> </tr> <tr> <td>サポート系 (影響を受ける側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源系^{※1}</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>信号系</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>制御用空気系^{※2,3}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>換気空調系^{※2}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系^{※2}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系^{※2}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>※1：ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系/換気空調系/原子炉補機冷却海水系が必要。 ※2：通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。 ※3：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。</p>	サポート系 (影響を与える側)	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	原子炉補機冷却海水系	サポート系 (影響を受ける側)							電源系 ^{※1}		○	○	○	○		信号系	○		○	○			制御用空気系 ^{※2,3}	○	○		○	○		換気空調系 ^{※2}	○	○	○		○		原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○	○	○			原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○	○	○			<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映（着色せず） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・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。
	電源系	信号系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系																																																																																																																																																								
サポート系 (影響を受ける側)																																																																																																																																																													
電源系 ^{※1}		○	○	○																																																																																																																																																									
信号系	○																																																																																																																																																												
換気空調系 ^{※2,3}	○	○		○																																																																																																																																																									
原子炉補機冷却海水系 ^{※3}	○	○																																																																																																																																																											
原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○																																																																																																																																																											
サポート系 (影響を受ける側)	ポンプ/MG室空調	原子炉補機冷却海水系		直流電源		交流電源		原子炉補機冷却海水系	ポンプ/MG室空調																																																																																																																																																				
		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅰ	区分Ⅱ																																																																																																																																																						
交流電源																																																																																																																																																													
直流電源																																																																																																																																																													
原子炉補機冷却海水系																																																																																																																																																													
原子炉補機冷却海水系																																																																																																																																																													
サポート系 (影響を与える側)	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	原子炉補機冷却海水系																																																																																																																																																							
サポート系 (影響を受ける側)																																																																																																																																																													
電源系 ^{※1}		○	○	○	○																																																																																																																																																								
信号系	○		○	○																																																																																																																																																									
制御用空気系 ^{※2,3}	○	○		○	○																																																																																																																																																								
換気空調系 ^{※2}	○	○	○		○																																																																																																																																																								
原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○	○	○																																																																																																																																																									
原子炉補機冷却海水系 ^{※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 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" data-bbox="703 248 1285 703"> <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="10">・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) ^注</td> <td>4.6×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (RHR-B) ^注</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>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)</td> <td>保守的に期待しない</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系 (LPCI-B)</td> <td>保守的に期待しない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>低圧注水系 (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	・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) ^注	4.6×10^{-5}	残留熱除去系 (RHR-B) ^注	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}	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)	保守的に期待しない	低圧注水系 (LPCI-B)	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 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" data-bbox="1312 256 1895 379"> <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>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> <p>■記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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> <p>■設備・個別評価結果による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR設計の反映（着色せず）
起回事象	システム系統	代表的なFTの非信頼度																																																	
・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) ^注	4.6×10^{-5}																																																	
	残留熱除去系 (RHR-B) ^注	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}																																																	
	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)		保守的に期待しない																																																	
低圧注水系 (LPCI-B)		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}																																																	
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="703 228 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="748 263 1240 592"> <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="1339 201 1877 220">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="1323 225 1892 967" style="border: 2px solid black; height: 465px; width: 254px;"></div> <p data-bbox="1352 1002 1816 1024">□：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="1912 212 1973 231">【大飯】</p> <p data-bbox="1912 245 2047 264">■記載内容の相違</p> <ul data-bbox="1912 279 2047 298" style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 <p data-bbox="1912 312 1973 331">【女川】</p> <p data-bbox="1912 346 2047 365">■評価方針の相違</p> <ul data-bbox="1912 379 2114 539" style="list-style-type: none"> ・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。
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="705 223 1288 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="705 263 1288 566"> <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="1332 207 1881 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="1310 239 1881 1061" style="border: 2px solid black; height: 515px; width: 255px;"></div> <p data-bbox="1355 1085 1825 1109">□ : 特記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 2128 542"> 【大飯】 ■記載内容の相違 ・女川実績の反映 【女川】 ■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。 </p>
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 (-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; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center; font-size: small;">□ : 特記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 <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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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(4/6)</p> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>：特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 <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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: right; font-size: small;">□：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 <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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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(6/6)</p> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>：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 <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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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" data-bbox="703 204 1285 555"> <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" data-bbox="1321 204 1895 810"> <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-Pooled¹⁾)</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-5497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 ¹⁾)	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】 ■記載内容の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■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。</p>
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 ¹⁾)	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】 ■記載箇所の相違 ・泊は、次表(3.1.2.g-1表)に記載している。</p> <p>【女川】 ■個別評価結果による相違</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
 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>起因事象発生前/ 起因事象発生後</th> <th>説明</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象発生前</td> <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 rowspan="4">起因事象発生後</td> <td>除熱の必要性に対する診断失敗</td> <td rowspan="3">第3.1.2.g-1表 参照</td> <td rowspan="3">26</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> </tr> <tr> <td>LOCA時の隔離失敗</td> <td>13</td> </tr> <tr> <td></td> <td>除熱系の手動起動失敗</td> <td>5.3E-05</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td></td> <td>注水系の手動起動失敗</td> <td>3.5E-04</td> <td>10</td> </tr> </tbody> </table>	起因事象発生前/ 起因事象発生後	説明	平均値	EF	起因事象発生前	手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	4.0E-04	5	起因事象発生後	除熱の必要性に対する診断失敗	第3.1.2.g-1表 参照	26	注水の必要性に対する診断失敗	LOCA時の診断失敗	LOCA時の隔離失敗	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>起因事象発生前/ 起因事象発生後</th> <th>説明</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象発生前</td> <td>弁の操作忘れ</td> <td>1.0E-2</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">起因事象発生後</td> <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>	起因事象発生前/ 起因事象発生後	説明	平均値	EF	起因事象発生前	弁の操作忘れ	1.0E-2	30	起因事象発生後	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"> ■ 個別評価結果による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載の充実 ・ 女川実績の反映 ・ 泊は、人的過誤の結果を改めて表として示して充実させている。
起因事象発生前/ 起因事象発生後	説明	平均値	EF																																										
起因事象発生前	手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	4.0E-04	5																																										
起因事象発生後	除熱の必要性に対する診断失敗	第3.1.2.g-1表 参照	26																																										
	注水の必要性に対する診断失敗																																												
	LOCA時の診断失敗																																												
	LOCA時の隔離失敗	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																																										
起因事象発生前/ 起因事象発生後	説明	平均値	EF																																										
起因事象発生前	弁の操作忘れ	1.0E-2	30																																										
起因事象発生後	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3.1.2.1表 炉心損傷シナリオグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="763 901 1261 1198">起回事象</th> <th data-bbox="763 464 1261 901">シナリオの説明</th> <th data-bbox="763 233 1261 464">シナリオグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="763 901 846 1198">RHRフロントライン系機能喪失</td> <td data-bbox="763 464 846 901">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リオ</td> <td data-bbox="763 233 846 464">崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="846 901 902 1198">RHRサポート系機能喪失</td> <td data-bbox="846 464 902 901">外部電源喪失時、非常用D/G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リオ</td> <td data-bbox="846 233 902 464">全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="902 901 958 1198">外部電源喪失</td> <td data-bbox="902 464 958 901">外部電源喪失時、非常用D/G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リオ</td> <td data-bbox="902 233 958 464">原子炉冷却材の流出</td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 901 1014 1198">RHR切替時のLOCA</td> <td data-bbox="958 464 1014 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リオ</td> <td data-bbox="958 233 1014 464"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1014 901 1070 1198">CRD交換時のLOCA</td> <td data-bbox="1014 464 1070 901"></td> <td data-bbox="1014 233 1070 464"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 901 1126 1198">LPRM交換時のLOCA</td> <td data-bbox="1070 464 1126 901"></td> <td data-bbox="1070 233 1126 464"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1126 901 1261 1198">CUWブロー時時のLOCA</td> <td data-bbox="1126 464 1261 901"></td> <td data-bbox="1126 233 1261 464"></td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	シナリオの説明	シナリオグループ	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リオ	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/G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リオ	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/G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リオ	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リオ		CRD交換時のLOCA			LPRM交換時のLOCA			CUWブロー時時のLOCA			<p>第3.1.2.1表 事故シナリオグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1361 901 1883 1198">起回事象</th> <th data-bbox="1361 400 1883 901">シナリオの説明</th> <th data-bbox="1361 233 1883 400">シナリオグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1361 901 1406 1198">余熱除去機能喪失</td> <td data-bbox="1361 400 1406 901">余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ</td> <td data-bbox="1361 233 1406 400">崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 901 1462 1198">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td data-bbox="1406 400 1462 901">原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ</td> <td data-bbox="1406 233 1462 400">全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1462 901 1518 1198">外部電源喪失</td> <td data-bbox="1462 400 1518 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、余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ</td> <td data-bbox="1462 233 1518 400">原子炉冷却材の流出</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1518 901 1574 1198">原子炉冷却材圧力バウナダリ機能喪失</td> <td data-bbox="1518 400 1574 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リオ</td> <td data-bbox="1518 233 1574 400">反応度の調整入</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1574 901 1630 1198">水位維持失敗</td> <td data-bbox="1574 400 1630 901">原子炉冷却材圧力バウナダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系水への流出により炉心損傷に至る事故シナリオ</td> <td data-bbox="1574 233 1630 400"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1630 901 1686 1198">オーバードレン</td> <td data-bbox="1630 400 1686 901"></td> <td data-bbox="1630 233 1686 400"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1686 901 1883 1198">反応度の調整入</td> <td data-bbox="1686 400 1883 901">ほう素の異常な蓄積により臨界に達することによって炉心損傷に至る事故シナリオ</td> <td data-bbox="1686 233 1883 400"></td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	シナリオの説明	シナリオグループ	余熱除去機能喪失	余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ	崩壊熱除去機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ	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、余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力バウナダリ機能喪失	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リオ	反応度の調整入	水位維持失敗	原子炉冷却材圧力バウナダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系水への流出により炉心損傷に至る事故シナリオ		オーバードレン			反応度の調整入	ほう素の異常な蓄積により臨界に達することによって炉心損傷に至る事故シナリオ		<p>【女川】 ■ 個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載の充実</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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との整理を表として整理し充実させている。
起回事象	シナリオの説明	シナリオグループ																																																	
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リオ	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/G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リオ	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/G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リオ	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リオ																																																		
CRD交換時のLOCA																																																			
LPRM交換時のLOCA																																																			
CUWブロー時時のLOCA																																																			
起回事象	シナリオの説明	シナリオグループ																																																	
余熱除去機能喪失	余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ	崩壊熱除去機能喪失																																																	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能喪失により余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ	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、余熱除去系が機能喪失し炉心損傷に至る事故シナリオ	原子炉冷却材の流出																																																	
原子炉冷却材圧力バウナダリ機能喪失	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リオ	反応度の調整入																																																	
水位維持失敗	原子炉冷却材圧力バウナダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系水への流出により炉心損傷に至る事故シナリオ																																																		
オーバードレン																																																			
反応度の調整入	ほう素の異常な蓄積により臨界に達することによって炉心損傷に至る事故シナリオ																																																		

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

事故シナシグループ	原因事象	POS	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 (%)	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	条件付き炉心損傷確率	非信頼度	2.3E-3	48.0%	①ディーゼル発電機A継続運転失敗
				非信頼率	1.5E-3	31.6%	②ディーゼル発電機A起動失敗
				非信頼度	8.0E-5	1.7%	③空調用冷凍機A起動失敗
				非信頼率	8.0E-5	1.7%	④空調用冷凍機B起動失敗
				非信頼度	8.0E-5	1.7%	⑤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	余熱除去系による冷却失敗	非信頼度	2.7E-2	92.8%	①診断失敗
				非信頼率	1.7E-3	5.9%	②余熱除去系A系起動操作失敗
				非信頼度	8.0E-5	0.3%	③余熱除去ポンプA起動失敗
				非信頼率	4.8E-5	0.2%	④余熱除去ポンプAシャ断器閉失敗
				非信頼度	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

原因事象	POS	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、前線熱除去・炉心冷却に失敗	前線熱除去機能喪失	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、前線熱除去・炉心冷却に失敗	前線熱除去機能喪失	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、前線熱除去・炉心冷却に失敗	前線熱除去機能喪失	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、前線熱除去・炉心冷却に失敗	前線熱除去機能喪失	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、前線熱除去・炉心冷却に失敗	前線熱除去機能喪失	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

原因事象	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/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 原因事象が発生	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 原因事象が発生	前線熱除去機能喪失	3.0E-5	6.0%	-	-	-
補機冷却水の喪失	緩和手段に期待しない 原因事象が発生	前線熱除去機能喪失	1.4E-5	2.8%	-	-	-
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	1.1E-5	2.8%	①防火巻手動ダンパ04A戻し忘れ	3.4E-6	24%
					②防火巻手動ダンパ05A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	前線熱除去機能喪失	1.1E-5	1.7%	③防火巻手動ダンパ06A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系起動操作失敗	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%

相違理由

【女川・大飯】
 ■個別評価結果による相違

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
 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1.1.2.h-1表 POS分類ごと・起因事象ごとの炉心損傷頻度（/炉年）										第3.1.2.h-3表 起因事象別・POS別の炉心損傷頻度										第3.1.2.h-3表 POS分類ごと・起因事象ごとの炉心損傷頻度										【女川・大飯】 個別評価結果による相違
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	反応度の調整投入	合計	日数	POS-S	POS-A1	POS-A2	POS-B1	POS-B2	POS-C1	POS-C2	POS-D	合計	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	反応度の調整投入	合計	
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）	54	4.4E-05 (8.2E-07/h)	-	-	2.3E-05 (4.3E-07/h)	9.8E-07 (1.8E-08/h)	1.2E-06 (2.3E-08/h)	-	7.0E-05	2.9E-09 (2.9E-09)	4.2E-09 (2.1E-09)	7.6E-09 (3.8E-09)	3.5E-07 (2.2E-08)	1.1E-07 (2.2E-08)	3.1E-07 (2.4E-08)	1.5E-09 (7.6E-10)	4.7E-09 (7.8E-10)	6	7.9E-07	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）	66.0	5.4E-5 (8.2E-7/h)	-	-	-	3.8E-6 (5.8E-8/h)	2.6E-6 (3.9E-8/h)	1.5E-6 (2.3E-8/h)	-	6.2E-5
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）	92	7.5E-05 (8.2E-07/h)	4.2E-06	4.2E-06	3.9E-05 (4.3E-07/h)	1.7E-06 (1.8E-08/h)	2.1E-06 (2.3E-08/h)	-	1.3E-04	3.6E-10 (2.7E-10)	6.2E-09 (3.1E-09)	4.6E-08 (2.9E-09)	4.1E-08 (2.9E-09)	1.5E-08 (2.9E-09)	4.1E-08 (3.1E-09)	1.9E-10 (9.6E-11)	5.8E-10 (9.6E-11)	-	1.1E-07	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）	121.1	9.9E-5 (8.2E-7/h)	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-6 (5.9E-8/h)	4.8E-6 (4.0E-8/h)	2.5E-6 (2.3E-8/h)	-	1.2E-4	
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）	122	1.0E-04 (8.2E-07/h)	4.2E-06	4.2E-06	9.6E-07 (7.8E-09/h)	4.8E-07 (3.9E-09/h)	2.8E-06 (2.3E-08/h)	-	1.1E-04	1.6E-09 (2.1E-09)	8.2E-09 (4.1E-09)	3.0E-08 (1.9E-09)	8.8E-09 (1.8E-09)	3.0E-08 (2.3E-09)	7.6E-10 (3.5E-10)	2.1E-09 (3.5E-10)	2.1E-09 (3.5E-10)	-	8.3E-08	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）	172.8	1.4E-4 (8.1E-7/h)	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-5 (5.8E-8/h)	6.9E-6 (4.0E-8/h)	4.0E-6 (2.3E-8/h)	-	1.7E-4	
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）	87	7.1E-05 (8.2E-07/h)	-	-	4.3E-07 (4.9E-09/h)	3.7E-07 (4.2E-09/h)	2.0E-06 (2.3E-08/h)	-	7.4E-05	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	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）	177.2	1.5E-4 (8.3E-7/h)	-	-	1.0E-5 (5.6E-8/h)	7.1E-6 (4.0E-8/h)	4.1E-6 (2.3E-8/h)	-	1.7E-4	
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）	47	3.8E-05 (8.2E-07/h)	-	-	2.3E-07 (4.9E-09/h)	2.0E-07 (4.2E-09/h)	1.1E-06 (2.3E-08/h)	-	4.0E-05	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	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）	85.3	7.0E-5 (8.2E-7/h)	-	-	5.0E-6 (5.9E-8/h)	3.4E-6 (4.0E-8/h)	2.0E-6 (2.3E-8/h)	-	8.0E-5	
POS 14 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動番号ブロック解除以降）	-	-	-	-	-	-	-	5.3E-08	5.3E-08	-	-	-	-	-	-	-	-	-	POS 14 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動番号ブロック解除以降）	37.1	-	-	-	-	-	-	3.1E-8	3.1E-8		
合計（/炉年）	-	3.3E-04	8.4E-06	8.4E-06	6.4E-05	3.7E-06	9.2E-06	5.3E-08	4.2E-04	4.7E-09	6.9E-09	2.2E-08	4.3E-07	1.3E-07	3.8E-07	2.5E-09	7.4E-09	9.8E-07	合計（/炉年）	-	5.1E-4	8.2E-6	8.2E-6	3.6E-5	2.3E-5	1.4E-5	3.1E-8	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>第1.1.2.h-3表 事故シナシスグループ別炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシスグループ</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>	事故シナシスグループ	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 事故シナシスグループ別の炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシスグループ</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>	事故シナシスグループ	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 事故シナシスグループ別炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシスグループ</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>	事故シナシスグループ	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】 ■個別評価結果による相違</p>
事故シナシスグループ	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%)																																															
事故シナシスグループ	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																																														
事故シナシスグループ	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 基事象別重要度評価結果（FV重要度上位10位）</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 （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>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 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 （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	6.7E-2	（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】 ■個別評価結果による相違</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 （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	6.7E-2																																																																													
（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>第1.1.2.h-5表 RAW評価結果</p> <table border="1"> <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 シャ断器閉失敗（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 低温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 低温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 シャ断器閉失敗（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 低温側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9	1.B 低温側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9	<p>第3.1.2.h-6表 RAW評価結果</p> <table border="1"> <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>第3.1.2.h-6表 基事象別重要度評価結果（RAW上位10位）</p> <table border="1"> <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】 ■個別評価結果による相違</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 シャ断器閉失敗（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 低温側低圧注入ラインオリフィス 外部リーク	2.9																																																																															
1.B 低温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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
<p>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 (/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 (/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 (/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 (/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・大阪】 ■個別評価結果による相違</p>
不確かさ	全炉心損傷頻度 (/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 (/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

大阪発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
第 1.1.2.h-7 表 感度解析結果（POS分類ごとの炉心損傷傾度）												<p>【女川・大阪】</p> <p>■個別評価結果による相違</p> <p>【大阪】</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ス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	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	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	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	1.1E-04	1.3E-05						
POS 1 0	余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は潤水状態)	87	7.1E-05	7.1E-08	7.4E-05	2.9E-06						
POS 1 2	余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は潤水状態)	47	3.8E-05	3.8E-08	4.0E-05	1.5E-06						
合計 (ノ年)		—	3.3E-04	3.3E-07	4.2E-04	9.4E-05						
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												
事故シナシスグループ		外部電源復旧有り(ベースケース)(/定期検査)		外部電源復旧無し(/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						
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												
事故シナシスグループ		充てん系による注入無(ベースケース)(/年)		充てん系による注入有(/年)		充てん系による注入有/充てん系による注入無						
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						

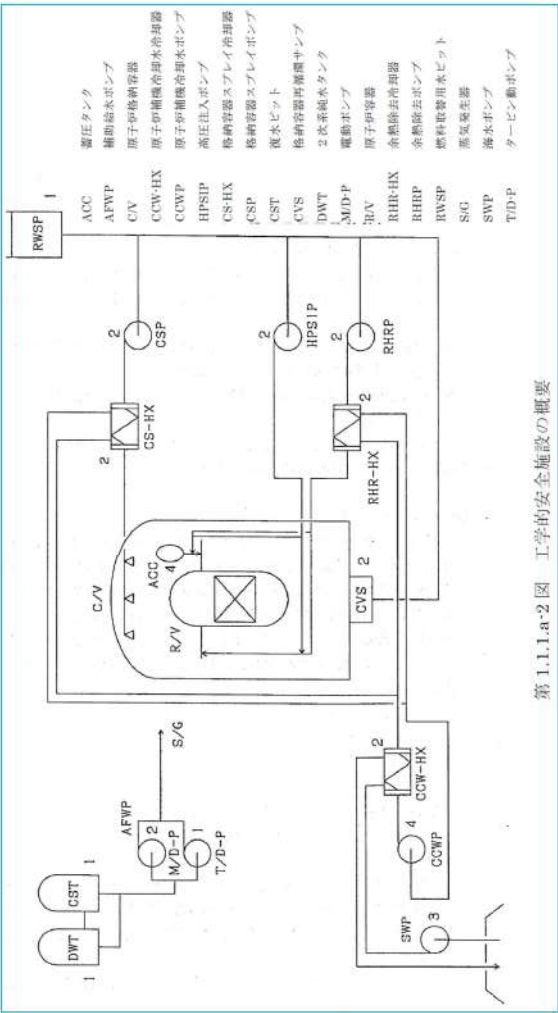
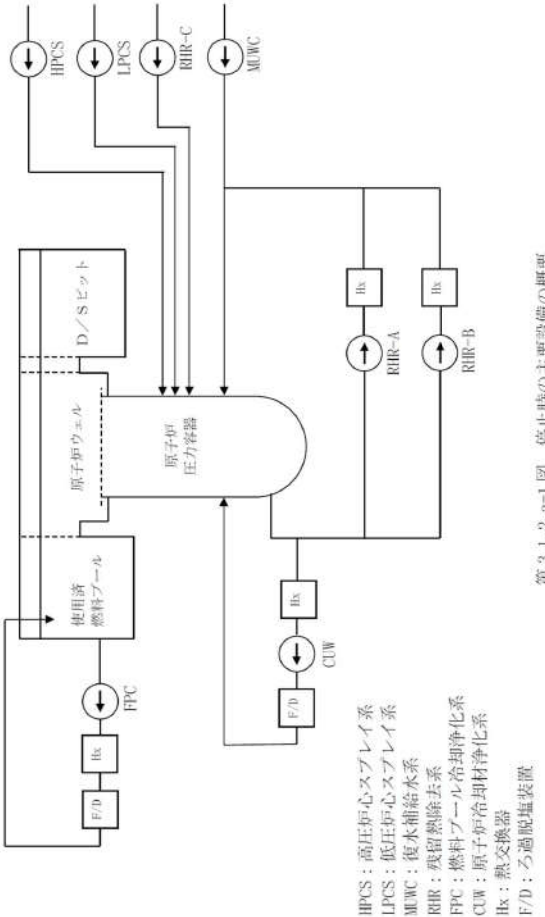
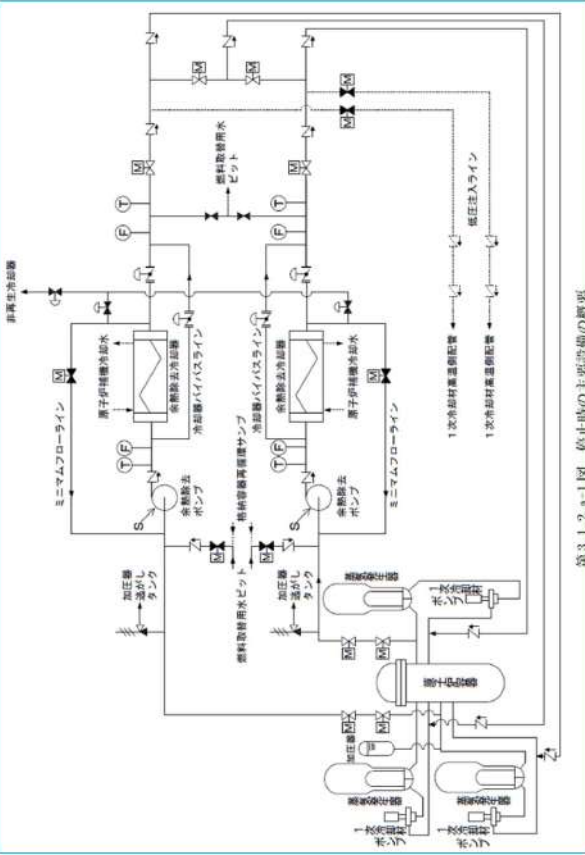
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明
	<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1 PRA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 停止時内部事象レベル1 PRA評価フロー</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。

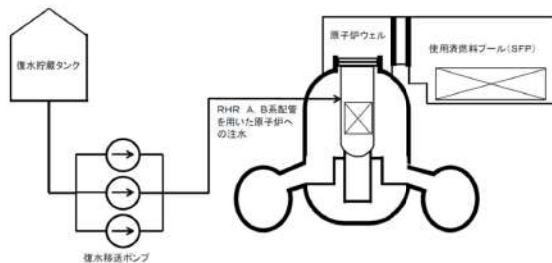
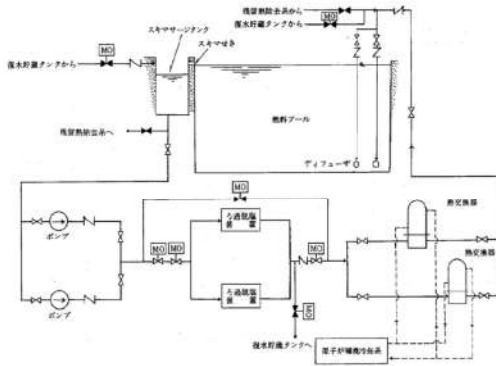
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明
 <p>第 1.1.1.a-2 図 工学的安全施設の概要</p> <p>本文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】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は停止時における主な炉心冷却設備である余熱除去系に関する図を示している。

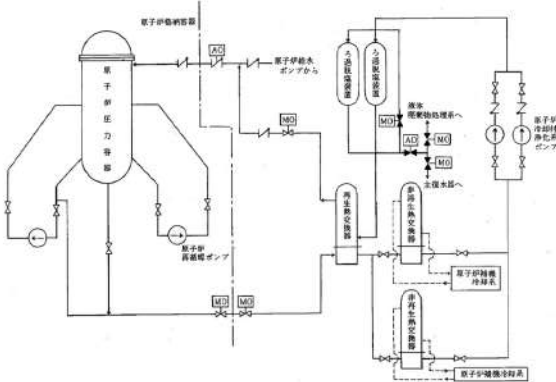
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明
	 <p>第3.1.2.a-2図 復水補給水系 (MUC) 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> <p>■設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWR設計のため着色せず

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	差異の説明
	 <p data-bbox="801 671 1182 694">第3.1.2.a-4図 原子炉冷却材浄化系（CUW）の概要図</p>		<p data-bbox="1921 177 1989 199">【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1921 212 2033 234">■設備の相違 <li data-bbox="1921 247 2123 269">・BWR設計のため着色せず

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	差異の説明
<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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) <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、他機器の使用可否を含めて第3.1.2.a-2図にて整理している。 <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	差異の説明
<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-3図 POSの分類及び使用可能な緩和設備 (1/2)</p>	
<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-3図 POSの分類及び使用可能な緩和設備 (1/2)</p>	
<p>○：使用可能（運転中） △：使用可能（待機中） ×：使用不可 -：検討対象外</p>		<p>○：使用可能（運転中） △：使用可能（待機中） ×：使用不可 -：検討対象外</p>	
<p>【大飯】</p>		<p>【女川】</p>	
<p>■記載箇所の相違</p>		<p>■記載箇所の相違</p>	
<p>・女川実績の反映</p>		<p>・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)</p>	
<p>・設備の相違</p>		<p>・PWR設計の反映（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	差異の説明																																																																																																																																																																																					
		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">フロント設備 名称/システム</th> <th colspan="13">運転モード</th> </tr> <tr> <th>11</th> <th>12</th> <th>13</th> <th>14</th> <th>15</th> <th>16</th> <th>17</th> <th>18</th> <th>19</th> <th>20</th> <th>21</th> <th>22</th> <th>23</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御室冷水ポンプ</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>・循環冷却水の送風機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>循環冷却水の送風機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御室空気循環機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>冷却ポンプ</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>・冷却ポンプ送風機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>安全給排水設備</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>・送風機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>送風機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>・送風機</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	フロント設備 名称/システム	運転モード													11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	制御室冷水ポンプ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	・循環冷却水の送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	循環冷却水の送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	制御室空気循環機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	冷却ポンプ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	・冷却ポンプ送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	安全給排水設備	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	・送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	ディーゼル発電機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	・送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>■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) <p>【女川】</p> <p>■設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR設計の反映(着色せず)
フロント設備 名称/システム	運転モード																																																																																																																																																																																							
	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23																																																																																																																																																																											
制御室冷水ポンプ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
・循環冷却水の送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
循環冷却水の送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
制御室空気循環機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
冷却ポンプ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
・冷却ポンプ送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
安全給排水設備	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
・送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
ディーゼル発電機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
・送風機	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																																																																																											
<p>○：使用可能(運転中) △：使用可能(待機中) ×：使用不可 —：検討対象外</p>																																																																																																																																																																																								

第3.1.2.a-3図 POSの分類及び使用可能な緩和設備(2/2)

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	差異の説明
<p>第1.1.2.a-2図 ミッドループ運転概要図</p>	<p>Blank space for comparison.</p>	<p>第3.1.2.a-1図 ミッドループ運転概要図</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備の相違 ・PWR設計の反映（着色せず）

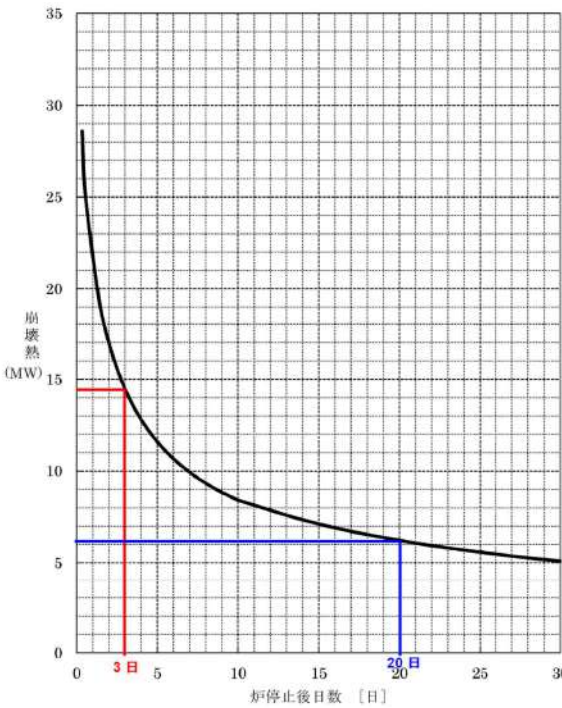
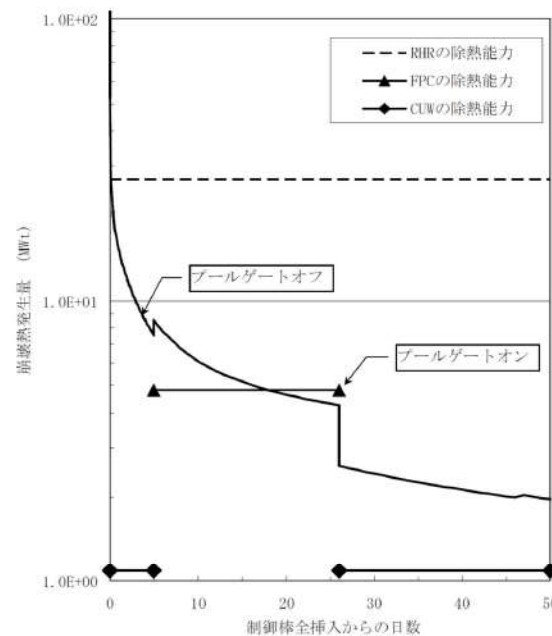
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明
<p>大飯発電所3/4号炉</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>女川原子力発電所2号炉</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>泊発電所3号炉</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 炉心損傷に至る可能性のある異常事象に関する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"> ■設備の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <p>・女川実績の反映 ・泊は、燃料の機械的損傷を示している。</p>

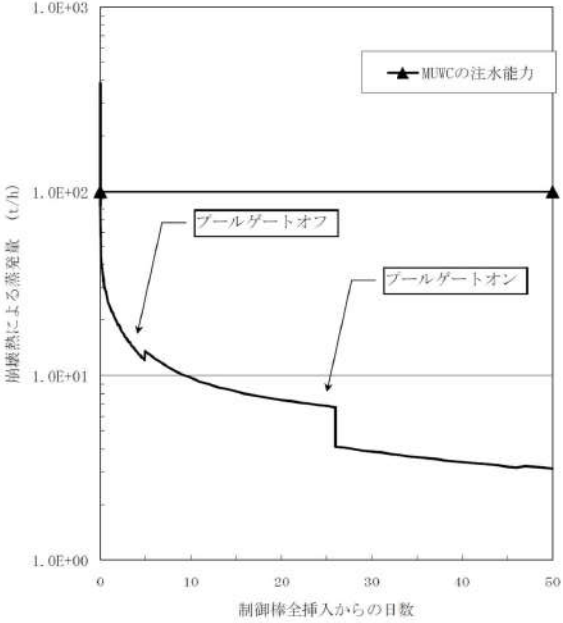
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明
 <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 1.1.2.e-1 図 崩壊熱曲線</p>	 <p>第3.1.2.e-1図 崩壊熱の評価結果</p>	<p>泊発電所3号炉</p>	<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 を想定した時間余裕を全 POS に適用している。(川内、伊方、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	差異の説明
	 <p data-bbox="857 842 1167 863">第3.1.2.e-2図 冷却材蒸発量の評価結果</p>		<p data-bbox="1921 177 1982 197">【女川】</p> <p data-bbox="1921 212 2063 233">■評価方針の相違</p> <p data-bbox="1921 247 2130 472">・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。(川内、伊方、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	差異の説明																																							
<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>第 1.1.2.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>第 1.1.2.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>第 1.1.2.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 1272 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>第3.1.2.d-3図 LOCAのイベントツリー</p> <p>【仮定条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> 停止時特有のLOCAが発生する場合を起回事象とする。 <p>【イベントツリーの説明】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 	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="1319 220 1883 335"> <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>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>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="1319 422 1883 537"> <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>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="1319 625 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>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	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	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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・女川実績の反映 ・泊は事故シナリオと事故シナリオグループの対応を記載している。
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																																								
	燃料損傷（緩和手段なし）	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>【仮定条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>【イベントツリーの説明】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 	<div style="border: 2px dashed blue; padding: 5px;"> <p>泊と女川の起回事象の参考比較のため、第 3.1.2.d-1～3の女川の記載順を変更している。</p> </div>	<p>【仮定条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>【イベントツリーの説明】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 																																								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	差異の説明																			
<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="174 363 571 383">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="116 399 190 418">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="116 434 660 566" 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="116 582 280 601">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="116 617 660 710" 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。 	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 1220 391"> <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 1254 430">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="716 454 795 474">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="716 478 1265 518" 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回事象とする。 <p data-bbox="716 534 896 553">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="716 558 1265 598" 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。 <div data-bbox="734 646 1265 762" style="border: 2px dashed blue; padding: 5px;"> <p data-bbox="750 678 1254 734">泊と女川の起回事象の参考比較のため、第 3.1.2. d-1～3 の女川の記載順を変更している。</p> </div>	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 258 1877 367"> <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="1400 386 1792 405">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 443 1388 462">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1310 467 1892 539" 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 555 1478 574">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1310 579 1892 635" 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。 	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="1921 178 1982 197">【女川】</p> <ul data-bbox="1921 213 2128 263" style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWR 設計の反映(着色せず) <p data-bbox="1921 279 1982 298">【大飯】</p> <ul data-bbox="1921 314 2128 470" style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・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。
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	差異の説明																																																																							
<div data-bbox="98 231 660 427"> <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="197 435 562 456">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="120 472 201 493">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="120 509 667 600" 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見出されるような事象を考慮している。 <p data-bbox="120 619 286 639">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="120 655 667 708" 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="719 231 1232 518"> <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="817 536 1144 557">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="730 576 810 596">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="730 596 1261 713" 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="730 732 896 753">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="730 753 1261 869" 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。 <div data-bbox="730 922 1261 1038" style="border: 1px dashed blue; padding: 5px;"> <p>泊と女川の起因事象の参考比較のため、第 3.1.2.d-1～3 の女川の記載順を変更している。</p> </div>	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="1317 231 1874 478"> <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="1406 496 1780 517">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="1308 552 1388 572">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1308 572 1895 625" 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乱されるような事象を考慮している。 <p data-bbox="1308 644 1473 665">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1308 665 1895 702" 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="1919 172 1980 193">【女川】</p> <ul data-bbox="1919 209 2128 261" style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) <p data-bbox="1919 277 1980 298">【大飯】</p> <ul data-bbox="1919 314 2128 469" style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・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。
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	差異の説明																			
<table border="1" data-bbox="98 248 656 352"> <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="152 363 600 384">第 1.1.2.d-1 (d)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p> <p data-bbox="109 400 188 421">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="109 437 667 496" 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="109 512 277 533">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="109 549 667 715" 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）	<p data-bbox="887 188 1077 209" style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">第 3.1.2. d-1 図再掲</p> <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="707 411 1245 432">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="707 453 792 474">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="707 478 1265 517" 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="707 537 887 558">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="707 563 1265 601" 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。 <div data-bbox="725 639 1261 756" style="border: 1px dashed blue; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>泊と女川の起回事象の参考比較のため、第 3.1.2. d-1～3 の女川の記載順を変更している。</p> </div>	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="1319 236 1877 347"> <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="1368 368 1816 389">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="1308 427 1386 448">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1308 453 1888 491" 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="1308 512 1469 533">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1308 537 1888 601" 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又は原子炉補機冷却水ポンプ全台の故障、若しくは、原子炉補機冷却水系又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="1921 177 1977 197">【女川】</p> <ul data-bbox="1921 213 2130 268" style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) <p data-bbox="1921 284 1977 304">【大飯】</p> <ul data-bbox="1921 320 2130 475" style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・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。
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																				

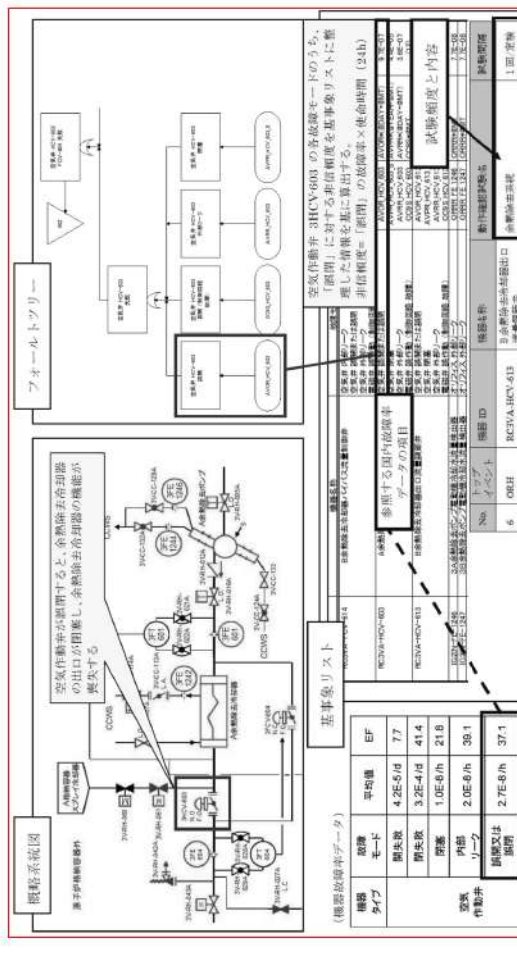
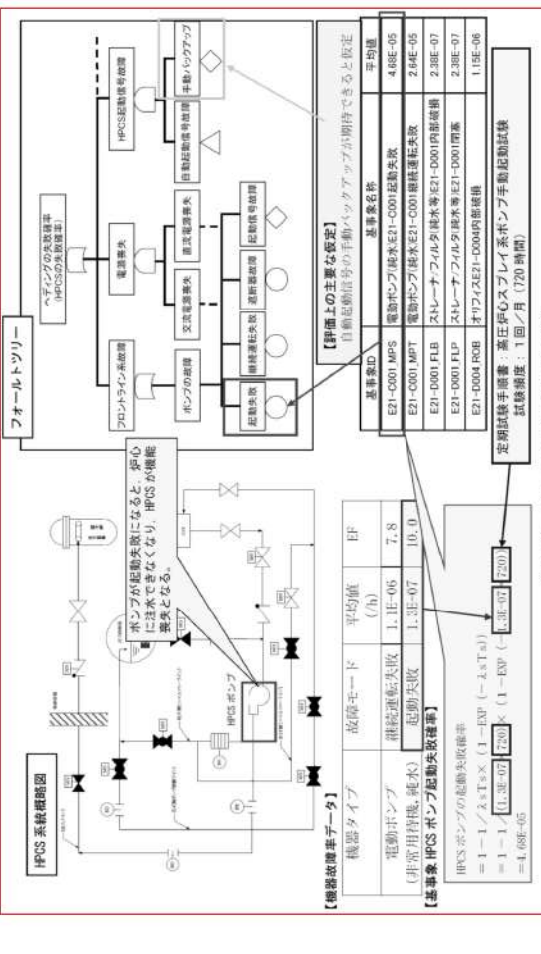
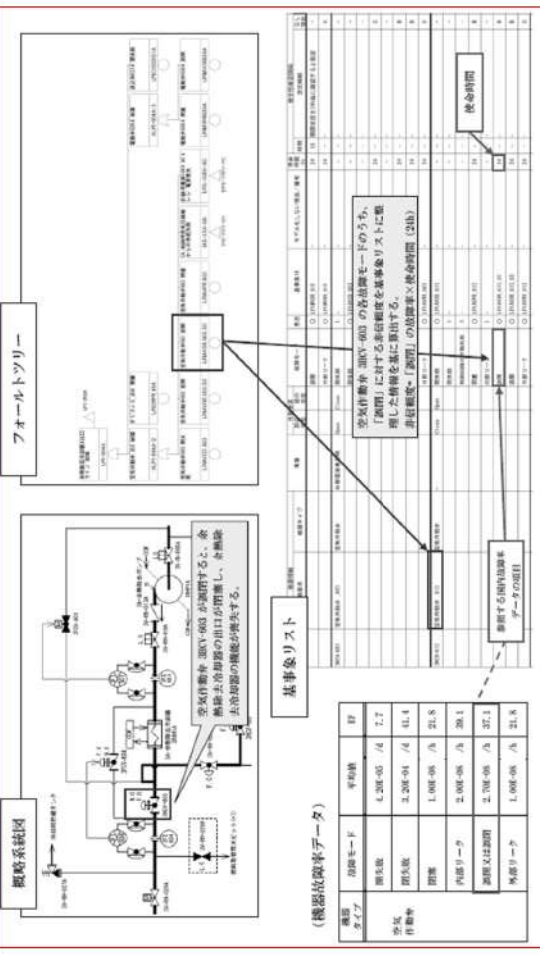
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明										
<table border="1" data-bbox="94 255 654 359"> <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="174 367 571 391">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="107 406 190 422">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="107 438 660 502" 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="107 518 280 534">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="107 550 660 686" 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="1326 247 1881 359"> <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="1406 375 1803 399">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="1317 414 1400 430">【仮定条件】</p> <ul data-bbox="1317 438 1892 478" 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="1317 494 1489 510">【イベントツリーの説明】</p> <ul data-bbox="1317 518 1892 590" 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="1921 175 1982 199">【女川】</p> <ul data-bbox="1921 207 2128 263" style="list-style-type: none"> ■設計方針の相違 ・PWR設計の反映(着色せず) <p data-bbox="1921 279 1982 303">【大飯】</p> <ul data-bbox="1921 311 2128 470" style="list-style-type: none"> ■記載の充実 ・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											

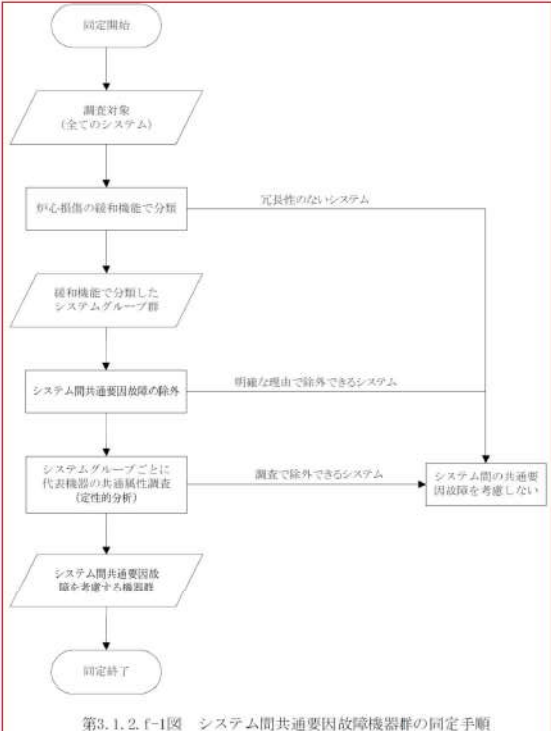
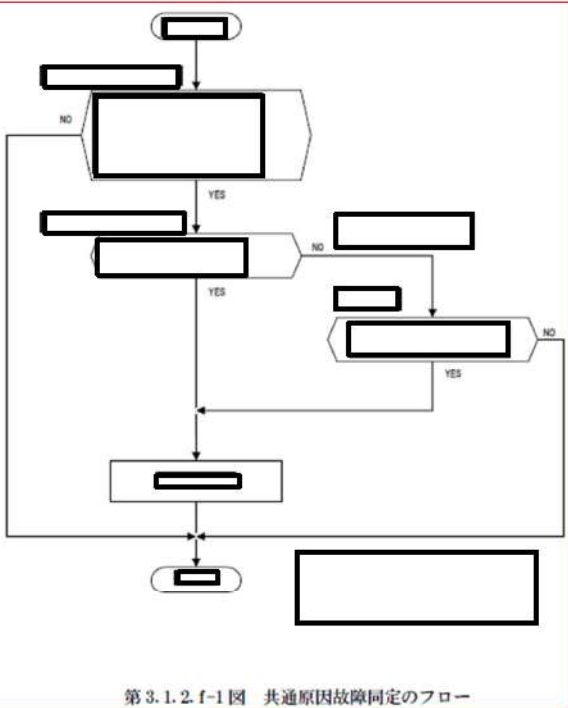
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明																																																																																						
<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>機種</th> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">空気が作動弁</td> <td>閉鎖</td> <td>4.2E-05</td> <td>7.7</td> </tr> <tr> <td>開鎖</td> <td>3.2E-04</td> <td>41.4</td> </tr> <tr> <td>閉鎖又は開鎖</td> <td>1.0E-06</td> <td>21.8</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">作動弁</td> <td>閉鎖</td> <td>2.0E-06</td> <td>30.1</td> </tr> <tr> <td>開鎖又は閉鎖</td> <td>2.7E-06</td> <td>37.1</td> </tr> <tr> <td>リレー</td> <td>閉鎖</td> <td>1.0E-06</td> <td>21.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>【基事象リスト】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機種</th> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動ポンプ</td> <td>継続運転失敗</td> <td>1.1E-06</td> <td>7.8</td> </tr> <tr> <td>起動失敗</td> <td>起動失敗</td> <td>1.3E-07</td> <td>10.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>【基事象 HPCS ポンプ駆動失敗確率】</p> <p>HPCS ポンプの起動失敗確率 = 1 - 1 / (1.3E-07 * 270) * (1 - EXP(-3.8E-07 * 270)) = 4.08E-05</p> <p>【評価上の主要な相違】</p> <p>自動起動信号の自動バックアップが期待できると仮定</p> <p>【試験試験手順書：高圧炉システム系ポンプ手動起動試験】 試験頻度：1回/月 (720時間)</p>	機種	故障モード	平均値	EF	空気が作動弁	閉鎖	4.2E-05	7.7	開鎖	3.2E-04	41.4	閉鎖又は開鎖	1.0E-06	21.8	作動弁	閉鎖	2.0E-06	30.1	開鎖又は閉鎖	2.7E-06	37.1	リレー	閉鎖	1.0E-06	21.8	機種	故障モード	平均値	EF	電動ポンプ	継続運転失敗	1.1E-06	7.8	起動失敗	起動失敗	1.3E-07	10.0	<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>機種</th> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動ポンプ</td> <td>継続運転失敗</td> <td>1.1E-06</td> <td>7.8</td> </tr> <tr> <td>起動失敗</td> <td>起動失敗</td> <td>1.3E-07</td> <td>10.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>【基事象 HPCS ポンプ駆動失敗確率】</p> <p>HPCS ポンプの起動失敗確率 = 1 - 1 / (1.3E-07 * 270) * (1 - EXP(-3.8E-07 * 270)) = 4.08E-05</p> <p>【評価上の主要な相違】</p> <p>自動起動信号の自動バックアップが期待できると仮定</p> <p>【試験試験手順書：高圧炉システム系ポンプ手動起動試験】 試験頻度：1回/月 (720時間)</p>	機種	故障モード	平均値	EF	電動ポンプ	継続運転失敗	1.1E-06	7.8	起動失敗	起動失敗	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>機種</th> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">空気が作動弁</td> <td>閉鎖</td> <td>4.2E-05</td> <td>7.7</td> </tr> <tr> <td>開鎖</td> <td>3.2E-04</td> <td>41.4</td> </tr> <tr> <td>閉鎖又は開鎖</td> <td>1.0E-06</td> <td>21.8</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">作動弁</td> <td>閉鎖</td> <td>2.0E-06</td> <td>30.1</td> </tr> <tr> <td>開鎖又は閉鎖</td> <td>2.7E-06</td> <td>37.1</td> </tr> <tr> <td>リレー</td> <td>閉鎖</td> <td>1.0E-06</td> <td>21.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>【基事象リスト】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機種</th> <th>故障モード</th> <th>平均値</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電動ポンプ</td> <td>継続運転失敗</td> <td>1.1E-06</td> <td>7.8</td> </tr> <tr> <td>起動失敗</td> <td>起動失敗</td> <td>1.3E-07</td> <td>10.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>【基事象 HPCS ポンプ駆動失敗確率】</p> <p>HPCS ポンプの起動失敗確率 = 1 - 1 / (1.3E-07 * 270) * (1 - EXP(-3.8E-07 * 270)) = 4.08E-05</p> <p>【評価上の主要な相違】</p> <p>自動起動信号の自動バックアップが期待できると仮定</p> <p>【試験試験手順書：高圧炉システム系ポンプ手動起動試験】 試験頻度：1回/月 (720時間)</p>	機種	故障モード	平均値	EF	空気が作動弁	閉鎖	4.2E-05	7.7	開鎖	3.2E-04	41.4	閉鎖又は開鎖	1.0E-06	21.8	作動弁	閉鎖	2.0E-06	30.1	開鎖又は閉鎖	2.7E-06	37.1	リレー	閉鎖	1.0E-06	21.8	機種	故障モード	平均値	EF	電動ポンプ	継続運転失敗	1.1E-06	7.8	起動失敗	起動失敗	1.3E-07	10.0	<p>差異の説明</p> <p>【女川・大飯】</p> <p>■設備・設計・評価方針の相違</p>
機種	故障モード	平均値	EF																																																																																						
空気が作動弁	閉鎖	4.2E-05	7.7																																																																																						
	開鎖	3.2E-04	41.4																																																																																						
	閉鎖又は開鎖	1.0E-06	21.8																																																																																						
作動弁	閉鎖	2.0E-06	30.1																																																																																						
	開鎖又は閉鎖	2.7E-06	37.1																																																																																						
リレー	閉鎖	1.0E-06	21.8																																																																																						
機種	故障モード	平均値	EF																																																																																						
電動ポンプ	継続運転失敗	1.1E-06	7.8																																																																																						
起動失敗	起動失敗	1.3E-07	10.0																																																																																						
機種	故障モード	平均値	EF																																																																																						
電動ポンプ	継続運転失敗	1.1E-06	7.8																																																																																						
起動失敗	起動失敗	1.3E-07	10.0																																																																																						
機種	故障モード	平均値	EF																																																																																						
空気が作動弁	閉鎖	4.2E-05	7.7																																																																																						
	開鎖	3.2E-04	41.4																																																																																						
	閉鎖又は開鎖	1.0E-06	21.8																																																																																						
作動弁	閉鎖	2.0E-06	30.1																																																																																						
	開鎖又は閉鎖	2.7E-06	37.1																																																																																						
リレー	閉鎖	1.0E-06	21.8																																																																																						
機種	故障モード	平均値	EF																																																																																						
電動ポンプ	継続運転失敗	1.1E-06	7.8																																																																																						
起動失敗	起動失敗	1.3E-07	10.0																																																																																						

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

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	差異の説明
	 <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 共通原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"> ■記載内容の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 【女川】 ■評価方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・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。

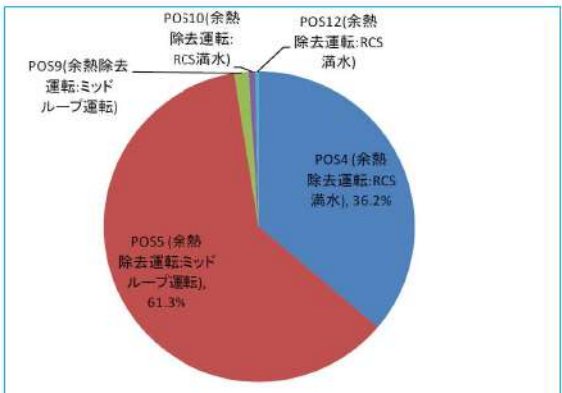
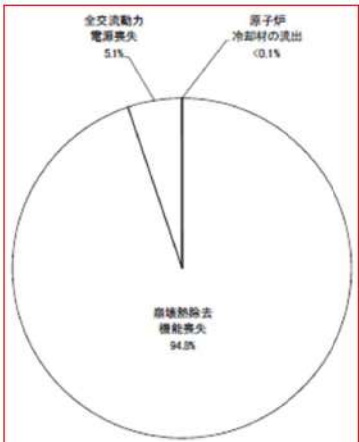
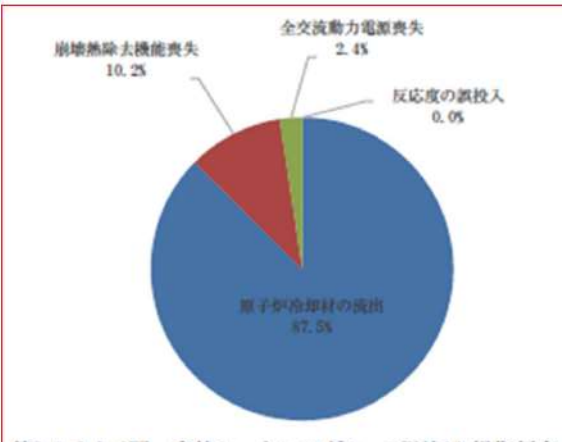

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明																																																												
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>第1.1.2.h-2図 起因事象別炉心損傷頻度</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>(起因事象別)</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第3.1.2.h-1図 起因事象別炉心損傷頻度</p>	<p>【女川・大飯】 ■個別評価結果による相違</p>																																																												
<p>泊と大飯の比較のため、大飯の図の記載順を逆にしてている</p>																																																															
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>第1.1.2.h-1図 POS別炉心損傷頻度</p> <table border="1" data-bbox="112 1181 649 1260"> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>1</th> <th>2</th> <th>3</th> <th>4</th> <th>5</th> <th>6</th> <th>7</th> <th>8</th> <th>9</th> <th>10</th> <th>11</th> <th>12</th> <th>13</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発生頻度</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> <td>1.0E-05</td> </tr> <tr> <td>発生時間</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> <td>1.0E+00</td> </tr> </tbody> </table>	POS	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	発生頻度	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	発生時間	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第3.1.2.h-1図 炉心損傷頻度への寄与割合</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第3.1.2.h-2図 POS別炉心損傷頻度</p> <table border="1" data-bbox="1299 1101 1881 1197"> <thead> <tr> <th>POSの継続時間 (h)</th> <th>(3) 高温停止状態</th> <th>(4) 冷却除去系による冷却状態①</th> <th>(5) 冷却除去系による冷却状態②</th> <th>(6) 冷却除去系による冷却状態③</th> <th>(10) 冷却除去系による冷却状態④</th> <th>(11) 1次冷却系の無い状態⑤</th> <th>(12) 冷却除去系による冷却状態⑥</th> <th>(13) 冷却除去系から高温停止状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発生頻度</td> <td>18.2</td> <td>68</td> <td>121.1</td> <td>172.8</td> <td>177.2</td> <td>17.7</td> <td>85.3</td> <td>11.5</td> </tr> </tbody> </table>	POSの継続時間 (h)	(3) 高温停止状態	(4) 冷却除去系による冷却状態①	(5) 冷却除去系による冷却状態②	(6) 冷却除去系による冷却状態③	(10) 冷却除去系による冷却状態④	(11) 1次冷却系の無い状態⑤	(12) 冷却除去系による冷却状態⑥	(13) 冷却除去系から高温停止状態	発生頻度	18.2	68	121.1	172.8	177.2	17.7	85.3	11.5	<p>【女川・大飯】 ■個別評価結果による相違</p>
POS	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13																																																		
発生頻度	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05																																																		
発生時間	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00																																																		
POSの継続時間 (h)	(3) 高温停止状態	(4) 冷却除去系による冷却状態①	(5) 冷却除去系による冷却状態②	(6) 冷却除去系による冷却状態③	(10) 冷却除去系による冷却状態④	(11) 1次冷却系の無い状態⑤	(12) 冷却除去系による冷却状態⑥	(13) 冷却除去系から高温停止状態																																																							
発生頻度	18.2	68	121.1	172.8	177.2	17.7	85.3	11.5																																																							

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
 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	差異の説明
 <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>	 <p>(事故シーケンスグループ別)</p>	 <p>第3.1.2.h-3図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・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。(伊方、玄海、川内と同様)。 <p>【女川・大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価結果による相違
 <p>第 1.1.2.h-4 図 事故シーケンス別炉心損傷頻度</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	差異の説明
	<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>このグラフは、FV重要度（縦軸）とRAW（横軸）の相関を示しています。縦軸は1.0E+00から1.0E+05まで、横軸は1.0E+00から1.0E+05まで表示されています。主要な事象として、MUNC操作失敗、MUNCポンプ継続運転失敗、除熱の必要性に対する診断失敗(POS-B1)、除熱の必要性に対する診断失敗(POS-C1)、注水の必要性に対する診断失敗(除熱の診断失敗時, POS-B1)が示されています。</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>このグラフは、FV重要度（縦軸）とRAW（横軸）の相関を示しています。縦軸は1.0E+00から1.0E+01まで、横軸は1.0E+00から1.0E+05まで表示されています。主要な事象として、余熱除去ポンプA,B起動操作失敗CCCF、(ディーゼル発電機室換気系)防火兼手動ダンハ01A戻し忘れ、(ディーゼル発電機室換気系)防火兼手動ダンハ04A戻し忘れ、(ディーゼル発電機室換気系)防火兼手動ダンハ05A戻し忘れ、ディーゼル発電機A継続運転失敗、余熱除去系起動の診断失敗、余熱除去BラインC/V外漏閉塞弁(RII-029B)開操作失敗、余熱除去Bライン流量制御弁(FV-614)調整開操作失敗、B余熱除去冷却器漏れ冷却水出口弁(CC-117B)開操作失敗、B余熱除去冷却器出口流量調整弁(CV-613)調整開操作失敗が示されています。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価結果による相違 <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。

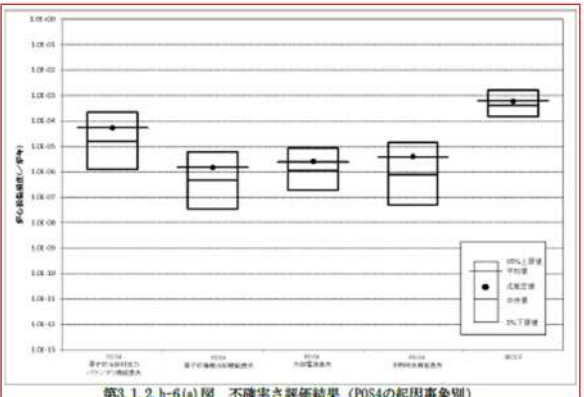
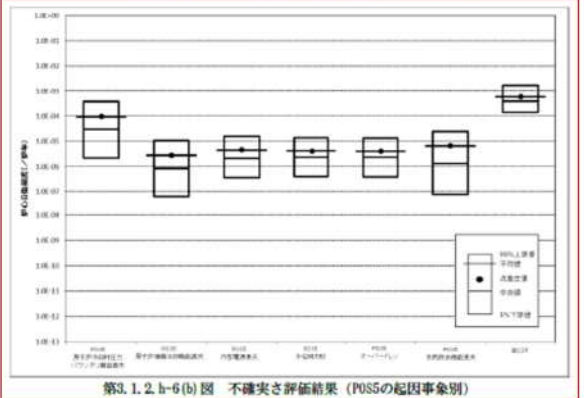
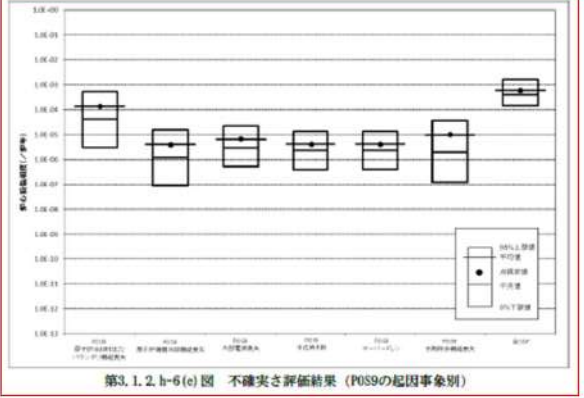
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	差異の説明
	<p>第3.1.2.h-3図 FV重要度とRAWの相関(RAW上位基事象)</p>	<p>第3.1.2.h-5図 FV重要度とRAWの相関(RAW上位基事象)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価結果による相違 <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	差異の説明																																																																																													
	<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="855 593 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></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>2</td><td>POS-S</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>3</td><td></td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>4</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>5</td><td>POS-A1</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>6</td><td></td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>7</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>8</td><td>POS-A2</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>9</td><td></td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>10</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>11</td><td></td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>12</td><td>POS-B1</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>13</td><td></td><td>LPRM交換時のLOCA</td></tr> <tr><td>14</td><td></td><td>GRD交換時のLOCA</td></tr> <tr><td>15</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>16</td><td></td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>17</td><td>POS-B2</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>18</td><td></td><td>RHR切替時のLOCA</td></tr> <tr><td>19</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>20</td><td></td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>21</td><td>POS-C1</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>22</td><td></td><td>GUWブロー時のLOCA</td></tr> <tr><td>23</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>24</td><td>POS-C2</td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>25</td><td></td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>26</td><td></td><td>RHRフロントライン系機能喪失</td></tr> <tr><td>27</td><td></td><td>RHRサポート系機能喪失</td></tr> <tr><td>28</td><td>POS-D</td><td>外部電源喪失</td></tr> <tr><td>29</td><td></td><td>GUWブロー時のLOCA</td></tr> <tr><td>30</td><td></td><td>全炉心損傷状態</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		RHRフロントライン系機能喪失	2	POS-S	RHRサポート系機能喪失	3		外部電源喪失	4		RHRフロントライン系機能喪失	5	POS-A1	RHRサポート系機能喪失	6		外部電源喪失	7		RHRフロントライン系機能喪失	8	POS-A2	RHRサポート系機能喪失	9		外部電源喪失	10		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	POS-B1	外部電源喪失	13		LPRM交換時のLOCA	14		GRD交換時のLOCA	15		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	POS-B2	外部電源喪失	18		RHR切替時のLOCA	19		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	POS-C1	外部電源喪失	22		GUWブロー時のLOCA	23		RHRフロントライン系機能喪失	24	POS-C2	RHRサポート系機能喪失	25		外部電源喪失	26		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	POS-D	外部電源喪失	29		GUWブロー時のLOCA	30		全炉心損傷状態	<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(e)図 不確かさ評価結果(POS9の起因事象別)</p> 	<p>【女川】 ■ 個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載の充実</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		RHRフロントライン系機能喪失																																																																																														
2	POS-S	RHRサポート系機能喪失																																																																																														
3		外部電源喪失																																																																																														
4		RHRフロントライン系機能喪失																																																																																														
5	POS-A1	RHRサポート系機能喪失																																																																																														
6		外部電源喪失																																																																																														
7		RHRフロントライン系機能喪失																																																																																														
8	POS-A2	RHRサポート系機能喪失																																																																																														
9		外部電源喪失																																																																																														
10		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	POS-B1	外部電源喪失																																																																																														
13		LPRM交換時のLOCA																																																																																														
14		GRD交換時のLOCA																																																																																														
15		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	POS-B2	外部電源喪失																																																																																														
18		RHR切替時のLOCA																																																																																														
19		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	POS-C1	外部電源喪失																																																																																														
22		GUWブロー時のLOCA																																																																																														
23		RHRフロントライン系機能喪失																																																																																														
24	POS-C2	RHRサポート系機能喪失																																																																																														
25		外部電源喪失																																																																																														
26		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	POS-D	外部電源喪失																																																																																														
29		GUWブロー時のLOCA																																																																																														
30		全炉心損傷状態																																																																																														

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	差異の説明
		<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"> ■ 個別評価結果による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載の充実 ・ 女川実績の反映

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

太飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
	<p>第3.1.2.b-5図 不確かさ評価結果(事故シーケンスグループ別)</p>	<p>第3.1.2.b-7図 不確かさ評価結果(事故シーケンスグループ別)</p>	<p>【女川】 ■ 個別評価結果による相違</p> <p>【太飯】 ■ 記載の充実 ・女川実績の反映 ・泊は事故シーケンスグループごとの不確かさを含めたCDFをグラフ上に記載し充実化している。</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	差異の説明
	<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】 ■ 個別評価結果による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載の充実 ・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。</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	差異の説明
	<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3.1.2.1-7図 外部電源復旧の有無に関する感度解析結果(事故シナリオ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しない(ベースケース)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>充てん系による注入に期待する</p> </div> </div> <p>第3.1.2.1-9図 充てん系による注入の有無に関する感度解析結果 (事故シナリオグループ別の寄与割合比較)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価結果による相違 【大飯】 ■ 記載の充実 ・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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

比較結果等を取りまとめた資料

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)

1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由

- a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし
- d. 当社が自主的に変更したもの : なし

1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由

- a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : まとめ資料全般に対して、女川2号炉審査実績の反映を行った
- c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし
- d. 当社が自主的に変更したもの : なし

2. まとめ資料との比較結果の概要

・女川2号炉、大飯発電所3/4号炉と泊3号炉の設計方針の相違点について、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
4.1.1.a. プラントの構成・特性	事故への対処操作	格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。	外部電源復旧、格納容器スプレイ（残留熱除去系）手動起動に期待している	格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない	【女川】 ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯と同様）
4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度	プラント損傷状態の考え方	独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、炉心損傷時期、熔融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事故進展により分類する。	格納容器破損時期、原子炉圧力、炉心損傷時期、利用可能な事故の緩和設備及び緩和操作の類似性、電源確保の状況により分類する。	独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、炉心損傷時期、熔融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事故進展により分類する。	【女川】 ・炉型の相違により、プラント損傷状態(PDS)を分類するに当たって着目している属性が異なる（大飯と同様）
	プラント損傷状態の一覧	プラント損傷状態は以下の通り（詳細は第2.1.1.b-2表を参照）。 ・AED ・AEW ・AEI ・ALC ・SED ・SEW ・SEI ・SLW ・SLI ・SLC ・TED ・TEW ・TEI ・V ・G	プラント損傷状態は以下の通り（詳細は第4.1.1.b-3, 4表を参照）。 ・TQUV ・TQUX ・長期TB ・TBU ・TBP ・TBD ・TW ・TC ・AE ・S1E ・S2E ・ISLOCA	プラント損傷状態は以下の通り（詳細は第4.1.1.b-3, 4表を参照）。 ・AED ・AEW ・AEI ・ALC ・SED ・SEW ・SEI ・SLW ・SLI ・SLC ・TED ・TEW ・TEI ・V ・G	【女川】 ・炉型の相違により、プラント損傷状態が相違している（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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度	レベル1PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果、レベル1結果との関係	炉心損傷評価用のレベル1PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築し、得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。	レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。	炉心損傷評価用のレベル1PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築し、得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。	【女川】 ・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内での事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している（大飯と同様）
	プラント損傷状態ごとの発生頻度	・プラント損傷状態ごとの発生頻度については、第2.1.1.b-4表を参照（以下、相違例を示す） ・AEDの炉心損傷頻度：2.4E-09（/炉年）	・プラント損傷状態ごとの発生頻度については、第4.1.1.b-4表を参照（以下、相違例を示す） ・AEの炉心損傷頻度：4.2E-14（/炉年）	・プラント損傷状態ごとの発生頻度については、第4.1.1.b-5表を参照（以下、相違例を示す） ・AEDの炉心損傷頻度：5.3E-09（/炉年）	【女川】【大飯】 ・炉型、個別評価による相違によりプラント損傷状態ごとの発生頻度が相違している
4.1.1.c. 格納容器破損モード	格納容器破損モードの一覧	選定した格納容器破損モードは以下の通り。 ・水蒸気爆発（αモード、ηモード） ・可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） ・水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード） ・水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード） ・格納容器雰囲気直接加熱（σモード） ・格納容器への直接接触（μモード） ・ベースマツト熔融貫通（εモード） ・過温破損（τモード） ・格納容器隔離機能喪失（βモード） ・格納容器バイパス（gモード、vモード）	選定した格納容器破損モードは以下の通り。 ・水蒸気爆発 ・水素燃焼 ・過圧破損（長期冷却失敗） ・過圧破損（崩壊熱除去失敗） ・格納容器雰囲気直接加熱 ・熔融物直接接触 ・コア・コンクリート反応継続 ・過温破損 ・隔離失敗 ・インターフェイスシステムLOCA ・過圧破損（未臨界確保失敗）	選定した格納容器破損モードは以下の通り。 ・水蒸気爆発（αモード、ηモード） ・可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） ・水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード） ・水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード） ・格納容器雰囲気直接加熱（σモード） ・格納容器への直接接触（μモード） ・ベースマツト熔融貫通（εモード） ・過温破損（τモード） ・格納容器隔離機能喪失（βモード） ・格納容器バイパス（gモード、vモード）	【女川】 ・設計の相違により、泊は格納容器破損モードとしてgモード（蒸気発生器伝熱管破損）を選定しており、女川は過圧破損（未臨界確保失敗）を選定している（大飯と同様） ・炉型の相違により、泊と女川で格納容器破損モードの名称が一部異なっている（大飯と同様）
	各破損モードに関する説明（格納容器への直接接触）	(6) 格納容器への直接接触（μモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	⑨ 熔融物直接接触 原子炉圧力容器破損後にベDESTAL床からドライウェル床に拡がった場合、高温のデブリがドライウェル壁に接触し、ドライウェル壁の一部が熔融貫通する破損モードである。	(6) 格納容器への直接接触（μモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。	【女川】 ・PWRは原子炉格納容器が大きく熔融炉心が壁面に流れる構造ではないことから、1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に熔融炉心が急激に分散し原子炉格納容器壁に付着する事象を熔融物直接接触として分類する（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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
4.1.1.c. 格納容器破損モード	各破損モードに関する説明(蒸気発生器伝熱管破損事故)	(10) 格納容器バイパス (gモード、vモード) 蒸気発生器伝熱管破損事故 (gモード) 又はインターフェイスシステムLOCA (vモード) を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR) も gモードに含める。	⑩ インターフェイスシステム LOCA インターフェイスシステム LOCA から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態 ISLOCA に対応する。	(10) 格納容器バイパス (gモード、vモード) 蒸気発生器伝熱管破損事故 (gモード) 又はインターフェイスシステム LOCA (vモード) から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態 V,G に対応する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR) も gモードに含める。	【女川】 ・蒸気発生器の有無により、格納容器破損モードが相違している (大飯と同様) ・設備名称が相違している (格納容器⇔原子炉格納容器) 【大飯】 ・女川の記載を反映したことにより、泊と大飯で記載表現が相違している
	各破損モードに関する説明 (過圧破損 (未臨界確保失敗))	(該当記載なし)	① 過圧破損 (未臨界確保失敗) 原子炉停止失敗のシナリオにおいて、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態 TC に対応する。	(該当記載なし)	【女川】 ・PWR, BWR でのプラント構成及び原子炉格納容器の体積の違いにより、原子炉停止失敗で即座に原子炉格納容器破損に至るような大量の水蒸気が炉心損傷前に放出されることはないため、PWR では格納容器破損モードとして抽出していない (大飯と同様)
4.1.1.d. 事故シナリオ	格納容器イベントツリー構築の考え及びプロセス	(該当記載なし)	格納容器先行破損となるプラント損傷状態 (TW 及び TC) 及び格納容器バイパス事象であるプラント損傷状態 (ISLOCA) については、炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失しているため、格納容器イベントツリーは構築しない。	(該当記載なし)	【女川】 ・泊は格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象についても格納容器イベントツリーの対象としている (大飯と同様)
	格納容器イベントツリー	・格納容器イベントツリーを構築するにあたって検討した物理化学現象については、第 2.1.1.d-1 表を参照 ・運転員操作については考慮していない ・ヘディングの選定及びヘディングの従属性については、第 2.1.1.d-2, 3表を参照 ・格納容器イベントツリーについては、第 2.1.1.d-1 図を参照	・格納容器イベントツリーを構築するにあたって検討した物理化学現象については、第 4.1.1.d-1 表を参照 ・運転員操作については格納容器スプレイ (残留熱除去系) の手動起動を考慮 ・ヘディングの選定及びヘディングの従属性については、第 4.1.1.d-2, 3表を参照 ・格納容器イベントツリーについては、別紙 4.1.1.d-1 を参照	・格納容器イベントツリーを構築するにあたって検討した物理化学現象については、第 4.1.1.d-1 表を参照 ・運転員操作については考慮していない ・ヘディングの選定及びヘディングの従属性については、第 4.1.1.d-2, 3表を参照 ・格納容器イベントツリーについては、第 4.1.1.d-1 図を参照	【女川】 ・炉型の相違により、シビアアクシデント時の物理化学現象の整理が異なる (大飯と同様) ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル 1.5PRA では考慮していない (大飯と同様) ・設計及び評価方針の相違により、選定したヘディング及びヘディングの従属性が相違している (大飯と同様) ・設計及び評価方針の相違により、格納容器イベントツリーが相違している (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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
4.1.1.e. 事故進展解析	事故進展解析の目的	(該当記載なし)	格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。 ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価 ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷 このうち、後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確実性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和系が機能しない状態で物理化学現象が発生せずに、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シナリオを評価する。	格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。 ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価 ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷 このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。	【女川】 ・泊は各プラント損傷状態(PDS)における物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を確認する観点から事故進展解析を実施している(大飯と同様) ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない(大飯と同様) 【大飯】 ・事故進展解析の目的については、女川の記載を反映し、泊の記載を追加している(大飯には記載がないが、事故進展解析の目的は泊と大飯と同様)
	事故シナリオ選定の考え方	a. 解析対象PDSの選定 事故進展解析の対象とするPDSとして ・全CDFに対する割合の大きいPDS ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED(約67%)、TEI(約16%)、TED(約13%)を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シナリオを選定している。 b. 解析対象事故シナリオの選定 事故シナリオの選定に際しては、 ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する ・事故進展が相対的に速い(安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため)の2点を考慮し選定した。	事故進展解析では、8つのベースシナリオ(TQV, TQX, 長期TB, TW, TC, AE, S1E, S2E)を対象に、事故の緩和策を考慮しない場合について、準静的荷重(過温・過圧)のみにより格納容器破損に至る事故シナリオ挙動を評価する。 さらに、「PCV内除熱長期冷却」(残留熱除去系起動)の時間余裕を評価するため、TQX及びTQVにおいて、低圧ECCS起動に成功し原子炉圧力容器内で事象収束(RPV健全)させた場合の格納容器圧力1Pd(最高使用圧力)到達時間を評価する。	a. 解析対象PDSの選定 事故進展解析の対象とするPDSとして ・全CDFに対する割合の大きいPDS ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED(約89%)、TEI(約6%)、TED(約5%)を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シナリオを選定している。 b. 解析対象事故シナリオの選定 事故シナリオの選定に際しては ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する ・事故進展が相対的に速い(安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため)の2点を考慮し選定した。	【女川】 ・泊と女川で事故進展解析の目的が異なることから、解析対象事故シナリオ選定の考え方が相違している(女川は緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価する観点、泊は物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価する観点で適切となるよう解析対象事故シナリオを選定している)(大飯と同様) 【大飯】 ・個別評価結果の相違により、PDSの全CDFに対する寄与割合が泊と大飯で相違している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
4.1.1.e. 事故進展解析	事故進展解析の解析条件	・事故進展解析の解析条件については、第2.1.1.e-2、3表を参照 (以下、相違例を示す) ・炉心熱出力：3,411×1.02MWt	・事故進展解析の解析条件については、第4.1.1.e-2表を参照 (以下、相違例を示す) ・炉心熱出力：2,436MWt	・事故進展解析の解析条件については、第4.1.1.e-2、3表を参照 (以下、相違例を示す) ・炉心熱出力：2,652×1.02MWt	【女川】【大飯】 ・設計の相違により、事故進展解析の解析条件が相違している
	解析対象とした事故シークエンス一覧	・解析対象とした事故シークエンス一覧については、第2.1.1.e-1表を参照 (以下、相違例を示す) TED：事故シークエンス…全交流電源喪失+補助給水系作動失敗	・解析対象とした事故シークエンス一覧については、第4.1.1.e-1表を参照 (以下、相違例を示す) TQUV：事故シークエンス…MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位(L1)でADS手動起動による原子炉減圧→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)格納容器破損	・解析対象とした事故シークエンス一覧については、第4.1.1.e-1表を参照 (以下、相違例を示す) TED：事故シークエンス…全交流電源喪失+補助給水系作動失敗	【女川】 ・設計及び評価方針の相違により、解析対象とした事故シークエンスが相違している(大飯と同様)
	事故シークエンスの解析結果	・事故シークエンスの解析結果については、第2.1.1.e-4、5表を参照	・事故シークエンスの解析結果については、第4.1.1.e-4、5表を参照	・事故シークエンスの解析結果については、第4.1.1.e-4、5表を参照	【女川】【大飯】 ・設計や解析条件が相違していることから、事故シークエンスの解析結果が相違している
4.1.1.f. 格納容器破損頻度の評価方法	格納容器破損頻度の評価方法	(該当記載なし)	・格納容器破損頻度の定量化はRiskSpectrum*PSAを使用	・格納容器破損頻度の定量化はCVETを使用	【女川】 ・泊と女川で格納容器破損頻度の定量化に用いているソフトウェアが相違している(大飯と同様) 【大飯】 ・定量化に用いているソフトウェアについては、女川の記載を反映し、泊の記載を追加している(大飯には記載がないが、用いているソフトウェアは泊と大飯で同様)
	格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率の算出方法	・十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用	・物理化学現象に関する分岐確率の設定については、ROAAM手法等を用いて、分岐確率を設定 ・緩和操作に関するヘディングの分岐確率はフォールトツリー(FT)を作成して設定	・十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用	【女川】 ・泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化する手法を採用しており、女川はROAAM手法等を用いて分岐確率を設定している(大飯と同様) ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない(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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
4.1.1.f. 格納容器破損 頻度	格納容器イベントツ リーヘディングの分 岐確率	・格納容器イベントツリーヘディングの分岐 確率の設定については、第2.1.1.f-2表を参 照	・格納容器イベントツリーヘディングの分岐 確率の設定については、第4.1.1.f-1、2表 を参照	・格納容器イベントツリーヘディングの分岐 確率の設定については、第4.1.1.f-2表を参 照	【女川】 ・モデル化している格納容器イベントツリー のヘディングの相違や評価手法の相違によ り、格納容器イベントツリー分岐確率の設定 が相違している（大飯と同様）
	格納容器破損頻度の 評価結果	・全格納容器破損頻度（CFF）は 5.3×10^{-5} （/炉年）、条件付き格納容器破損確率（CC FFP）は0.82 ・プラント損傷状態別格納容器破損頻度等 については、第2.1.1.f-3～5表及び第 4.1.1.f-1～3図を参照	・全格納容器破損頻度（CFF）は 5.5×10^{-5} / 炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は 1.00 ・プラント損傷状態別格納容器破損頻度等 については、第4.1.1.f-3,4表及び第4.1.1.f- 1～4図を参照	・全格納容器破損頻度（CFF）は 2.1×10^{-4} / 炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は 0.94 ・プラント損傷状態別格納容器破損頻度等 については、第4.1.1.f-3～5表及び第 4.1.1.f-1～6図を参照	【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、格納容器 破損頻度の評価結果が相違している
4.1.1.g. 不確実さ解析 及び感度解析	不確実解析結果		・全格納容器破損頻度の平均値は 5.6×10^{-5} /炉年、エラーファクターは4.4、95%上限 値と5%下限値の間には約20倍の不確実さ があるという結果となった ・格納容器破損モード別の格納容器破損頻度 の不確実さ解析結果については、第2.1.1.g- 2表及び第2.1.1.g-2図を参照	・全格納容器破損頻度の平均値は 2.1×10^{-4} /炉年、エラーファクターは8.0、95%上限 値と5%下限値の間には約63倍の不確実さ があるという結果となった ・格納容器破損モード別の格納容器破損頻度 の不確実さ解析結果については、第4.1.1.g- 3表及び第4.1.1.g-2図を参照	【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、不確実解 析結果が相違している 【大飯】 ・全格納容器破損頻度の平均値、エラーファ クター、95%上限値/5%下限値については、 女川の記載を反映し、泊の記載を追加してい る
	感度解析結果	・プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づ く溶融物分散放出の分岐確率の設定に関す る感度解析を実施 ・感度解析結果については、第2.1.1.g-4表 及び第2.1.1.g-4図を参照	・格納容器破損頻度の外部電源復旧に関する 感度解析を実施 ・感度解析結果については、第4.1.1.g-2表 及び第4.1.1.g-2図を参照	・プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づ く溶融物分散放出の分岐確率の設定に関す る感度解析を実施 ・感度解析結果については、第4.1.1.g-5表 及び第4.1.1.g-4図を参照	【女川】 ・泊はプラント損傷状態 SED の溶融物分散放 出、女川は外部電源復旧に関する感度解析を 実施している（大飯と同様） 【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、感度解析 結果が相違している

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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象PRA 4.1.1 出力運転時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. レベル1. 5 PRA</p> <p>2.1 内部事象PRA</p> <p>2.1.1 出力運転時PRA</p> <p>出力運転時レベル1. 5 PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008（以下「レベル2PSA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。</p> <p>2.1.1.a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1. レベル1PRA」での記載と同様である。</p> <p>(2) 事故の緩和操作</p> <p>事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。</p>	<p>4. レベル1.5PRA</p> <p>4.1 内部事象PRA</p> <p>4.1.1 出力運転時PRA</p> <p>出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008」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4.1.1-1図に示す。</p> <p>4.1.1.a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は、「3. レベル1PRA」での記載と同様である。レベル1.5PRA に関する格納容器の特性を第4.1.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 事故の緩和操作</p> <p>事故時の対応として手順化されている以下の操作を期待している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源復旧 ・格納容器スプレイ（残留熱除去系）手動起動 	<p>4. レベル1.5PRA</p> <p>4.1 内部事象PRA</p> <p>4.1.1 出力運転時PRA</p> <p>出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008」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4.1.1-1図に示す。</p> <p>4.1.1.a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は、「3. レベル1PRA」での記載と同様である。レベル1.5PRAに関する格納容器の特性を第4.1.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 事故の緩和操作</p> <p>事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川に記載統一（以下、相違理由説明を省略） <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4.1.1-1図にてレベル1.5PRA評価フローを記載している <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は第4.1.1.a-1表にてレベル1.5PRAに関する格納容器の特性について表を記載している <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない

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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) 燃料及び溶融炉心の移動経路</p> <p>事故時の燃料、溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び核分裂生成物（FP）移行挙動に影響する。燃料、溶融炉心の移動経路を以下に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉容器（RV）破損時放出先</th> <th>移動経路</th> <th>移動先区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重力による移動</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>最下区画のため移動なし</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力による分散放出</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>シールテーブル</td> <td>下部一般部</td> </tr> </tbody> </table>		原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画	重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし	1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部	<p>(3) 燃料及びデブリの移動経路</p> <p>事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。</p> <p>燃料及びデブリの移動経路は第4.1.1. a-1 図に示す通りであり、次表のように整理される。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>挙動</th> <th>RPV破損時放出先</th> <th>移動経路</th> <th>移動先区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重力による移動</td> <td>ベデスタル</td> <td>最下区画のため移動なし</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>高速ガス流による噴出</td> <td>ベデスタル</td> <td>ベデスタル開口部</td> <td>ドライウエル</td> </tr> </tbody> </table>	挙動	RPV破損時放出先	移動経路	移動先区画	重力による移動	ベデスタル	最下区画のため移動なし	なし	高速ガス流による噴出	ベデスタル	ベデスタル開口部	ドライウエル	<p>(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路</p> <p>事故時の燃料及び溶融炉心などの熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、FP移行挙動に影響する。</p> <p>燃料及び溶融炉心の移動経路は第4.1.1. a-1図に示す通りであり、次表のように整理される。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉容器（RV）破損時放出先</th> <th>移動経路</th> <th>移動先区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重力による移動</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>最下区画のため移動なし</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力による分散放出</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>シールテーブル</td> <td>下部一般部</td> </tr> </tbody> </table>		原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画	重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし	1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・デブリ⇄溶融炉心（以下、相違理由説明を省略） ■設備名称の相違 ・格納容器⇄原子炉格納容器（以下、相違理由説明を省略） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第4.1.1. a-1 図にて燃料及びデブリの移動経路の図を記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違
	原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画																																				
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし																																				
1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部																																				
挙動	RPV破損時放出先	移動経路	移動先区画																																				
重力による移動	ベデスタル	最下区画のため移動なし	なし																																				
高速ガス流による噴出	ベデスタル	ベデスタル開口部	ドライウエル																																				
	原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画																																				
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし																																				
1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部																																				
<p>2.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <p>(1) プラント損傷状態の考え方及び定義</p> <p>PDSは熱水力挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、並びに炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事故進展により分類する。</p> <p>a. 事故のタイプと1次冷却材圧力</p>	<p>4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）に分類し、プラント損傷状態の発生頻度を評価する。</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <p>(1) プラント損傷状態の考え方、定義</p> <p>プラント損傷状態は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から、格納容器破損時期、原子炉圧力、炉心損傷時期により分類する。さらに、利用可能な事故の緩和設備及び緩和操作の類似性に着目するとともに、電源確保の状況により分類する。</p> <p>b. 原子炉圧力</p>	<p>4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）に分類し、プラント損傷状態の発生頻度を評価する。</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <p>(1) プラント損傷状態の考え方、定義</p> <p>プラント損傷状態は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から、独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事故進展により分類する。</p> <p>a. 事故のタイプと1次冷却材圧力</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PDS を分類するに当たって着目している属性が異なる <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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCPシールLOCAを含む）、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。また、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、熔融炉心の飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の1次冷却系の圧力状態（高圧状態あるいは低圧状態）でも分類する。</p> <p>b. 炉心損傷時期</p> <p>炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期、又は原子炉格納容器圧力や温度上昇による原子炉格納容器の破損時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後短期か長期かで分類する。</p>	<p>炉心損傷後、原子炉圧力容器が破損に至るまでに、原子炉圧力容器内が、高圧状態か低圧状態かで分類する。この原子炉圧力の違いによって、原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気圧力上昇の程度、デブリの飛散の程度、デブリと格納容器バウンダリとの直接接触の可能性など、原子炉圧力容器破損後の事故進展が異なる。（別紙4.1.1.b-1）</p> <p>c. 炉心損傷時期</p> <p>事故後に、炉心損傷が事故発生後早期か後期か（事象発生から8時間後を目安）で分類する。この時期の違いによって、原子炉圧力容器の破損時期、格納容器雰囲気圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。（別紙4.1.1.b-2）</p>	<p>事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCPシールLOCAを含む）、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。</p> <p>また、炉心損傷後、原子炉容器が破損に至るまでに、原子炉容器内が、高圧状態か低圧状態かで分類する。この1次冷却材圧力の違いによって、原子炉容器破損時の格納容器雰囲気圧力上昇の程度、熔融炉心の飛散の程度、熔融炉心と格納容器バウンダリとの直接接触の可能性など、原子炉容器破損後の事故進展が異なる。</p> <p>b. 炉心損傷時期</p> <p>事故後に、炉心損傷が事故発生後早期か後期かで分類する。この時期の違いによって、原子炉容器の破損時期、原子炉格納容器雰囲気圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。（補足4.1.1.b-1）</p>	<p>■構成、記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の構成に合わせて女川の記載順序を入替 <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力⇄1次冷却材圧力 <p>■設備名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器⇄原子炉容器 <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川はシーケンスが高圧状態か低圧状態かの分類に影響する解析条件や解析結果からの分類の判断方法について別紙4.1.1.b-1にて説明しているが、泊は事故進展解析の解析条件を第4.1.1.e-1～3表に、解析結果を第4.1.1.e-1～12図に記載しており、解析条件、解析結果を記載しており、本資料の作成は不要と判断した <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は事象発生からの時間で炉心損傷時期を分類せず、起因事象や緩和策の成否によって分類している（泊における分類基準は補足4.1.1.b-1参照） <p>【大飯】</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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期、溶融炉心の冷却手段）</p> <p>原子炉格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から原子炉格納容器の破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。</p> <p>第2.1.1.b-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第2.1.1.b-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。</p>	<p>a. 格納容器破損時期</p> <p>炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。</p> <p>d. 電源有無</p> <p>利用可能な事故の緩和設備及び緩和操作の類似性に着目して、電源が確保されている場合と、電源が喪失している場合で分類する。電源が喪失している場合、電源復旧により緩和設備が使用可能になることを考慮する。</p> <p>BWRのPRAにおいて用いる事故シナシの識別子を第4.1.1.b-1表に、レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る事故シナシの特徴を第4.1.1.b-2表に示す。</p>	<p>c. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期、溶融炉心の冷却手段）</p> <p>原子炉格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。</p> <p>PWRのPRAにおいて用いる事故シナシの識別子を第4.1.1.b-1表に示す。</p>	<p>・女川実績の反映 ・泊は炉心損傷時期の分類基準について、補足4.1.1.b-1に記載している</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は原子炉格納容器の破損時期及び溶融炉心の冷却手段を合わせて原子炉格納容器内事故進展として分類している ■評価方針の相違 ・泊は溶融炉心の冷却手段をPDSを分類するに当たって着目する属性としている</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は電源有無をPDS分類に当たって着目する属性としていない （女川は電源有無に着目することで事故時の緩和手段の使用可能性を分類しており、泊は溶融炉心の冷却手段に着目することで事故時の緩和手段の使用可能性を分類している）</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・大飯の第2.1.1.b-2表は、泊の第4.1.1.b-4表に対応しており、泊では4.1.1.b①②にて記載している</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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) レベル1 PRAの事故シナシスのプラント損傷状態への分類結果</p> <p>レベル1 PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシナシスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5 PRAでは原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1 PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5 PRA用のイベントツリーを構築する。</p> <p>具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環の分岐及びヘディングを考慮しており、その結果を第2.1.1.b-1図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるPDSと事故シナシスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。</p>	<p>(2) レベル1PRAの事故シナシスのプラント損傷状態への分類結果</p> <p>レベル1.5PRAで使用するプラント損傷状態は、レベル1 PRAで得られた炉心損傷に至る事故シナシスを、第4.1.1.b-1図のとおり上述の考え方で分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。</p>	<p>(2) レベル1PRAの事故シナシスのプラント損傷状態への分類結果</p> <p>レベル1 PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシナシスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5PRAでは原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1 PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築する。</p> <p>具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環の分岐及びヘディングを考慮しており、その結果を第4.1.1.b-1図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるプラント損傷状態と事故シナシスの対応を第4.1.1.b-2表に示す。</p> <p>上記にて得られた炉心損傷に至る事故シナシスの特徴を第4.1.1.b-3表に示す。レベル1.5PRAで使用するプラント損傷状態は、上記にて得られた炉心損傷に至る事故シナシスを、第4.1.1.b-2図のとおり上述の考え方で分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基に構築したレベル1.5PRA用イベントツリーにより炉心損傷に至る事故シナシスを得ている（詳細は4.1.1.b①(2)参照） <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川の第4.1.1.b-2表は泊の第4.1.1.b-3表に対応しており、泊では4.1.1.b①(2)にて記載している <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内での事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している <p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の第4.1.1.b-3表は女川の第4.1.1.b-2表に対応しており、女川では4.1.1.b①(1)にて記載している <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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <p>PDSごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1 PRAにて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シナリオグループが支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約67%を占める理由は、レベル1 PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い一定の確率で発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、使用</p>	<p>このように、プラント損傷状態を分類した結果を第4.1.1.b-3表に示す。このうち、次のa. からc. の事故シナリオについては、プラント損傷状態の分類方法を個別に検討する。</p> <p>a. TCとISLOCA TCとISLOCAは同じプラント損傷状態に分類されたが、TCは未臨界確保の失敗、ISLOCAは格納容器外での原子炉冷却材圧力バウンダリの破損によるもので、異なるプラント損傷状態とする。また、これらは格納容器先行破損の事故シナリオであるため、格納容器イベントツリーは作成しない。</p> <p>b. TQUXとS2E TQUXとS2Eは同じプラント損傷状態に分類されたが、緩和手段と事象進展が相違することから、異なるプラント損傷状態として、各々個別の格納容器イベントツリーを作成する。</p> <p>c. TQUV, AEとS1E TQUV, AEとS1Eは同じプラント損傷状態に分類されたが、事象進展が相違することから、異なるプラント損傷状態として、各々個別の格納容器イベントツリーを作成する。</p> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <p>プラント損傷状態（PDS）ごとの発生頻度を整理した結果を第4.1.1.b-4表に示す。レベル1 PRAにて全体炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シナリオグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。</p>	<p>このように、プラント損傷状態を分類した結果を第4.1.1.b-4表に示す。</p> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <p>プラント損傷状態（PDS）ごとに発生頻度を整理した結果を第4.1.1.b-5表に示す。レベル1 PRAにて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シナリオグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約89%を占める理由は、レベル1 PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い必ず発生するとしているRCPシールLOCA（小破断</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4.1.1.b-3表にて炉心損傷にいたる事故シナリオの特徴を記載している ・泊は第4.1.1.b-1図にてPDSの分類の考え方について記載している <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 ・泊の第4.1.1.b-4表は、大飯の第2.1.1.b-2表に対応しており、大飯では4.1.1.b①(1)にて記載している <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は4.1.1.b①(1)に記載している観点にてPDSを分類しきれていない一部の事故シナリオ（女川の第4.1.1.b-1図参照）について、本文中に記載の方法にて分類している。泊は4.1.1.b①(1)に記載している観点にて全PDSを分類している（泊の第4.1.1.b-1図参照）ため、個別検討は必要ではない <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は原子炉補機冷却機能喪失

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル1PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約67%、PDS：SED、TED） 2次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約15%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G） 全交流動力電源喪失（寄与：約13%、PDS：TED） <p>2.1.1.c. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <p>原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器の破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。</p> <p>第2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第2.1.1.c-3表に整理する。</p> <p>事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加え、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおり。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失（寄与：99.7%、PDS：TW） 高圧注水・減圧機能喪失（寄与：0.3%、PDS：TQUX） <p>4.1.1.c 格納容器破損モード</p> <p>格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、格納容器の破損形態を分類するため、格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。</p> <p>第4.1.1.c-1図にBWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第4.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第4.1.1.c-2表に整理する。事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。</p> <p>なお、評価から除外した破損モードについては、別紙4.1.1.c-1に示す。（別紙4.1.1.c-1）</p>	<p>LOCAに分類）により、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル1PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約89%、PDS：SED、TED） 2次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約9%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G） 全交流動力電源喪失（寄与：約2%、PDS：TED） <p>4.1.1.c. 格納容器破損モード</p> <p>原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。</p> <p>第4.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第4.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第4.1.1.c-2表に整理する。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第4.1.1.c-3表に整理する。</p> <p>事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。</p>	<p>失が全炉心損傷頻度への寄与が大きい理由について記載している</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・耐熱0リングの設計の相違により、泊と大飯でRCPシールLOCA発生確率が相違している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・抽出される事故シーケンスグループやPDSが異なる <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"> ■記載方針の相違 ・泊は第4.1.1.c-3表にて格納容器負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準について記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・女川は別紙4.1.1.c-1にて除外したPCV破損モードに

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) 水蒸気爆発（αモード、ηモード） 高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧カスパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード）に分類する。</p> <p>(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） 燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前（γモード）、直後（γ'モード）、長時間経過後（γ''モード）に分類する。</p>	<p>⑥ 水蒸気爆発 溶融物がベDESTALの冷却水中に落下した場合、また、格納容器内に放出されたデブリに対して、格納容器スプレイ冷却系などによる注水を実施した場合に、水蒸気爆発が発生して格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>⑧ 水素燃焼 水-ジルコニウム反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の爆発により格納容器破損に至る破損モードである。</p>	<p>(1) 水蒸気爆発（αモード、ηモード） 溶融物が原子炉容器の下部プレナムの冷却水中若しくは原子炉下部キャビティの冷却水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。また、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心に対して、格納容器スプレイ冷却系などによる注水を実施した場合に、水蒸気爆発又は圧カスパイクが発生する可能性がある。いずれも原子炉格納容器破損に至る破損モードであり、原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード）に分類する。</p> <p>(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） 燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前（γモード）、直後（γ'モード）、長時間経過後（γ''モード）に分類する。</p>	<p>ついて整理しているが、泊は評価から除外した格納容器破損モードはないことから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>【女川】 ■構成、記載表現の相違 ・泊の構成に合わせて女川の記載順序を代替 ■記載表現の相違 ・泊は格納容器破損モードのギリシャ文字での割り当てを記載している （以下、相違理由説明を省略） ■設備名称の相違 ・ベDESTAL⇄原子炉下部キャビティ ■記載表現の相違 ・泊は原子炉容器内と原子炉容器外の双方における水蒸気爆発に加えて圧カスパイクについて記載するとともに、αモード、ηモードの分類について説明を加えている</p> <p>【女川】 ■名称の相違 ・格納容器破損モードの名称が相違している（内容は相違なし） （以下、相違理由説明を省略） ■記載表現の相違 ・泊は水素燃焼及び水素爆轟</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード） 熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO₂等）の蓄積によって、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。</p> <p>(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード） 熔融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。</p> <p>(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びイベントレインメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱及び加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(6) 格納容器への直接接触（μモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に</p>	<p>③ 過圧破損（長期冷却失敗） 炉心損傷後にデブリの冷却が達成される中で、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサブプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇する破損モードである。</p> <p>② 過圧破損（崩壊熱除去失敗） 崩壊熱除去失敗のシナリオにおいて、炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的にサブプレッションプールに放出され、格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき、格納容器から除熱ができなければ、水蒸気によって格納容器内は加圧され、格納容器破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TWに対応する。</p> <p>⑤ 格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、デブリが格納容器雰囲気中を飛散する過程及びイベントレインメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する可能性がある。このときの急激な加熱・加圧で格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>⑨ 溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後にベDESTALへ落下した溶融デブリが、ベDESTAL床からドライウエル床に拡がった場合、高温の</p>	<p>(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード） 炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気及び熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO₂等）の蓄積によって原子炉格納容器圧力が上昇する破損モードである。</p> <p>(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード） 原子炉格納容器の除熱機能喪失のシナリオにおいて、炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的に原子炉格納容器に放出され、原子炉格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき、原子炉格納容器から除熱ができなければ、水蒸気によって原子炉格納容器内は加圧され、原子炉格納容器破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態ALC, SLCに対応する。</p> <p>(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びイベントレインメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する可能性がある。このときの急激な加熱・加圧で原子炉格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>(6) 格納容器への直接接触（μモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に</p>	<p>それぞれについて説明を記載するとともに、γ、γ'、γ''モードの分類について説明を加えている</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・泊は熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガスによって圧力上昇することを記載している</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRの設計の相違により、炉心損傷に至る事故シナリオグループが異なる ・PWRにはサブプレッションプールは存在しない ・設計の相違により、プラント損傷状態（PDS）が相違している</p> <p>【女川】 ■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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(7) ベースマット溶融貫通（εモード） 溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。</p> <p>(8) 過温破損（τモード） 原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。</p> <p>(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード） 事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。</p> <p>(10) 格納容器バイパス（gモード、vモード） 蒸気発生器伝熱管破損事故（gモード）又はインターフェイスシステムLOCA（vモード）を起回事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）もgモードに含める。</p>	<p>デブリがドライウェル壁に接触し、ドライウェル壁の一部が溶融貫通する破損モードである。</p> <p>⑦ コア・コンクリート反応継続 原子炉圧力容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、コア・コンクリート相互作用（MCCI）によって、コンクリート侵食が継続し、ペDESTAL破損に伴い格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>④ 過温破損 格納容器内に高温デブリが存在する場合、格納容器雰囲気がゆっくりと加熱され、格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>⑩ 隔離失敗 炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗している破損モードである。</p> <p>⑪ インターフェイスシステムLOCA インターフェイスシステムLOCAから炉心損傷に至った場合には、放射性物質が格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態ISLOCAに対応する。</p>	<p>付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。</p> <p>(7) ベースマット溶融貫通（εモード） 原子炉容器破損後に、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が冷却できないと、溶融炉心・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器のベースマットが貫通することにより原子炉格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>(8) 過温破損（τモード） 原子炉格納容器内に高温溶融炉心が存在する場合、原子炉格納容器雰囲気がゆっくりと加熱され、原子炉格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって原子炉格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード） 炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗している破損モードである。</p> <p>(10) 格納容器バイパス（gモード、vモード） 蒸気発生器伝熱管破損事故（gモード）又はインターフェイスシステムLOCA（vモード）から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態V₁G₁に対応する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）もgモードに含める。</p>	<p>・PWRは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないことから、1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に溶融炉心が急激に分散し原子炉格納容器壁に付着する事象を溶融物直接接触として分類する</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・コア・コンクリート相互作用（MCCI）⇔溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・蒸気発生器の有無により、格納容器破損モードが相違している</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。</p> <p>2.1.1.d. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <p>PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組み合わせから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。</p> <p>② 格納容器イベントツリー</p> <p>(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性</p> <p>a. 重要な物理化学現象並びに対処設備の作動及び不作動</p> <p>格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重</p>	<p>① 過圧破損（未臨界確保失敗）</p> <p>原子炉停止失敗のシーケンスにおいて、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TCに対応する。</p> <p>さらに、格納容器の物理的破損事象を、炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して、整理した格納容器破損モードを第4.1.1.c-3表に示す。</p> <p>4.1.1.d 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <p>プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備などの緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。</p> <p>なお、格納容器先行破損となるプラント損傷状態（TW及びTC）及び格納容器バイパス事象であるプラント損傷状態（ISLOCA）については、炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失しているため、格納容器イベントツリーは構築しない。</p> <p>② 格納容器イベントツリー</p> <p>(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性</p> <p>a. 重要な物理現象、対処設備の作動・不作動</p> <p>格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理</p>	<p>さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して、整理した格納容器破損モードを第4.1.1.c-4表に示す。</p> <p>4.1.1.d. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <p>プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設などの緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。</p> <p>② 格納容器イベントツリー</p> <p>(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性</p> <p>a. 重要な物理現象、対処設備の作動・不作動</p> <p>格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWR,BWRでのプラント構成及び原子炉格納容器の体積の違いにより、原子炉停止失敗で即座に原子炉格納容器破損に至るような大量の水蒸気が炉心損傷前に放出されることはないため、PWRでは格納容器破損モードとして抽出していない</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象についても格納容器イベントツリーの対象としている</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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>要な物理化学現象について各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。</p> <p>第2.1.1.d-1表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1.d-2表のとおり選定した。</p> <p>b. 運転員操作 事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。</p> <p>c. ヘディング間の従属性 第2.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に從属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第2.1.1.d-3表に示す。</p> <p>(2) 格納容器イベントツリー 選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。</p>	<p>化学現象について各プラント損傷状態を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。</p> <p>b. 運転員操作 事故の影響緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作として、格納容器スプレイ（残留熱除去系）の自動起動を考慮した。</p> <p>c. ヘディング間の従属性 a. 及びb. における検討からプラント損傷状態ごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1.1.d-3表に示す。</p> <p>(2) 格納容器イベントツリー 選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。ただし、TC、TW及びISLOCAは、炉心損傷の前に格納容器が先行破損しているPDSであり、レベル1.5PRAにおける緩和手段が存在し</p>	<p>な物理化学現象について各プラント損傷状態を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。</p> <p>b. 運転員操作 事故の影響緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。</p> <p>c. ヘディング間の従属性 a. における検討からプラント損傷状態ごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1.1.d-3表に示す。</p> <p>(2) 格納容器イベントツリー 選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第4.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。</p>	<p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・大飯の第2.1.1.d-2表は、泊の第4.1.1.d-2表に対応しており、泊では4.1.1.d.②(1)c.にて記載している。</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していないため、a.における検討からヘディング間の従属性を設定している</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は格納容器が先行破損し</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。</p> <p>T1：事故発生から原子炉容器破損まで T2：原子炉容器破損直後 T3：原子炉容器破損後長時間経過後</p> <p>2.1.1.e. 事故進展解析</p>	<p>ないことから、格納容器イベントツリー作成の対象から除外した。</p> <p>格納容器イベントツリーについては別紙4.1.1.d-1に示す。</p> <p>4.1.1.e 事故進展解析</p> <p>格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価 ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷 <p>このうち、後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確実性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和系が機能しない状態で物理化学現象が発生せずに、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シークエンスを評価する。</p>	<p>なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。</p> <p>T1：事故発生から原子炉容器破損まで T2：原子炉容器破損直後 T3：原子炉容器破損後長時間経過後</p> <p>4.1.1.e. 事故進展解析</p> <p>格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価 ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷 <p>このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勧案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。</p>	<p>ている PDS についても格納容器イベントツリーの対象としている</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 女川はプラント損傷状態（PDS）に応じて異なる格納容器イベントツリーを用いており、別紙4.1.1.d-1にて整理している。泊はいずれのPDSにおいても同じ格納容器イベントツリーを用いており、第4.1.1.d-1図にて図示していることから、本資料の作成は不要と判断した <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 女川は格納容器イベントツリーを期間で分割していない <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"> ・ 泊は各プラント損傷状態（PDS）における物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を確認する観点から事故進展解析を実施している ・ 泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない

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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明 プラントの熱水力挙動、炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。</p> <p>(1) 解析対象事故シーケンスの選定 a. 解析対象PDSの選定 事故進展解析の対象とするPDSとして ・全CDFに対する割合の大きいPDS ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要なとなる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約67%）、TEI（約15%）、TED（約13%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。</p> <p>b. 解析対象事故シーケンスの選定 事故シーケンスの選定に際しては、 ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する ・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため） の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件 プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.e-3表に示す。</p>	<p>① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、事象の緩和手段に係る運転員操作の余裕時間、シビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析する。</p> <p>(1) 解析対象事故シーケンスの選定 事故進展解析では、8つのベースシナリオ（TQUV、TQUX、長期TB、TW、TC、AE、S1E、S2E）を対象に、事故の緩和策を考慮しない場合について、準静的荷重（過温・過圧）のみにより格納容器破損に至る事故シーケンス挙動を評価する。 さらに、「PCV内除熱長期冷却」（残留熱除去系起動）の時間余裕を評価するため、TQUX及びTQUVにおいて、低圧ECCS起動に成功し原子炉圧力容器内で事象収束（RPV健全）させた場合の格納容器圧力1Pd（最高使用圧力）到達時間を評価する。選定した事故シーケンスを第4.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件 プラント構成・特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。（別紙4.1.1.e-1）</p>	<p>① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析する。</p> <p>(1) 解析対象事故シーケンスの選定 a. 解析対象PDSの選定 事故進展解析の対象とするPDSとして ・全CDFに対する割合の大きいPDS ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要なとなる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約89%）、TEI（約6%）、TED（約5%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。</p> <p>b. 解析対象事故シーケンスの選定 事故シーケンスの選定に際しては ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する ・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため） の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第4.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件 プラント構成・特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊と女川で事故進展解析の目的が異なることから、解析対象事故シーケンス選定の考え方が相違している（女川は緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価する観点、泊は物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価する観点で適切となるよう解析対象事故シーケンスを選定している）</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川は本別紙にて CV 限界</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第4.1.1.e-3表に示す。（別紙4.1.1.e-2, 3）</p>	<p>また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第4.1.1.e-3表に示す。</p>	<p>圧力/温度の判定基準を適用するにあたって福島第一原子力発電所事故の知見を考慮していることを説明している。泊は付録2にて福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえた CV 限界圧力/温度の妥当性を確認しており、本資料の作成は不要と判断した</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・女川は解析で得た各 PDS の炉心溶融開始・炉心支持板破損・原子炉圧力容器破損の時間をもとに時間余裕を検討し、格納容器イベントツリーのヘディングにあてはめる分岐確率を設定しており、本別紙 4.1.1.e-2 にて上記項目の定義を整理している。泊は LL.5PRA では事故の緩和操作を考慮しておらず、炉心溶融開始や原子炉容器破損の時間を分岐確率の設定に活用しておらず、評価方法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>・女川は低圧 BCCS による RPV 内注水が成功すれば RPV 破損は無いと判定しているが、この判定条件に関して不確かさを含んでいることから、不確かさを取り入れた感度</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象並びに機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第2.1.1.e-1～e-12図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。</p> <p>また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発、ベースマツト熔融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1.e-5表に示す。</p> <p>それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。</p>	<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果を第4.1.1.e-1図に示す。格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第4.1.1.e-4表に示す。</p> <p>それぞれの事故シーケンスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。このうち、緩和操作に関する分岐確率の評価に必要な時間余裕の検討結果を第4.1.1.e-5表にまとめる。</p>	<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第4.1.1.e-1～12図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第4.1.1.e-4表に示す。</p> <p>また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発、ベースマツト熔融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第4.1.1.e-5表に示す。</p> <p>それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。</p>	<p>解析について別紙 4.1.1.e-3にて整理している。泊はRV内注水が成功した場合のRV破損確率についてはTMI事故報告書等を参考にあてはめ法によって設定しており、評価方法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は第4.1.1.e-2, 4, 6, 8, 10, 12にて解析結果に基づいた事故進展例を記載している</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は事故進展解析にて物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価している</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) プラント損傷状態：AED</p> <p>AEDのシナリオは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約21時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約189℃、ベースマツト侵食深さは約1.9mである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後（事故発生後約1.4時間）にかけては4vol%未満となり、事故後期（原子炉容器破損以降の期間）では、水蒸気濃度が高く推移するため水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として [] に適用される [] を設定 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、 [] に適用される [] を設定 ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、 [] に適用される [] を設定 貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 [] 	<p>(6) プラント損傷状態：AE</p> <p>本事故シナリオでは、大破断LOCA（再循環吸込み配管側の完全破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損時にはペDESTAL内に破断水が蓄積していることから（別紙4.1.1.e-4）、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心落下挙動の知見から、その分岐確率を評価する。 原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。 	<p>(1) プラント損傷状態：AED</p> <p>AEDのシナリオは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、 [] に適用される [] を設定 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、 [] に適用される [] を設定 ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、 [] に適用される [] を設定 貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 [] 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 設計、PDS、格納容器イベントツリーの違いにより、事故進展解析結果や分岐確率の設定が相違している 事故シナリオの解析結果については泊と大飯を比較する（女川着色せず） 構成、記載表現の相違 泊の構成に合わせて女川の記載順序を入れ替 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 水素濃度の解析結果が異なる（水素燃焼の可能性が低い点は泊と大飯と同様）

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>に適用される を設定</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW AEWのシナリオは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約7秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約23時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約169℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期は4vol%程度で水素燃焼の可能性がある。原子炉容器破損直後から事故後期には4vol%未満となり、水素燃焼の可能性は低い。 <p>⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、 に適用される を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、 に適用される を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能 	<p>(7) プラント損傷状態：SIE 本事故シナリオでは、中破断LOCA（再循環吸込み配管側のスプリット破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損時にはペDESTAL内に破断水が蓄積していることから、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定する。 原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。 	<p>に適用される を設定</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW AEWのシナリオは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。 <p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、 に適用される を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能 	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 <p>(3) プラント損傷状態：AEI AEIのシークエンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期は4vol%未満で水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。 ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/> 	<p>性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 <p>(3) プラント損傷状態：AEI AEIのシークエンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/> 	<p>性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 <p>(3) プラント損傷状態：AEI AEIのシークエンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/> 	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■ 個別評価による相違 ・水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>に適用される[]を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで[]に適用される[]を設定） ・格納容器スプレィで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を[]に適用される[]を設定 <p>(4) プラント損傷状態：SED</p> <p>SEDのシナシは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約28時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約192℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて4vol%未満であり、事故後期では水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2及びHB3（水素燃焼）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定 ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定 ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、[]を設定 	<p>に適用される[]を設定</p> <p>(8) プラント損傷状態：S2E</p> <p>本事故シナシでは、小破断LOCA（再循環吸込み配管側のスプリット破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器破損時にはベデスタル内に破断水が蓄積していることから、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定する。 ・原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定する。 	<p>適用される[]を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで溶融炉心冷却失敗の分岐確率として、[]に適用される[]を設定） ・格納容器スプレィで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を[]に適用される[]を設定 <p>(4) プラント損傷状態：SED</p> <p>SEDのシナシは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約167℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定 ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定 ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、[]を設定 	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 個別評価による相違 ・水素濃度の解析結果が異なる（水素燃焼の可能性が低い点は泊と大飯と同様）</p>

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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> []に適用される[]を設定 ・貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 [] [] []に適用される[]を設定 (5) プラント損傷状態：TED TEDのシナシスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態に至る。事故発生から約32時間で原子炉格納容器内温度は200℃に達し、約36時間で最高使用圧力の2倍に達する。そのため、TEDシナシスでは、過温破損が過圧破損より先行する。原子炉格納容器内温度が200℃に到達した時点でのベースマツト侵食深さは約1.6mである。 (分岐確率の定量化に参考となる知見) ・水素濃度は、事故早期は4vol%以上であり、水素燃焼の可能性がある。一方、RV破損直後から事故後期にかけては水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、[]に適用される[]を設定 ・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、 []に適用される[]を設定 ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過温破損が先行する可能性が高い。 </p>	<p> (1) プラント損傷状態：TQUV 本事故シナシスでは、過渡事象後、高圧ECCSの注水に失敗し、自動減圧には成功するが、さらに低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。 (分岐確率の設定に参考となる知見) ・原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。 ・炉心支持板破損及び原子炉圧力容器破損をもとに検討した時間余裕の知見から、同じ早期低圧炉心損傷シナシスであるTBPの電源復旧の分岐確率を設定する。 </p>	<p> []に適用される[]を設定 ・貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 [] [] []に適用される[]を設定 (5) プラント損傷状態：TED TEDのシナシスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。 (分岐確率の設定に参考となる知見) ・水素濃度は、事故早期は約4vol%以上であるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、 []に適用される[]を設定 ・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、 []に適用される[]を設定 ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、 [] </p>	<p>相違理由</p> <p> 【大飯】 ■個別評価による相違 ・TEDのシナシスでは、泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行する解析結果となっている 【大飯】 ■個別評価による相違 ・水蒸気濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している 【大飯】 ■記載方針の相違 </p>

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 [] [] [] []に適用される[]を設定</p>	<p>(2) プラント損傷状態：TQUX 本事故シナリオでは、過渡事象後、高圧ECCSの注水に失敗し、さらに減圧にも失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、緩和系の作動にも失敗し、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損直前のジルコニウム酸化割合及び格納容器内の状態量等の知見から、その分岐確率を評価する。 原子炉圧力容器破損時のデブリ組成、崩壊熱及び原子炉圧力容器破損後のコンクリート侵食挙動を参考に、ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」の分岐確率を評価する。 炉心支持板破損及び原子炉圧力容器破損時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、同じ早期高圧炉心損傷シナリオであるTBUにおける電源復旧の分岐確率を設定する。 <p>(3) プラント損傷状態：長期TB 本事故シナリオでは、全交流動力電源喪失後、RCICの起動に成功するが、バッテリーの枯渇によりRCICの注水が停止し、炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p>	<p>[]に適用される[]を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 [] [] [] []に適用される[]を設定</p>	<p>・泊はTEDのヘディングBMの分岐確率について記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行することから、ヘディング OT（格納容器過温破損）の分岐確率として異なる値を設定している</p>

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシナリオでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期では4vol%以上、原子炉容器破損直後から事故後期にかけては8vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。 ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、水素濃度8vol%以上に適用される0.9を設定 原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損直前のジルコニウム酸化割合及び格納容器内の状態量等の知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐確率を評価する。 <p>(4) プラント損傷状態：TW</p> <p>本事故シナリオでは、過渡事象後、原子炉スクラムには成功し、高圧ECCS及びRCICによる注水に成功するが、崩壊熱除去に失敗しているため、格納容器が先行過圧破損する。格納容器</p>	<p>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシナリオでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。 原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定 	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として異なる値を設定している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 原子炉下部キャビティ室水量の解析結果が異なることから、ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として異なる値を設定している

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>破損によって、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とするECCSが機能喪失することにより、炉心損傷から原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>(5) プラント損傷状態：TC 本事故シナリオでは、原子炉停止失敗後、ECCSによる原子炉注水は成功するが、格納容器が先行過圧破損する。格納容器破損によって、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とするECCSが機能喪失することにより、炉心損傷から原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>(9) プラント損傷状態：TQUV（RPV健全） 本事故シナリオは、低圧炉心損傷シナリオ（TQUV）において、低圧ECCS（LPCI 1台）により、炉心及び炉心溶融物の冷却に成功するシナリオである。 低圧ECCS開始は、原子炉圧力容器内で事象収束させるため、炉心支持板破損直前の事故後2時間とする。炉心溶融物は原子炉圧力容器内で冷却されるが、除熱機能が喪失しているため、サブプレッションプール水温の上昇により格納容器圧力も徐々に上昇する。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見) ・格納容器圧力1Pd到達時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、ヘディング「PCV内除熱長期冷却」の分岐確率を設定する。</p> <p>(10) プラント損傷状態：TQUX（RPV健全） 本事故シナリオは、高圧炉心損傷シナリオ（TQUX）において、原子炉減圧（ADS自動起動）及び低圧ECCS（LPCI 1台）により、炉心及び炉心溶融物の冷却に成功するシナリオである。原子炉減圧及び低圧ECCS開始は、原子炉圧力容器内で事象収束させるため、炉心支持板破損直前の事故後2時間である。炉心溶融物は原子炉圧力容器内で冷却されるが、除熱機能が喪失しているため、サブプレッションプール水温の上昇により格納容器圧力も徐々に上昇する。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。</p> <p>2.1.1.f 格納容器破損頻度 ① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し、格納容器破損頻度を算出する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見、事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。</p>	<p>・格納容器圧力1Pd到達時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、ヘディング「PCV 内除熱長期冷却」の分岐確率を設定する。</p> <p>なお、事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については、TBD及びTBUは早期高圧炉心損傷シーケンスとしてTQUX、TBPは早期低圧炉心損傷シーケンスとしてTQUV で代表させて設定する。</p> <p>4.1.1.f 格納容器破損頻度 ① 格納容器破損頻度の評価方法 格納容器破損頻度の定量化はRiskSpectrum*PSAを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態毎の条件付き格納容器破損確率(CCFP)、格納容器破損頻度(CFF)を算出する。 各ヘディングの分岐確率については、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。ここでは、ヘディングの種類を、緩和操作及び物理化学現象の2つに分類し評価した。</p> <p>(1)物理化学現象に関する分岐確率の設定 本評価では、炉外熔融燃料-冷却材相互作用 (FCI)、格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の3つの物理化学現象について、分岐確率を設定し</p>	<p>なお、事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については、類似のPDSの解析結果から第4.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。</p> <p>4.1.1.f. 格納容器破損頻度 ① 格納容器破損頻度の評価方法 格納容器破損頻度の定量化はCVETを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態毎の条件付き格納容器破損確率(CCFP)、格納容器破損頻度(CFF)を算出する。 各ヘディングの分岐確率については、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・事故進展解析の対象としたPDSが相違している ■記載箇所の相違 ・泊は第4.1.1.e-6表にて事故進展解析の対象外としたPDSのイベントツリー分岐確率の設定について記載している</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊と女川で格納容器破損頻度の定量化に用いているソフトウェアが相違している</p> <p>【女川】 ■評価手法の相違 ・泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。</p> <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <p>格納容器破損頻度の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。全格納容器破損頻度（CFF）は5.3×10^{-5}（/炉年）、条件付格納容器破損率（CCFP）は0.82であった。本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.09）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他のPDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。</p>	<p>た。</p> <p>シビアアクシデント現象のヘディングにおいて、不確実さが大きい現象に対しては、当該現象の支配要因、不確実さ幅及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明らかにし、ROAM手法等を用いて、分岐確率を設定した。物理化学現象に関する格納容器イベントツリー分岐確率の設定を第4.1.1.f-1表に示す。（別紙4.1.1.f-1, 2, 3, 4）</p> <p>なお、格納容器破損に至る物理化学現象のうち、水素燃焼については、運転時には格納容器内は不活性化されていることから発生確率をゼロとした。また、熔融物直接接触については、ペDESTAL内に堆積した熔融炉心はドライウェル床上には拡がらない格納容器構造となっているため、発生確率をゼロとした。</p> <p>(2) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定</p> <p>緩和操作に関するヘディングの分岐確率はフォールトツリー（FT）を作成して設定した。FT作成にあたっては、運転員の操作性及び期待する機器の事故時の条件、事故進展解析の結果（緩和操作までの時間余裕）及びレベル1PRAとの従属性を考慮し、機器故障率はレベル1PRAと同じ値を使用した。緩和操作に関する分岐確率を第4.1.1.f-2表に示す。（別紙4.1.1.f-5）</p> <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <p>プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損割合の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。</p>	<p>評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第4.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第4.1.1.f-2表に示す。（補足4.1.1.f-1, 2）</p> <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <p>プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損頻度の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。</p>	<p>する手法を採用しており、女川はROAM手法等を用いて分岐確率を設定している</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 泊はプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損割合の円グラフを第4.1.1.f-3図に記載している

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、28ページ（実線部分）に再掲</p> <p>また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CCFFのうち格納容器破損モードについて、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約80.3%、「ϵモード（過温破損）」の寄与割合が約14.4%、「ϵモード（ベースマット熔融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」、「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」、「βモード（格納容器隔離失敗）」、「γ'モード（水素燃焼（原子炉容器破損直後）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%以下であった。</p> <p>PDS別CDFで全体の約66.7%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約13.4%を占めるTEDは、事故進展解析の結果から「ϵモード（過温破損）」に至る可能性が高いことから、「ϵモード（過温破損）」の寄与も高くなっている。</p> <p>なお、PDS別CDFで全体の約14.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.09）。（第2.1.1.f-3表、第2.1.1.f-1図～f-3図）</p>	<p>全格納容器破損頻度（CFF）は5.5×10^{-5}/炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は1.00であった。</p> <p>事故の影響緩和手段が喪失しているプラント損傷状態のCCFPは1であり、このようなプラント損傷状態が大部分を占めるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <p>プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の99.7%を占めるTWは、崩壊熱の除去に失敗しているため、格納容器が過圧により先行破損するもので、「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」の寄与が非常に高く、全格納容器破損頻度のほぼ100%を占める結果である。</p>	<p>全格納容器破損頻度（CFF）は2.1×10^{-4}/炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は0.94であった。</p> <p>本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他PDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <p>プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の約89%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約4.8%を占めるTEDも、事故進展解析の結果から「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高い。</p> <p>なお、PDS別CDFで全体の約5.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第4.1.1.f-3表、第4.1.1.f-4図～f-6図）</p>	<p>【女川及び大飯】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載箇所の相違 ■ 女川実績の反映</p> <p>【女川及び大飯】 ■ 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、27ページ（点線部分）の記載を再掲</p> <p>また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CCFPのうち格納容器破損モードについて、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約80.3%、「ϵモード（過温破損）」の寄与割合が約14.4%、「ϵモード（ベースマツト熔融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」、「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」、「βモード（格納容器隔離失敗）」、「γモード（水素燃焼（原子炉容器破損直後）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%以下であった。</p>	<p>TQUVシナシでは、低圧ECCS及び格納容器スプレイに期待できないことからCCFPは1である。これに対して、TQUXでは、炉心損傷後においても以下の緩和手段に期待できることからCCFPが0.01であり、また、その発生確率がTWに次いで全炉心損傷頻度の0.3%であることにより、全体のCCFPの低減に寄与している。</p> <p>全交流動力電源喪失シナシのうち、長期TBでは、バッテリー枯渇後に利用可能な緩和手段がないことからCCFPは1である。これに対して、TBU及びTBPについては、外部電源復旧及び以下の緩和手段に期待できることからCCFPは0.51である。</p> <p>なお、それらの発生確率が全炉心損傷頻度の0.1%未満と小さいため、全体のCCFPの低減への寄与は小さい。</p> <p style="text-align: center;">期待できる緩和手段</p> <table border="1" data-bbox="712 646 1292 770"> <thead> <tr> <th>シナシ</th> <th>RPV減圧 (炉心損傷後)</th> <th>RPV注水 (低圧ECCS)</th> <th>PCV注水 (低圧ECCS)</th> <th>PCV内除熱 長期冷却</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQUX</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>TBU(電源復旧後)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>TBP(電源復旧後)</td> <td>(不要)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器破損モード別の格納容器破損割合を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-4図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」の寄与がほぼ100%であり、その他の破損モードが0.1%未満であった。</p>	シナシ	RPV減圧 (炉心損傷後)	RPV注水 (低圧ECCS)	PCV注水 (低圧ECCS)	PCV内除熱 長期冷却	TQUX	○	○	○	○	TBU(電源復旧後)	○	○	○	○	TBP(電源復旧後)	(不要)	○	○	○	<p>格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-6図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約96.4%、「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が約1.0%を占め、以下、「ϵモード（過温破損）」、「ϵモード（ベースマツト熔融貫通）」、「βモード（格納容器隔離失敗）」、「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%未満であった。</p>	<p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っていない</p> <p>【女川及び大飯】 ■個別評価による相違</p>
シナシ	RPV減圧 (炉心損傷後)	RPV注水 (低圧ECCS)	PCV注水 (低圧ECCS)	PCV内除熱 長期冷却																			
TQUX	○	○	○	○																			
TBU(電源復旧後)	○	○	○	○																			
TBP(電源復旧後)	(不要)	○	○	○																			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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) SED (CFR : 4.3×10^{-5} /炉年)、全CFRへの寄与割合 : 81.3%) ・代表的なシナシ : 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合:約98%) RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(2) TED (CFR : 8.6×10^{-6} /炉年)、全CFRへの寄与割合 : 16.3%) ・代表的なシナシ : 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 (PDS別CDFへの寄与割合:約100%) SBO等が発生する一方、原子炉格納容器内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過圧破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器内の温度が200℃に到達することで、原子炉格納容器の貫通部が過温破損に至る。</p> <p>(3) TEI (CFR : 8.4×10^{-7} /炉年)、全CFRへの寄与割合 : 1.6%)</p>	<p>なお、格納容器破損頻度に支配的な因子は、全格納容器破損頻度に対して格納容器過圧破損が先行するTWの「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」がほぼ100%を占めることから、レベル1PRAの重要度評価より残留熱除去系手動操作失敗であり、崩壊熱除去機能に係る強化対策によって格納容器破損を防止することができる。</p>	<p>(1) SED (CFR : 2.0×10^{-4} /炉年)、全CFRへの寄与割合 : 約94.1%) ・代表的なシナシ : 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合:約99.5%) RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(2) TED (CFR : 1.1×10^{-5} /炉年)、全CFRへの寄与割合 : 約5.1%) ・代表的なシナシ : 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 (PDS別CDFへの寄与割合:約46.0%) 手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(3) TEI (CFR : 1.0×10^{-6} /炉年)、全CFRへの寄与割合 : 約0.5%)</p>	<p>【女川】 ■個別評価による相違 ・格納容器破損頻度に支配的となる因子が相違している ■記載方針の相違 ・泊は下記(1)～(3)にて格納容器破損頻度が支配的となるプラント損傷状態 (PDS) 上位3位を記載している</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は全格納容器破損頻度への寄与割合が大きいPDSに対して、定量化結果を本文中に記載している</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>・代表的なシナシ：手動停止+補助給水失敗（PDS別CDFへの寄与割合：約59%） 手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。 格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内へのRWSP水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。</p> <p>また、CFFをレベル1PRAの起因事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失及び手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シナシでCDFに寄与が大きい事故シナシは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シナシであり、外部電源喪失を起因とする事故シナシでCDFに寄与が大きい事故シナシは、外部電源が喪失し非常用所内交流電源の確立に失敗する事故シナシである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シナシがCDFに寄与が大きい事故シナシとなる。これらの事故シナシが主に該当するPDSはSED、TED及びTEIであり、上述したCFFに寄与が大きいPDSに該当することが確認できる。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シナシがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p> <p>④ 重要度評価について レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。 ・「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約97%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シナシであり、レベル1PRAの原子</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>・代表的なシナシ：手動停止+補助給水失敗（PDS別CDFへの寄与割合：約61.2%） 手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。 格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内へのRWSP水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。</p> <p>また、CFFをレベル1PRAの起因事象別に整理したものを第4.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シナシでCDFに寄与が大きい事故シナシは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シナシである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シナシがCDFに寄与が大きい事故シナシとなる。前者が主に該当するPDSはSEDであり、CFFに寄与が大きいPDSに該当する。また、後者が主に該当するPDSはTED及びTEIである。TEIについては、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付き格納容器破損確率が減少(0.08)するため、CFFに寄与が大きいPDSに該当せず、TEDが寄与が大きいPDSとなっている。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シナシのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シナシがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p> <p>④ 重要度評価について レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。 ・「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約95%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シナシであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川は起因事象別格納容器破損頻度の評価結果を記載していない</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ■記載方針の相違 ・格納容器スプレイ系による格納容器内除熱のため、TEIがCFFに与える寄与が小さくなることは泊と大飯と同様だが、泊はその旨を明記している</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、復水ピット（閉塞）の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p>・「σモード（過温破損）」ではCFFの約94%がTEDの「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」シナリオであり、レベル1PRAの全交流動力電源喪失の場合と同様に、DG-A（B）の継続運転失敗+DG-B（A）の試験による待機除外の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>① 不確実さ解析</p> <p>プラント損傷状態毎の炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確実さ解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-1表及び第4.1.1.g-1図に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で5.6×10^{-6}/炉年、エラーファクターは4.4と評価され、95%上限値と5%下限値の間には約20倍の不確かさがあるという結果になった。また、破損モード別の不確かさについても確認した結果、点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、今回のPRAの目的である格納容器破損モードの選定に際して重要となるプラント個別の格納容器破損頻度の相対的な割合に不確かさが大きな影響を与えないことを確認した。</p> <p>各プラント損傷状態、破損モード別の不確かさについても評価結果を確認した結果、点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、今回のPRAの目的である格納容器破損モードの選定に際して重要となるプラント個別の格納容器破損頻度の相対的な割合に不確かさが大きな影響を与えないことを確認した。</p>	<p>喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p>・「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」ではCFFの約96%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シナリオであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えられるが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p>4.1.1.g .不確実さ解析及び感度解析</p> <p>① 不確実さ解析</p> <p>プラント損傷状態毎の炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確実さ解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-1表に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で2.1×10^{-4}/炉年、エラーファクターは8.0と評価され、95%上限値と5%下限値の間には約63倍の不確かさがあるという結果になった。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・代替低圧注水ポンプ⇄代替格納容器スプレイポンプ <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・泊はδモードの次に大きなCFFとなるのはσモード、大飯はσモードとなっている
<p>2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>① 不確実さ解析</p>	<p>4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>① 不確実さ解析</p>	<p>4.1.1.g .不確実さ解析及び感度解析</p> <p>① 不確実さ解析</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 ・泊は不確実さ解析結果を本文中に記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ■記載方針の相違 ・女川は各プラント損傷状態、破損モード別の不確かさについて評価結果を確認している旨を本文中にて記載しており、泊は各プラント損傷状態、破損モード及び格納容器破損カテゴリ別の不確実さ解析について以下(1)～(3)に記載している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第2.1.1.g-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。不確かさ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確かさ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確かさ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(δ)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。 ・点推定値が不確かさ分布内にないμ(格納容器直接接触)については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く(判断基準2.0MPa[gage]に対して2.4MPa[gage])、溶融物分散放出の不確かさを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。 ・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TISGTR))とα(原子炉容器内水蒸気爆発)は、g(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))にg(蒸気発生器伝熱管破損)の格納容器破損頻度 	<p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-1図に示す。不確かさ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確かさ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確かさ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(δ)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。 ・点推定値が不確かさ分布内にないσ(格納容器雰囲気気直接加熱)、μ(格納容器直接接触)、τ(過温破損)については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く(判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確かさを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。 ・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))とα(原子炉容器内水蒸気爆発)は、g(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))にg(蒸気発生器伝熱管破損)の格納容器破損頻度 	<p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-1図に示す。不確かさ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確かさ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確かさ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(δ)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。 ・点推定値が不確かさ分布内にないσ(格納容器雰囲気気直接加熱)、μ(格納容器直接接触)、τ(過温破損)については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く(判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確かさを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。 ・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))とα(原子炉容器内水蒸気爆発)は、g(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))にg(蒸気発生器伝熱管破損)の格納容器破損頻度 	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川はプラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を図表にて記載していない</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して2～4桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。</p> <p>(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-3表及び第2.1.1.g-3図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。 点推定値が不確実さ分布内でない「格納容器への直接接 <p>② 感度解析 プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.4MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。</p> <p>○ ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対し</p>	<p>② 感度解析</p>	<p>を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して3～5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。</p> <p>(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-4表及び第4.1.1.g-3図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。 点推定値が不確実さ分布内でない「格納容器への直接接 <p>② 感度解析 プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。</p> <p>○ ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対し</p>	<p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析を行っていない</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊はプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出、女川は外部電源復旧に関する感度解析を実施しており、感度解析のケースが相違している</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>て、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定</p> <p>○ 感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定。</p> <p>格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第2.1.1.g-4図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度を与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、σ（格納容器雰囲気直接加熱）、τ（過温破損）、μ（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていたϵ（ベースマツト溶融貫通）が増加した。 ・ SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、η（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。 	<p>格納容器破損頻度の外部電源復旧に関する感度解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-2図に示す。評価の結果、コア・コンクリート反応継続については、外部電源復旧を考慮しないことにより、全交流動力電源喪失シナシにおける炉心損傷頻度が増加することに加え、デブリ及び格納容器の冷却手段確保の可能性が減少することから、格納容器破損頻度が増加した。格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無い。</p>	<p>て、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定</p> <p>○ 感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定。</p> <p>格納容器破損頻度の感度解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-5表及び第4.1.1.g-4図に示す。評価の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度を与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、σ（格納容器雰囲気直接加熱）、τ（過温破損）、μ（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていたϵ（ベースマツト溶融貫通）が増加した。 ・ SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、η（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。 	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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="719 288 1272 735"> <caption>第4.1.1.a-1表 格納容器の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>仕様等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">型式</td> <td>圧力抑制形 (マーク1改良型)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">容 積</td> <td>ドライウエル空気体積 (ベント系含む)</td> <td>7950m³</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ体積</td> <td>7950m³</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用圧力</td> <td>ドライウエル</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用温度</td> <td>ドライウエル</td> <td>171℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>104℃</td> </tr> <tr> <td colspan="2">限界圧力</td> <td>854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">限界温度</td> <td>200℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目		仕様等	型式		圧力抑制形 (マーク1改良型)	容 積	ドライウエル空気体積 (ベント系含む)	7950m ³	サブプレッションチェンバ体積	7950m ³	最高使用圧力	ドライウエル	427kPa[gage]	サブプレッションチェンバ	427kPa[gage]	最高使用温度	ドライウエル	171℃	サブプレッションチェンバ	104℃	限界圧力		854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)	限界温度		200℃	<table border="1" data-bbox="1323 300 1906 603"> <caption>第4.1.1.a-1表 原子炉格納容器の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>仕様等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>型式</td> <td>鋼製上部半球形下部さら形円筒形</td> </tr> <tr> <td>自由体積</td> <td>約66000m³</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>0.283MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>132℃</td> </tr> <tr> <td>限界圧力</td> <td>0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td>限界温度</td> <td>200℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	仕様等	型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形	自由体積	約66000m ³	最高使用圧力	0.283MPa[gage]	最高使用温度	132℃	限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)	限界温度	200℃	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計の相違により、原子炉格納容器の仕様相違している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊泊は第4.1.1.a-1表にて原子炉格納容器の主要仕様を記載している
項目		仕様等																																										
型式		圧力抑制形 (マーク1改良型)																																										
容 積	ドライウエル空気体積 (ベント系含む)	7950m ³																																										
	サブプレッションチェンバ体積	7950m ³																																										
最高使用圧力	ドライウエル	427kPa[gage]																																										
	サブプレッションチェンバ	427kPa[gage]																																										
最高使用温度	ドライウエル	171℃																																										
	サブプレッションチェンバ	104℃																																										
限界圧力		854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)																																										
限界温度		200℃																																										
項目	仕様等																																											
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形																																											
自由体積	約66000m ³																																											
最高使用圧力	0.283MPa[gage]																																											
最高使用温度	132℃																																											
限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)																																											
限界温度	200℃																																											

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>第2.1.1.b-1表 プラント損傷状態の分類記号 (事故のタイプと1次冷却材圧力の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大破断LOCAで代表される（低圧）</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）に至る事故シーケンスも含む（中圧）</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因为り、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(炉心損傷時期の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E</td> <td>事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> </tbody> </table> <p>(原子炉格納容器内事故進展の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの</td> </tr> </tbody> </table>	分類記号	説明	A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大破断LOCAで代表される（低圧）	S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）に至る事故シーケンスも含む（中圧）	T	過渡事象が起因为り、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）	分類記号	説明	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの	分類記号	説明	D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの	<p>第4.1.1.b-1表 事故シーケンスの識別子</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>大破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>工学的安全施設に対する電源の故障状態</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>原子炉保護系の故障状態</td> </tr> <tr> <td>D</td> <td>工学的安全施設に対する直流電源の故障状態</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>非常用炉心冷却系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>P</td> <td>主蒸気逃がし安全弁の再閉失敗</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>給水系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>S1</td> <td>中破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2</td> <td>小破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>高圧注水系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>残留熱除去の失敗状態</td> </tr> <tr> <td>X</td> <td>原子炉の急速減圧の失敗状態</td> </tr> </tbody> </table>	識別子	内容	A	大破断LOCA	B	工学的安全施設に対する電源の故障状態	C	原子炉保護系の故障状態	D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態	E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態	P	主蒸気逃がし安全弁の再閉失敗	Q	給水系による注水の故障状態	S1	中破断LOCA	S2	小破断LOCA	T	過渡事象	U	高圧注水系による注水の故障状態	V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態	W	残留熱除去の失敗状態	X	原子炉の急速減圧の失敗状態	<p>第4.1.1.b-1表 事故シーケンスの識別子 (事故のタイプと1次冷却系圧力の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が早い低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては、大破断LOCAで代表される。（低圧）</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）に至ったシーケンスも含む。（中圧）</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因为り、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する。（高圧）</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。（中圧）</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。（低圧）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(炉心損傷時期の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E</td> <td>事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> </tbody> </table> <p>(格納容器内事故進展の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。</td> </tr> </tbody> </table>	識別子	内容	A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が早い低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては、大破断LOCAで代表される。（低圧）	S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）に至ったシーケンスも含む。（中圧）	T	過渡事象が起因为り、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する。（高圧）	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。（中圧）	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。（低圧）	識別子	内容	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの	識別子	内容	D	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。	W	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。	I	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。	C	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。	<p>【女川】 ■ 評価方針の相違 ・PDSを分類するに当たって 着目している属性や分類記号が異なる</p>
分類記号	説明																																																																																								
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大破断LOCAで代表される（低圧）																																																																																								
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）に至る事故シーケンスも含む（中圧）																																																																																								
T	過渡事象が起因为り、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）																																																																																								
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）																																																																																								
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）																																																																																								
分類記号	説明																																																																																								
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
分類記号	説明																																																																																								
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
A	大破断LOCA																																																																																								
B	工学的安全施設に対する電源の故障状態																																																																																								
C	原子炉保護系の故障状態																																																																																								
D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態																																																																																								
E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態																																																																																								
P	主蒸気逃がし安全弁の再閉失敗																																																																																								
Q	給水系による注水の故障状態																																																																																								
S1	中破断LOCA																																																																																								
S2	小破断LOCA																																																																																								
T	過渡事象																																																																																								
U	高圧注水系による注水の故障状態																																																																																								
V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態																																																																																								
W	残留熱除去の失敗状態																																																																																								
X	原子炉の急速減圧の失敗状態																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が早い低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては、大破断LOCAで代表される。（低圧）																																																																																								
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA）に至ったシーケンスも含む。（中圧）																																																																																								
T	過渡事象が起因为り、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する。（高圧）																																																																																								
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。（中圧）																																																																																								
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。（低圧）																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
D	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。																																																																																								
W	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。																																																																																								
I	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの。																																																																																								
C	ECCSや格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。																																																																																								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シナシス(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シナシス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AED</td> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">AEW</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">SEW</td> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シナシス	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	中破断LOCA+高圧注入失敗	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱弁/安全弁LOCA	SED	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	SEW	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗		<p>第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シナシス (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シナシス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AED</td> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">AEW</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">SEW</td> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シナシス	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	中破断LOCA+高圧注入失敗	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱弁/安全弁LOCA	SED	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	SEW	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川はプラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シナシスについて表での整理を記載していない。</p>
PDS	事故シナシス																																															
AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																															
AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																															
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗																																															
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗																																															
	大破断LOCA+低圧注入失敗																																															
	中破断LOCA+高圧再循環失敗																																															
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗																																															
	中破断LOCA+高圧注入失敗																																															
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗																																															
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗																																															
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																															
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA																																																
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱弁/安全弁LOCA																																																
SED	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																															
SEW	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																															
	PDS	事故シナシス																																														
	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																														
AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																															
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗																																															
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗																																															
	大破断LOCA+低圧注入失敗																																															
	中破断LOCA+高圧再循環失敗																																															
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗																																															
	中破断LOCA+高圧注入失敗																																															
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗																																															
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗																																															
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗																																															
大破断LOCA+蓄圧注入失敗																																																
大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗																																																
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA																																																
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱弁/安全弁LOCA																																																
SED	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																															
SEW	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																															

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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4.1.1.b-2表 炉心損傷に至る事故シナシス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">事故シナシス</th> <th style="width: 85%;">特徴</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQUV</td> <td>高圧・低圧の ECCS 系の故障が生じているシナシスである。本シナシスにおいては、原子炉は低圧状態であり、早期に炉心損傷する。</td> </tr> <tr> <td>TQUX</td> <td>高圧 ECCS の故障と減圧失敗が生じているシナシスである。本シナシスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>長期 TB</td> <td>全交流動力電源喪失シナシスのうち、RCIC 作動後、DC 電源の枯渇により、RCIC が機能喪失し炉心損傷に至るシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>TBD</td> <td>全交流動力電源喪失シナシスのうち、全交流動力電源の喪失後、直流電源系の喪失により、原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TBU</td> <td>全交流動力電源喪失シナシスのうち、直流電源系は利用可能であるが、RCIC 等の故障により、原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TBP</td> <td>全交流動力電源喪失シナシスのうち、直流電源系は利用可能であるが、速がし安全弁の開放により原子炉が減圧し、RCIC による原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は低圧であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TW</td> <td>炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、前燃熱の除去に失敗しているため、崩壊熱は格納容器内に蒸気として放出されることから、格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>TC</td> <td>炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、制御棒が挿入されないため大量の蒸気が格納容器内に放出されることから、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>AE</td> <td>大破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は大規模であるため、低圧 ECCS 作動には原子炉減圧は不要であり、TQUV シナシスと同様に、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>S1E</td> <td>中破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は中規模で、低圧 ECCS 作動には原子炉減圧が必要であるが、炉心損傷時点では、AE シナシスと同様、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>S2E</td> <td>小破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は、RCIC で炉心維持が可能な小規模破断である。TQUX シナシスと同様に、原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>ISLOCA</td> <td>高圧部分と低圧部分を接続する系統で、隔離弁の故障等により低圧部分が過圧により破損するシナシスである。原子炉冷却材圧力バウンダリとのインターフェイスとなる配管が破損することにより、格納容器外へ原子炉冷却材が流出するシナシスである。</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシス	特徴	TQUV	高圧・低圧の ECCS 系の故障が生じているシナシスである。本シナシスにおいては、原子炉は低圧状態であり、早期に炉心損傷する。	TQUX	高圧 ECCS の故障と減圧失敗が生じているシナシスである。本シナシスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷は早期である。	長期 TB	全交流動力電源喪失シナシスのうち、RCIC 作動後、DC 電源の枯渇により、RCIC が機能喪失し炉心損傷に至るシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。	TBD	全交流動力電源喪失シナシスのうち、全交流動力電源の喪失後、直流電源系の喪失により、原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。	TBU	全交流動力電源喪失シナシスのうち、直流電源系は利用可能であるが、RCIC 等の故障により、原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。	TBP	全交流動力電源喪失シナシスのうち、直流電源系は利用可能であるが、速がし安全弁の開放により原子炉が減圧し、RCIC による原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は低圧であり、炉心損傷は早期である。	TW	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、前燃熱の除去に失敗しているため、崩壊熱は格納容器内に蒸気として放出されることから、格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。	TC	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、制御棒が挿入されないため大量の蒸気が格納容器内に放出されることから、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は早期である。	AE	大破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は大規模であるため、低圧 ECCS 作動には原子炉減圧は不要であり、TQUV シナシスと同様に、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	S1E	中破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は中規模で、低圧 ECCS 作動には原子炉減圧が必要であるが、炉心損傷時点では、AE シナシスと同様、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	S2E	小破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は、RCIC で炉心維持が可能な小規模破断である。TQUX シナシスと同様に、原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	ISLOCA	高圧部分と低圧部分を接続する系統で、隔離弁の故障等により低圧部分が過圧により破損するシナシスである。原子炉冷却材圧力バウンダリとのインターフェイスとなる配管が破損することにより、格納容器外へ原子炉冷却材が流出するシナシスである。	<p style="text-align: center;">第4.1.1.b-3表 炉心損傷に至る事故シナシス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">事故シナシス</th> <th style="width: 85%;">特徴</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AED</td> <td>大中破断 LOCA 後格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>大中破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>AEI</td> <td>大中破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>ALC</td> <td>大中破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>小破断 LOCA 後、格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>小破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>小破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>SLC</td> <td>小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>過渡事象後、格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>過渡事象後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TEI</td> <td>過渡事象後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シナシスである。</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シナシスである。</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシス	特徴	AED	大中破断 LOCA 後格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	AEW	大中破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	AEI	大中破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	ALC	大中破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。	SED	小破断 LOCA 後、格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。	SEW	小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。	SEI	小破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。	SLW	小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。	SLI	小破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。	SLC	小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。	TED	過渡事象後、格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	TEW	過渡事象後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	TEI	過渡事象後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シナシスである。	G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シナシスである。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計の相違により、事故シナシスが相違している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第4.1.1.b-3表にて炉心損傷にいたる事故シナシスの特徴を記載している
事故シナシス	特徴																																																												
TQUV	高圧・低圧の ECCS 系の故障が生じているシナシスである。本シナシスにおいては、原子炉は低圧状態であり、早期に炉心損傷する。																																																												
TQUX	高圧 ECCS の故障と減圧失敗が生じているシナシスである。本シナシスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷は早期である。																																																												
長期 TB	全交流動力電源喪失シナシスのうち、RCIC 作動後、DC 電源の枯渇により、RCIC が機能喪失し炉心損傷に至るシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。																																																												
TBD	全交流動力電源喪失シナシスのうち、全交流動力電源の喪失後、直流電源系の喪失により、原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。																																																												
TBU	全交流動力電源喪失シナシスのうち、直流電源系は利用可能であるが、RCIC 等の故障により、原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。																																																												
TBP	全交流動力電源喪失シナシスのうち、直流電源系は利用可能であるが、速がし安全弁の開放により原子炉が減圧し、RCIC による原子炉注水ができないシナシスである。原子炉は低圧であり、炉心損傷は早期である。																																																												
TW	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、前燃熱の除去に失敗しているため、崩壊熱は格納容器内に蒸気として放出されることから、格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。																																																												
TC	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、制御棒が挿入されないため大量の蒸気が格納容器内に放出されることから、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は早期である。																																																												
AE	大破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は大規模であるため、低圧 ECCS 作動には原子炉減圧は不要であり、TQUV シナシスと同様に、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
S1E	中破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は中規模で、低圧 ECCS 作動には原子炉減圧が必要であるが、炉心損傷時点では、AE シナシスと同様、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
S2E	小破断 LOCA 後原子炉注水機能が喪失するシナシスである。LOCA 時の破断は、RCIC で炉心維持が可能な小規模破断である。TQUX シナシスと同様に、原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
ISLOCA	高圧部分と低圧部分を接続する系統で、隔離弁の故障等により低圧部分が過圧により破損するシナシスである。原子炉冷却材圧力バウンダリとのインターフェイスとなる配管が破損することにより、格納容器外へ原子炉冷却材が流出するシナシスである。																																																												
事故シナシス	特徴																																																												
AED	大中破断 LOCA 後格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
AEW	大中破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
AEI	大中破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
ALC	大中破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
SED	小破断 LOCA 後、格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SEW	小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SEI	小破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SLW	小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
SLI	小破断 LOCA 後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
SLC	小破断 LOCA 後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
TED	過渡事象後、格納容器内注水機能が喪失するシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
TEW	過渡事象後、格納容器内注水はできるが格納容器内熱除去機能は喪失するシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
TEI	過渡事象後、格納容器内注水があり格納容器内熱除去が行われているシナシスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シナシスである。																																																												
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シナシスである。																																																												

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">PDS</th> <th rowspan="2">事故のタイプ</th> <th rowspan="2">RCS 圧力</th> <th rowspan="2">炉心損傷 時期</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内事故進展</th> </tr> <tr> <th>RWSP 水の 原子炉格納 容器への移送</th> <th>原子炉 格納容器 破損時期</th> <th>原子炉 格納容器内 熱除去手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>AED</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>2</td><td>AEW</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>3</td><td>AEI</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>4</td><td>ALC</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>5</td><td>SED</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>6</td><td>SEW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>7</td><td>SEI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>8</td><td>SLW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>9</td><td>SLI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>10</td><td>SLC</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>11</td><td>TED</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>12</td><td>TEW</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>13</td><td>TEI</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>14</td><td>V</td><td>インターフェイス システム LOCA</td><td>低圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> <tr><td>15</td><td>G</td><td>SGTR</td><td>中圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> </tbody> </table>							No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展			RWSP 水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段	1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×	2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×	3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○	4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×	5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×	6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×	7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○	8	SLW	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×	9	SLI	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○	10	SLC	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×	11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×	12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×	13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○	14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—		15	G	SGTR	中圧			—		<p>第 4.1.1.b-3 表 プラント損傷状態の分類結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>PCV 破損時期</th> <th>RPV 圧力</th> <th>炉心損傷時期</th> <th>プラント損傷 時点での電源有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQV</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>TQX</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>長期 TB</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>後期</td><td>DC 電源無 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC 電源有 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC 電源有 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC 電源無 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TW</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr> <tr><td>TC</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> <tr><td>AE</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>※1:蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷時点では高圧高圧炉心損傷発生している。</p> <p>注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。</p>					PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	プラント損傷 時点での電源有無	TQV	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有	TQX	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有	長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源無 AC 電源無	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源有 AC 電源無	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	DC 電源有 AC 電源無	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源無 AC 電源無	TW	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	AE	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有	S1E	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有	S2E	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有	ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—	<p>第 4.1.1.b-1 表 プラント損傷状態の分類結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">PDS</th> <th rowspan="2">事故のタイプ</th> <th rowspan="2">RCS 圧力</th> <th rowspan="2">炉心損傷 時期</th> <th colspan="3">格納容器内事故進展</th> </tr> <tr> <th>RWSP 水の 原子炉格納容 器への移送</th> <th>原子炉格納容器 破損時期</th> <th>原子炉格納容 器内熱除去 手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>AED</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>2</td><td>AEW</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>3</td><td>AEI</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>4</td><td>ALC</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>5</td><td>SED</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>6</td><td>SEW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>7</td><td>SEI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>8</td><td>SLW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>9</td><td>SLI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>10</td><td>SLC</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>11</td><td>TED</td><td>トランジェント</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>12</td><td>TEW</td><td>トランジェント</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>13</td><td>TEI</td><td>トランジェント</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>14</td><td>V</td><td>インターフェイス システム LOCA</td><td>低圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> <tr><td>15</td><td>G</td><td>SGTR</td><td>中圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>注：ハッチングは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当する PDS であることから、解釈 1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする。</p>					No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展			RWSP 水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納容器 破損時期	原子炉格納容 器内熱除去 手段	1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×	2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×	3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○	4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×	5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×	6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×	7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○	8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×	9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○	10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×	11	TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×	12	TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×	13	TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○	14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—		15	G	SGTR	中圧			—		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・プラント損傷状態 (PDS) を定義するに当たって着目している属性が異なる ・泊はプラント損傷時点での電源有無を PDS を定義するにあたって着目する属性としていないため、女川にて記載されている※1 については記載していない ・泊と女川で異なる PDS を定義している 【大飯】 ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS についてハッチングや注記にて示している
No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
					RWSP 水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
15	G	SGTR	中圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	プラント損傷 時点での電源有無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TQV	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TQX	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源無 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源有 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	DC 電源有 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源無 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TW	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
AE	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
S1E	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
S2E	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
					RWSP 水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納容器 破損時期	原子炉格納容 器内熱除去 手段																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
11	TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
12	TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
13	TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
15	G	SGTR	中圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.b-4表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>2.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>3.3E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>7.0E-07</td><td>1.1%</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.3E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.3E-05</td><td>66.7%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.9E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-06</td><td>3.5%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.2E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.1E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.1E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>8.6E-06</td><td>13.4%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>9.4E-06</td><td>14.7%</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.2E-07</td><td>0.5%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>6.4E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合	AED	2.4E-09	<0.1%	AEW	3.3E-09	<0.1%	AEI	7.0E-07	1.1%	ALC	1.3E-08	<0.1%	SED	4.3E-05	66.7%	SEW	1.9E-09	<0.1%	SEI	2.2E-06	3.5%	SLW	6.2E-09	<0.1%	SLI	1.1E-08	<0.1%	SLC	4.1E-08	0.1%	TED	8.6E-06	13.4%	TEW	1.4E-09	<0.1%	TEI	9.4E-06	14.7%	V	3.0E-11	<0.1%	G	3.2E-07	0.5%	合計	6.4E-05	100.0%	<p>第4.1.1.b-4表 プラント損傷状態の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQV</td><td>2.9E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TQX</td><td>1.9E-07</td><td>0.3%</td></tr> <tr><td>長期TB</td><td>6.1E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>4.5E-12</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>1.3E-12</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>9.3E-13</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TW</td><td>5.5E-05</td><td>99.7%</td></tr> <tr><td>TC</td><td>3.9E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AE</td><td>4.2E-14</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>3.3E-12</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>5.5E-14</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>2.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合	TQV	2.9E-11	<0.1%	TQX	1.9E-07	0.3%	長期TB	6.1E-11	<0.1%	TBD	4.5E-12	<0.1%	TBU	1.3E-12	<0.1%	TBP	9.3E-13	<0.1%	TW	5.5E-05	99.7%	TC	3.9E-09	<0.1%	AE	4.2E-14	<0.1%	S1E	3.3E-12	<0.1%	S2E	5.5E-14	<0.1%	ISLOCA	2.4E-09	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	<p>第4.1.1.b-5表 プラント損傷状態の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.3E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>6.8E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>4.3E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>2.0E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>2.0E-04</td><td>88.6%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>3.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>1.3E-06</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.7E-07</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>3.7E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>6.2E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-05</td><td>4.8%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.3E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>1.3E-05</td><td>5.7%</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.9E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.3E-04</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合	AED	5.3E-09	<0.1%	AEW	6.8E-08	<0.1%	AEI	4.3E-08	<0.1%	ALC	2.0E-08	<0.1%	SED	2.0E-04	88.6%	SEW	3.4E-09	<0.1%	SEI	1.3E-06	0.6%	SLW	1.7E-07	0.1%	SLI	3.7E-09	<0.1%	SLC	6.2E-08	<0.1%	TED	1.1E-05	4.8%	TEW	1.3E-08	<0.1%	TEI	1.3E-05	5.7%	V	3.0E-11	<0.1%	G	3.9E-07	0.2%	合計	2.3E-04	100.0%	<p>【女川・大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合																																																																																																																																																	
AED	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEW	3.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEI	7.0E-07	1.1%																																																																																																																																																	
ALC	1.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SED	4.3E-05	66.7%																																																																																																																																																	
SEW	1.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SEI	2.2E-06	3.5%																																																																																																																																																	
SLW	6.2E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SLI	1.1E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SLC	4.1E-08	0.1%																																																																																																																																																	
TED	8.6E-06	13.4%																																																																																																																																																	
TEW	1.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
TEI	9.4E-06	14.7%																																																																																																																																																	
V	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
G	3.2E-07	0.5%																																																																																																																																																	
合計	6.4E-05	100.0%																																																																																																																																																	
プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合																																																																																																																																																	
TQV	2.9E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TQX	1.9E-07	0.3%																																																																																																																																																	
長期TB	6.1E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TBD	4.5E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
TBU	1.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
TBP	9.3E-13	<0.1%																																																																																																																																																	
TW	5.5E-05	99.7%																																																																																																																																																	
TC	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AE	4.2E-14	<0.1%																																																																																																																																																	
S1E	3.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
S2E	5.5E-14	<0.1%																																																																																																																																																	
ISLOCA	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
合計	5.5E-05	100%																																																																																																																																																	
プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合																																																																																																																																																	
AED	5.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEW	6.8E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
AEI	4.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
ALC	2.0E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SED	2.0E-04	88.6%																																																																																																																																																	
SEW	3.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SEI	1.3E-06	0.6%																																																																																																																																																	
SLW	1.7E-07	0.1%																																																																																																																																																	
SLI	3.7E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SLC	6.2E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
TED	1.1E-05	4.8%																																																																																																																																																	
TEW	1.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
TEI	1.3E-05	5.7%																																																																																																																																																	
V	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
G	3.9E-07	0.2%																																																																																																																																																	
合計	2.3E-04	100.0%																																																																																																																																																	

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.e-1表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>記号</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td rowspan="2">κ</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>格納容器隔離に失敗する</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ν</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">格納容器破損</td> <td>水蒸気による過圧</td> <td>δ</td> <td>炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>先行破損</td> <td>θ</td> <td>炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ι</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>格納容器貫通部過温</td> <td>τ</td> <td>崩壊熱による格納容器貫通部過温破損</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後期）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>μ</td> <td>溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	第4.1.1.e-1表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>隔離失敗</td> <td>PCV 隔離に失敗する</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">格納容器の物理的破損</td> <td>過圧破損（未臨界確保失敗）</td> <td>未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（崩壊熱除去失敗）</td> <td>崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>シュエアタックによりPCV破損</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（長期冷却失敗）</td> <td>損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素燃焼によるPCV過圧破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	破損形態の解説	格納容器バイパス	隔離失敗	PCV 隔離に失敗する	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器の物理的破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損	溶融物直接接触	シュエアタックによりPCV破損	過温破損	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損	水素燃焼	水素燃焼によるPCV過圧破損	第4.1.1.e-1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>記号</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td rowspan="2">κ</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>原子炉格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ν</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">格納容器破損</td> <td>水蒸気による過圧</td> <td>δ</td> <td>炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>先行破損</td> <td>θ</td> <td>炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ι</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>格納容器貫通部過温</td> <td>τ</td> <td>崩壊熱による格納容器貫通部過温破損</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後期）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>μ</td> <td>溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損	炉外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、抽出された負荷の種類が異なる ■記載方針の相違 ・泊は格納容器破損モードのギリシャ文字での割り当てを記載している
破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説																																																																																																																																					
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する																																																																																																																																					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通																																																																																																																																					
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損																																																																																																																																					
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損																																																																																																																																					
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損																																																																																																																																					
	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損																																																																																																																																					
破損状態	破損形態	破損形態の解説																																																																																																																																						
格納容器バイパス	隔離失敗	PCV 隔離に失敗する																																																																																																																																						
	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																						
格納容器の物理的破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損																																																																																																																																						
	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損																																																																																																																																						
	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損																																																																																																																																						
	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損																																																																																																																																						
	溶融物直接接触	シュエアタックによりPCV破損																																																																																																																																						
	過温破損	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損																																																																																																																																						
	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損																																																																																																																																						
	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損																																																																																																																																						
	水素燃焼	水素燃焼によるPCV過圧破損																																																																																																																																						
	破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説																																																																																																																																				
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通																																																																																																																																					
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損																																																																																																																																					
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損																																																																																																																																					
	炉外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損																																																																																																																																					
格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損																																																																																																																																						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応												【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態 (PDS)、原子炉格納容器の健全性に影響を与える各負荷及び負荷の発生時期が相違している
プラント損傷状態	炉心損傷まで	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降	炉心損傷前	RV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷まで	RV 破損まで	RV 破損直後	
大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ ^{*)}	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(β)	水素燃焼(β)	
小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過圧(δ)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	
トランジェント(T)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	隔離失敗	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S又はTのみ可能性あり)	ベームスマット溶解貫通 (ε)	トランジェント(T)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S又はTのみ可能性あり)	
蒸気発生器伝熱管破損(G)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	蒸気発生器伝熱管破損(G)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	
インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	
第 4.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応												
プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	炉心損傷前	RPV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	
AE	—	—	水蒸気爆発 溶解物直接接触	過圧破損(長期冷却失敗) 過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	AE	—	—	AE	—	—	—	
SIE	—	—	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶解物直接接触	—	SIE	—	—	SIE	—	—	—	
SZE	—	—	格納容器雰囲気直接加熱 溶解物直接接触	—	SZE	—	—	SZE	—	—	—	
TQIV	—	—	格納容器雰囲気直接加熱 溶解物直接接触	—	TQIV	—	—	TQIV	—	—	—	
TQIX	—	—	格納容器雰囲気直接加熱 溶解物直接接触	—	TQIX	—	—	TQIX	—	—	—	
TB	—	—	格納容器雰囲気直接加熱 溶解物直接接触	—	TB	—	—	TB	—	—	—	
TW	過圧破損(崩壊熱除去失敗)	—	—	—	TW	—	—	TW	過圧破損(崩壊熱除去失敗)	—	—	
TC	過圧破損(未臨界確率失敗)	—	—	—	TC	—	—	TC	過圧破損(未臨界確率失敗)	—	—	
ISLOCA	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	—	—	—	ISLOCA	—	—	ISLOCA	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	—	—	
第 4.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応												
プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	
大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ ^{*)}	大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(β)	大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(β)	水素燃焼(β)	
小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過圧(δ)	小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過圧(δ)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	
トランジェント(T)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S/Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	トランジェント(T)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S/Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (μ) (S/Tのみ可能性あり)	
蒸気発生器伝熱管破損(G)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	蒸気発生器伝熱管破損(G)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	2次冷却系から環境へのFP放出(g)	
インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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
破損カテゴリー	対応する破損モード	破損カテゴリー	対応する破損モード	破損カテゴリー	対応する破損モード	
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	
コンクリート侵食	ϵ	コンクリート侵食	ϵ	コンクリート侵食	ϵ	
貫通部過温	τ	貫通部過温	τ	貫通部過温	τ	
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	
格納容器隔離機能喪失	β	格納容器隔離機能喪失	β	格納容器隔離機能喪失	β	
水蒸気爆発 （水蒸気スバイク）	α, η	水蒸気爆発 （水蒸気スバイク）	α, η	水蒸気爆発 （水蒸気スバイク）	α, η	
格納容器雰囲気気直接加熱	σ	格納容器雰囲気気直接加熱	σ	格納容器雰囲気気直接加熱	σ	
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	
格納容器への直接接触	μ	格納容器への直接接触	μ	格納容器への直接接触	μ	
	(注1) 爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。 (注2) 原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。		(注1) 爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。 (注2) 原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。		(注1) 爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。 (注2) 原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。	

【女川】
 ■記載方針の相違
 ・泊は第4.1.1.c-3表にて格納容器負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準について記載している。

第4.1.1.c-3表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-4 表 格納容器破損モードの選定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出</th> <th>格納容器の状態</th> <th>破損モード</th> <th>記号</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">格納容器破損モード分類</td> <td rowspan="3">早期大規模放出</td> <td rowspan="3">格納容器健全</td> <td>格納容器健全</td> <td>φ</td> <td>格納容器が健全に維持されて事故が終息</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>v</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">格納容器物理的破損</td> <td rowspan="7">格納容器隔離失敗</td> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>事故後に格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">早期格納容器破損</td> <td>原子炉容器内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>ο</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>μ</td> <td>格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">後期大規模放出</td> <td rowspan="5">後期格納容器破損</td> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ι</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>τ</td> <td>格納容器貫通部が過温で破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td> <td>δ</td> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td> <td>θ</td> <td>水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損</td> </tr> </tbody> </table>				項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要	格納容器破損モード分類	早期大規模放出	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が終息	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	格納容器物理的破損	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損	原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損	格納容器雰囲気直接加熱	ο	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損	溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損	後期大規模放出	後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通	過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損	<p>第 4.1.1.e-3 表 格納容器破損モードの選定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器の状態</th> <th>格納容器破損モード</th> <th>破損モードの説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">健全性維持</td> <td>RPV 内事故収束</td> <td>損傷炉心は RPV 内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。</td> </tr> <tr> <td>PCV 内事故収束</td> <td>RPV 破損に至るが、損傷炉心は PCV 内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。</td> </tr> <tr> <td>バイパス</td> <td>インターフェイスシステム LOCA</td> <td>格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。</td> </tr> <tr> <td>PCV 隔離失敗</td> <td>隔離失敗</td> <td>事故後に PCV の隔離に失敗するモード。</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">物理的破損</td> <td rowspan="2">PCV 先行破損</td> <td>過圧破損（未臨界確保失敗）</td> <td>原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期に PCV 破損が生じる。</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（崩壊熱除去失敗）</td> <td>炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期に PCV 破損が生じる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心損傷後の PCV 破損</td> <td>水蒸気爆発</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発によって PCV が破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって PCV が破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>溶融炉心により PCV 破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>D/W 貫通部あるいはフランジ部の過温によって PCV 破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（長期冷却失敗）</td> <td>損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサプレッションプール水温が上昇し、PCV 圧力が上昇して破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>コア・コンクリート反応によって圧力容器支持機能が喪失し、PCV 破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素燃焼によって PCV 破損するモード。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え、分類上、格納容器の健全性が維持される場合、バイパスする場合及び PCV 隔離失敗する場合を含めた。</p>				格納容器の状態	格納容器破損モード	破損モードの説明	健全性維持	RPV 内事故収束	損傷炉心は RPV 内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。	PCV 内事故収束	RPV 破損に至るが、損傷炉心は PCV 内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。	バイパス	インターフェイスシステム LOCA	格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。	PCV 隔離失敗	隔離失敗	事故後に PCV の隔離に失敗するモード。	物理的破損	PCV 先行破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期に PCV 破損が生じる。	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期に PCV 破損が生じる。	炉心損傷後の PCV 破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によって PCV が破損するモード。	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によって PCV が破損するモード。	溶融物直接接触	溶融炉心により PCV 破損するモード。	過温破損	D/W 貫通部あるいはフランジ部の過温によって PCV 破損するモード。	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサプレッションプール水温が上昇し、PCV 圧力が上昇して破損するモード。	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応によって圧力容器支持機能が喪失し、PCV 破損するモード。	水素燃焼	水素燃焼によって PCV 破損するモード。	<p>第 4.1.1.e-4 表 格納容器破損モードの選定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器の状態</th> <th>破損モード</th> <th>記号</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器健全</td> <td>格納容器健全</td> <td>φ</td> <td>格納容器が健全に維持されて事故が収束</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステム LOCA</td> <td>v</td> <td>インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>事故後に格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">格納容器物理的破損</td> <td rowspan="2">格納容器先行破損</td> <td>水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td> <td>θ</td> <td>水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷後の格納容器破損</td> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>ο</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>μ</td> <td>格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ι</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>τ</td> <td>格納容器貫通部が過温で破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td> <td>δ</td> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え、分類上、格納容器の健全性が維持される場合、バイパスする場合及び格納容器隔離失敗の場合を含めた。</p>				格納容器の状態	破損モード	記号	概要	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	インターフェイスシステム LOCA	v	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	格納容器物理的破損	格納容器先行破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損	炉心損傷後の格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損	原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損	格納容器雰囲気直接加熱	ο	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損	溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通	過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計の相違により、選定された格納容器破損モードが異なる <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は原子炉格納容器の物理的破損事象を格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類しており、大飯は公衆の防護措置を実施するための時間の観点から早期格納容器破損と後期格納容器破損に分類している ・泊は大規模放出の早期/後期について記載していない
項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要																																																																																																																																																																			
格納容器破損モード分類	早期大規模放出	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が終息																																																																																																																																																																			
			格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																		
				誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																																																		
	インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																					
	格納容器物理的破損	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																																																			
			早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損																																																																																																																																																																		
				水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																		
			水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																			
			原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損																																																																																																																																																																			
			格納容器雰囲気直接加熱	ο	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損																																																																																																																																																																			
溶融物直接接触			μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損																																																																																																																																																																				
後期大規模放出	後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																				
		ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通																																																																																																																																																																				
		過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損																																																																																																																																																																				
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損																																																																																																																																																																				
		水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損																																																																																																																																																																				
格納容器の状態	格納容器破損モード	破損モードの説明																																																																																																																																																																						
健全性維持	RPV 内事故収束	損傷炉心は RPV 内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。																																																																																																																																																																						
	PCV 内事故収束	RPV 破損に至るが、損傷炉心は PCV 内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。																																																																																																																																																																						
バイパス	インターフェイスシステム LOCA	格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。																																																																																																																																																																						
PCV 隔離失敗	隔離失敗	事故後に PCV の隔離に失敗するモード。																																																																																																																																																																						
物理的破損	PCV 先行破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期に PCV 破損が生じる。																																																																																																																																																																					
		過圧破損（崩壊熱除去失敗）	炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期に PCV 破損が生じる。																																																																																																																																																																					
	炉心損傷後の PCV 破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によって PCV が破損するモード。																																																																																																																																																																					
		格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によって PCV が破損するモード。																																																																																																																																																																					
		溶融物直接接触	溶融炉心により PCV 破損するモード。																																																																																																																																																																					
		過温破損	D/W 貫通部あるいはフランジ部の過温によって PCV 破損するモード。																																																																																																																																																																					
		過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサプレッションプール水温が上昇し、PCV 圧力が上昇して破損するモード。																																																																																																																																																																					
コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応によって圧力容器支持機能が喪失し、PCV 破損するモード。																																																																																																																																																																							
水素燃焼	水素燃焼によって PCV 破損するモード。																																																																																																																																																																							
格納容器の状態	破損モード	記号	概要																																																																																																																																																																					
格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束																																																																																																																																																																					
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																																																					
	インターフェイスシステム LOCA	v	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																					
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																																																					
格納容器物理的破損	格納容器先行破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損																																																																																																																																																																				
		原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損																																																																																																																																																																				
	炉心損傷後の格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																				
		水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																				
	原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損																																																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	ο	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損																																																																																																																																																																					
	溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損																																																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ι	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通																																																																																																																																																																					
	過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損																																																																																																																																																																					
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損																																																																																																																																																																						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>物理化学現象</th> <th>発生条件</th> <th>発生後の事故進展</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心冷却失敗</td> <td>・ 安全注入系の喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管クリーブ破損</td> <td>・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)</td> <td>1次冷却系減圧</td> </tr> <tr> <td>バイパス</td> <td>・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)</td> <td>v, g モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>・ 溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧</td> <td>α モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>・ 水素濃度 4vol% 以上, 6vol% 側方, 8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下</td> <td>γ, γ', γ'' モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>RV 破損</td> <td>・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない</td> <td>溶融炉心の原子炉容器外への放出</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出</td> <td>・ RV 破損時に 1次冷却系高圧</td> <td>溶融炉心のキャビティ外への放出</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量</td> <td>・ RWS P 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態</td> <td>溶融炉心とキャビティ水の接触</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>・ RV 破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大</td> <td>η モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>α モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>μ モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器気相部冷却</td> <td>・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象</td> <td>原子炉格納容器圧力上昇抑制</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)</td> <td>ε モードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損</td> <td>・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし</td> <td>ε モードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過圧破損</td> <td>・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成</td> <td>δ, θ モードによる格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>	物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失		配管クリーブ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧	バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v, g モードによる格納容器破損の可能性	炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性	水素燃焼	・ 水素濃度 4vol% 以上, 6vol% 側方, 8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	γ, γ', γ'' モードによる格納容器破損の可能性	RV 破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出	溶融物分散放出	・ RV 破損時に 1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出	キャビティ内水量	・ RWS P 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触	炉外水蒸気爆発	・ RV 破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器破損の可能性	格納容器雰囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	α モードによる格納容器破損の可能性	格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性	格納容器気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制	ベースマット溶融貫通	・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ε モードによる格納容器破損	格納容器過温破損	・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	ε モードによる格納容器破損	格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ, θ モードによる格納容器破損	<p>第 4.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>物理化学現象</th> <th>発生条件</th> <th>発生後の事故進展</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td> <td>S/P 水温の上昇抑制に失敗</td> <td>発生する蒸気によって PCV 圧力がゆっくりと上昇, PCV の過圧破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>未臨界確保失敗時の過圧</td> <td>原子炉停止に失敗</td> <td>発生する蒸気によって PCV 圧力が急速に上昇, PCV の過圧破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>PCV 過温</td> <td>落下デブリへの注水に失敗</td> <td>PCV 貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)</td> <td>3PV が高圧の状態での破損</td> <td>雰囲気ガスが直接加熱加圧されることにより格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発 (PCI)</td> <td>水中へのデブリの落下又はデブリへの注水 (LOCA 時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある)</td> <td>デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応 (MCCI) 継続</td> <td>デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗</td> <td>格納容器下部におけるコンクリート侵食が継続することにより圧力容器支持機能が喪失, 格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>ジェリアタック</td> <td>溶融炉心が格納容器下部から W 床へ広がる格納容器形状</td> <td>溶融炉心が D/W シェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素及び酸素濃度が可燃限界に到達</td> <td>可燃限界に達した場合、水素の燃焼によって PCV 破損に至ることがある。</td> </tr> </tbody> </table>	物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	水蒸気 (崩壊熱) による過圧	S/P 水温の上昇抑制に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力がゆっくりと上昇, PCV の過圧破損に至る。	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力が急速に上昇, PCV の過圧破損に至る。	PCV 過温	落下デブリへの注水に失敗	PCV 貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。	格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	3PV が高圧の状態での破損	雰囲気ガスが直接加熱加圧されることにより格納容器破損に至る。	水蒸気爆発 (PCI)	水中へのデブリの落下又はデブリへの注水 (LOCA 時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある)	デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。	コア・コンクリート反応 (MCCI) 継続	デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗	格納容器下部におけるコンクリート侵食が継続することにより圧力容器支持機能が喪失, 格納容器破損に至る。	ジェリアタック	溶融炉心が格納容器下部から W 床へ広がる格納容器形状	溶融炉心が D/W シェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。	水素燃焼	水素及び酸素濃度が可燃限界に到達	可燃限界に達した場合、水素の燃焼によって PCV 破損に至ることがある。	<p>第 4.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>物理化学現象</th> <th>発生条件</th> <th>発生後の事故進展</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心冷却失敗</td> <td>・ 安全注入系の喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管クリーブ破損</td> <td>・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)</td> <td>1次冷却系減圧</td> </tr> <tr> <td>バイパス</td> <td>・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)</td> <td>v, g モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>・ 溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧</td> <td>α モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>・ 水素濃度 4 vol% 以上, 6 vol% 側方, 8 vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55 vol% 以下</td> <td>γ, γ', γ'' モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>RV 破損</td> <td>・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない</td> <td>溶融炉心の原子炉容器外への放出</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出</td> <td>・ RV 破損時に 1次冷却系高圧</td> <td>溶融炉心のキャビティ外への放出</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量</td> <td>・ RWSP 水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態</td> <td>溶融炉心とキャビティ水の接触</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>・ RV 破損時にデブリが重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大</td> <td>η モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>α モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>μ モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器内気相部冷却</td> <td>・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象</td> <td>原子炉格納容器圧力上昇抑制</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>・ RV 破損 ・ 格納容器内に水なし (不確実性が大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)</td> <td>ε モードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損</td> <td>・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし</td> <td>ε モードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過圧破損</td> <td>・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成</td> <td>δ, θ モードによる格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>	物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失		配管クリーブ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧	バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v, g モードによる格納容器破損の可能性	炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性	水素燃焼	・ 水素濃度 4 vol% 以上, 6 vol% 側方, 8 vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55 vol% 以下	γ, γ', γ'' モードによる格納容器破損の可能性	RV 破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出	溶融物分散放出	・ RV 破損時に 1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出	キャビティ内水量	・ RWSP 水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触	炉外水蒸気爆発	・ RV 破損時にデブリが重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器破損の可能性	格納容器雰囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	α モードによる格納容器破損の可能性	格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性	格納容器内気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制	ベースマット溶融貫通	・ RV 破損 ・ 格納容器内に水なし (不確実性が大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ε モードによる格納容器破損	格納容器過温破損	・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	ε モードによる格納容器破損	格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ, θ モードによる格納容器破損	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・設計の相違により、シビアアクシデント時の物理化学現象の整理が異なる</p>
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展																																																																																																																												
炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失																																																																																																																													
配管クリーブ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧																																																																																																																												
バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v, g モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
水素燃焼	・ 水素濃度 4vol% 以上, 6vol% 側方, 8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	γ, γ', γ'' モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
RV 破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出																																																																																																																												
溶融物分散放出	・ RV 破損時に 1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出																																																																																																																												
キャビティ内水量	・ RWS P 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触																																																																																																																												
炉外水蒸気爆発	・ RV 破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
格納容器雰囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	α モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
格納容器気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制																																																																																																																												
ベースマット溶融貫通	・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ε モードによる格納容器破損																																																																																																																												
格納容器過温破損	・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	ε モードによる格納容器破損																																																																																																																												
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ, θ モードによる格納容器破損																																																																																																																												
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展																																																																																																																												
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	S/P 水温の上昇抑制に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力がゆっくりと上昇, PCV の過圧破損に至る。																																																																																																																												
未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力が急速に上昇, PCV の過圧破損に至る。																																																																																																																												
PCV 過温	落下デブリへの注水に失敗	PCV 貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。																																																																																																																												
格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	3PV が高圧の状態での破損	雰囲気ガスが直接加熱加圧されることにより格納容器破損に至る。																																																																																																																												
水蒸気爆発 (PCI)	水中へのデブリの落下又はデブリへの注水 (LOCA 時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある)	デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。																																																																																																																												
コア・コンクリート反応 (MCCI) 継続	デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗	格納容器下部におけるコンクリート侵食が継続することにより圧力容器支持機能が喪失, 格納容器破損に至る。																																																																																																																												
ジェリアタック	溶融炉心が格納容器下部から W 床へ広がる格納容器形状	溶融炉心が D/W シェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。																																																																																																																												
水素燃焼	水素及び酸素濃度が可燃限界に到達	可燃限界に達した場合、水素の燃焼によって PCV 破損に至ることがある。																																																																																																																												
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展																																																																																																																												
炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失																																																																																																																													
配管クリーブ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧																																																																																																																												
バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v, g モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
水素燃焼	・ 水素濃度 4 vol% 以上, 6 vol% 側方, 8 vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55 vol% 以下	γ, γ', γ'' モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
RV 破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出																																																																																																																												
溶融物分散放出	・ RV 破損時に 1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出																																																																																																																												
キャビティ内水量	・ RWSP 水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触																																																																																																																												
炉外水蒸気爆発	・ RV 破損時にデブリが重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
格納容器雰囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	α モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																												
格納容器内気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制																																																																																																																												
ベースマット溶融貫通	・ RV 破損 ・ 格納容器内に水なし (不確実性が大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ε モードによる格納容器破損																																																																																																																												
格納容器過温破損	・ RV 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	ε モードによる格納容器破損																																																																																																																												
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ, θ モードによる格納容器破損																																																																																																																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>ヘディング</th> <th>記号</th> <th>ヘディングの定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>CV隔離</td> <td>CI</td> <td>事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1次冷却系の圧力状態</td> <td>FD</td> <td>TI-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>バイパス</td> <td>BP</td> <td>格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシナシである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>炉心への注水</td> <td>LR</td> <td>過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>ISX</td> <td>炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB1</td> <td>原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>CV破損</td> <td>OP1</td> <td>原子炉容器破損前に、CV破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>RV破損</td> <td>RV</td> <td>ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>溶融物分散放出</td> <td>RPV</td> <td>RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>キャビティ内水量</td> <td>DC</td> <td>RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>ESX</td> <td>炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>CV直接加熱</td> <td>DCH</td> <td>格納容器周囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB2</td> <td>原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>CV破損</td> <td>OP2</td> <td>原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>CV内気相部冷却</td> <td>NCC</td> <td>原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB3</td> <td>事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>CV破損</td> <td>OP3</td> <td>事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>BM</td> <td>キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>CV過温破損</td> <td>OT</td> <td>原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安である。 (注2) NCCに失敗し、ヘディング17,18,19でCV破損に至らない場合は過圧破損となる。</p>			No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。	2	1次冷却系の圧力状態	FD	TI-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じた場合、失敗とする。	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシナシである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、CV破損が生じた場合、失敗とする。	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	12	CV直接加熱	DCH	格納容器周囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。	19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。	<p>第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>状態</th> <th>ヘディング</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">RPV破損前</td> <td>PCV隔離</td> <td>事故後のPCV隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV破損前AC復旧</td> <td>RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV減圧</td> <td>炉心損傷後、DC電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV注水(低圧ECCS)</td> <td>低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">RPV破損後</td> <td>RPV破損なし</td> <td>上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。</td> </tr> <tr> <td>P/W内水中落下時水蒸気爆発なし</td> <td>格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>減圧失敗時DCHなし</td> <td>RPV高圧破損時に、溶融炉心が微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>シェルアタックなし</td> <td>格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故後期</td> <td>RPV破損後AC復旧</td> <td>RPV破損後、AC電源復旧できなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水(低圧ECCS)</td> <td>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水時水蒸気爆発なし</td> <td>PCVスプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水時MCCI継続なし</td> <td>PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故後期</td> <td>PCV過温破損なし</td> <td>破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはフランジ部が加熱されて破損すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV内除熱長期冷却</td> <td>S/P冷却モード及びPCVスプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。水-フルコニウム反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼なし</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			状態	ヘディング	定義	RPV破損前	PCV隔離	事故後のPCV隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。	RPV破損前AC復旧	RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。	RPV減圧	炉心損傷後、DC電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。	RPV注水(低圧ECCS)	低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。	RPV破損後	RPV破損なし	上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。	P/W内水中落下時水蒸気爆発なし	格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。	減圧失敗時DCHなし	RPV高圧破損時に、溶融炉心が微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。	シェルアタックなし	格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。	事故後期	RPV破損後AC復旧	RPV破損後、AC電源復旧できなかった場合、失敗とする。	PCV注水(低圧ECCS)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。	PCV注水時水蒸気爆発なし	PCVスプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。	PCV注水時MCCI継続なし	PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。	事故後期	PCV過温破損なし	破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはフランジ部が加熱されて破損すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。	PCV内除熱長期冷却	S/P冷却モード及びPCVスプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。水-フルコニウム反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。		水素燃焼なし		<p>第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>ヘディング</th> <th>記号</th> <th>ヘディングの定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>CV隔離</td> <td>CI</td> <td>事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1次冷却系の圧力状態</td> <td>FD</td> <td>TI-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>バイパス</td> <td>BP</td> <td>格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシナシである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>炉心への注水</td> <td>LR</td> <td>過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>ISX</td> <td>炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB1</td> <td>原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>CV破損</td> <td>OP1</td> <td>原子炉容器破損前に、CV破損による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>RV破損</td> <td>RV</td> <td>ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>溶融物分散放出</td> <td>RPV</td> <td>RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>キャビティ内水量</td> <td>DC</td> <td>RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>ESX</td> <td>炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>CV直接加熱</td> <td>DCH</td> <td>格納容器周囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB2</td> <td>原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>CV破損</td> <td>OP2</td> <td>原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>CV内気相部冷却</td> <td>NCC</td> <td>原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB3</td> <td>事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>CV破損</td> <td>OP3</td> <td>事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>BM</td> <td>キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>CV過温破損</td> <td>OT</td> <td>原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安である。 (注2) NCCに失敗し、ヘディング17,18,19でCV破損に至らない場合は過圧破損となる。</p>			No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。	2	1次冷却系の圧力状態	FD	TI-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じた場合、失敗とする。	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシナシである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、CV破損による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	12	CV直接加熱	DCH	格納容器周囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。	19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。	<p>【女川】</p> <p>■設計及び評価方針の相違 ・設計及び評価方針の相違により、選定したヘディングが相違している</p>
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義																																																																																																																																																																																																												
1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
2	1次冷却系の圧力状態	FD	TI-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシナシである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。																																																																																																																																																																																																												
4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、CV破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）																																																																																																																																																																																																												
10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
12	CV直接加熱	DCH	格納容器周囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）																																																																																																																																																																																																												
16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
状態	ヘディング	定義																																																																																																																																																																																																													
RPV破損前	PCV隔離	事故後のPCV隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	RPV破損前AC復旧	RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	RPV減圧	炉心損傷後、DC電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	RPV注水(低圧ECCS)	低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。																																																																																																																																																																																																													
RPV破損後	RPV破損なし	上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。																																																																																																																																																																																																													
	P/W内水中落下時水蒸気爆発なし	格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	減圧失敗時DCHなし	RPV高圧破損時に、溶融炉心が微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	シェルアタックなし	格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
事故後期	RPV破損後AC復旧	RPV破損後、AC電源復旧できなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV注水(低圧ECCS)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV注水時水蒸気爆発なし	PCVスプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV注水時MCCI継続なし	PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
事故後期	PCV過温破損なし	破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはフランジ部が加熱されて破損すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV内除熱長期冷却	S/P冷却モード及びPCVスプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。水-フルコニウム反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	水素燃焼なし																																																																																																																																																																																																														
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義																																																																																																																																																																																																												
1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
2	1次冷却系の圧力状態	FD	TI-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシナシである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。																																																																																																																																																																																																												
4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、CV破損による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）																																																																																																																																																																																																												
10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
12	CV直接加熱	DCH	格納容器周囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）																																																																																																																																																																																																												
16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>PDS</th> <th>PDSごとに選定した事故シーケンス</th> <th>解析実施</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>AED</td><td>大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>2</td><td>AEW</td><td>大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>3</td><td>AEI</td><td>大破断LOCA+ECCS注入失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>4</td><td>ALC</td><td>大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>5</td><td>SED</td><td>小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>6</td><td>SEW</td><td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>7</td><td>SEI</td><td>小破断LOCA+ECCS注入失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>8</td><td>SLW</td><td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>9</td><td>SLI</td><td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>10</td><td>S LC</td><td>小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>11</td><td>TED</td><td>全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>12</td><td>TEW</td><td>全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>13</td><td>TEI</td><td>全給水喪失</td><td>○</td></tr> </tbody> </table>				No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施	1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○	3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○	4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	6	SEW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—	8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—	10	S LC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○	12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—	13	TEI	全給水喪失	○	第4.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>事故シーケンス条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQIV</td> <td>MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でABS手動起動による原子炉減圧→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち低圧炉心損傷シーケンス(TBP)の事象進展も代表させる。</td> </tr> <tr> <td>TQIX</td> <td>MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち高圧炉心損傷シーケンス(TBDやTBU)の事象進展も代表させる。</td> </tr> <tr> <td>長期TB</td> <td>全交流動力電源喪失→RCIC作動→事故後8hでDCバッテリー枯渇・RCIC機能喪失→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>TW</td> <td>MSIV閉鎖を伴う過渡事象、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失→高圧注水系(HPCS、RCIC)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→タービン排気圧高でRCIC停止→格納容器過圧破損、HPCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)</td> </tr> <tr> <td>TC</td> <td>MSIV閉鎖を伴う過渡事象、反応度停止失敗→RPV過圧により1次系破断発生→ECCS(HPCS、LPCS、LPCI)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→格納容器過圧破損、ECCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)</td> </tr> <tr> <td>AE</td> <td>再循環吸込み側配管の完全破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>SIE</td> <td>再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>S2E</td> <td>再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>TQIV(RPV健全)</td> <td>MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でABS手動起動による原子炉減圧→炉心支持板破損直前(注)に低圧注水系(LPCI1台)起動成功</td> </tr> <tr> <td>TQIX(RPV健全)</td> <td>MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心支持板破損直前(注)にABS自動起動+低圧注水系(LPCI1台)起動成功</td> </tr> </tbody> </table> (注)低圧ECCS起動の時期として炉心支持板破損直前の事故後2hとした。		プラント損傷状態	事故シーケンス条件	TQIV	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でABS手動起動による原子炉減圧→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち低圧炉心損傷シーケンス(TBP)の事象進展も代表させる。	TQIX	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち高圧炉心損傷シーケンス(TBDやTBU)の事象進展も代表させる。	長期TB	全交流動力電源喪失→RCIC作動→事故後8hでDCバッテリー枯渇・RCIC機能喪失→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損	TW	MSIV閉鎖を伴う過渡事象、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失→高圧注水系(HPCS、RCIC)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→タービン排気圧高でRCIC停止→格納容器過圧破損、HPCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)	TC	MSIV閉鎖を伴う過渡事象、反応度停止失敗→RPV過圧により1次系破断発生→ECCS(HPCS、LPCS、LPCI)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→格納容器過圧破損、ECCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)	AE	再循環吸込み側配管の完全破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損	SIE	再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損	S2E	再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損	TQIV(RPV健全)	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でABS手動起動による原子炉減圧→炉心支持板破損直前(注)に低圧注水系(LPCI1台)起動成功	TQIX(RPV健全)	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心支持板破損直前(注)にABS自動起動+低圧注水系(LPCI1台)起動成功	第4.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>PDS</th> <th>PDSごとに選定した事故シーケンス</th> <th>解析実施</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>AED</td><td>大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>2</td><td>AEW</td><td>大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>3</td><td>AEI</td><td>大破断LOCA+ECCS注入失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>4</td><td>ALC</td><td>大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>5</td><td>SED</td><td>小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>6</td><td>SEW</td><td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>7</td><td>SEI</td><td>小破断LOCA+ECCS注入失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>8</td><td>SLW</td><td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>9</td><td>SLI</td><td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>10</td><td>S LC</td><td>小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>11</td><td>TED</td><td>全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗</td><td>○</td></tr> <tr><td>12</td><td>TEW</td><td>全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗</td><td>—</td></tr> <tr><td>13</td><td>TEI</td><td>全給水喪失</td><td>○</td></tr> </tbody> </table>				No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施	1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○	3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○	4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	6	SEW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—	8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—	10	S LC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○	12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—	13	TEI	全給水喪失	○	【女川】 ■設計及び評価方針の相違 ・設計及び評価方針の相違により、選定した事故シーケンスが相違している ■記載方針の相違 ・泊は解析対象ではないPDSについても表にリストアップし、解析実施欄にて解析対象か否かを記載している
No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施																																																																																																																																													
1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○																																																																																																																																													
2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○																																																																																																																																													
3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○																																																																																																																																													
4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—																																																																																																																																													
5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○																																																																																																																																													
6	SEW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—																																																																																																																																													
7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—																																																																																																																																													
8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—																																																																																																																																													
9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—																																																																																																																																													
10	S LC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—																																																																																																																																													
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○																																																																																																																																													
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—																																																																																																																																													
13	TEI	全給水喪失	○																																																																																																																																													
プラント損傷状態	事故シーケンス条件																																																																																																																																															
TQIV	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でABS手動起動による原子炉減圧→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち低圧炉心損傷シーケンス(TBP)の事象進展も代表させる。																																																																																																																																															
TQIX	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち高圧炉心損傷シーケンス(TBDやTBU)の事象進展も代表させる。																																																																																																																																															
長期TB	全交流動力電源喪失→RCIC作動→事故後8hでDCバッテリー枯渇・RCIC機能喪失→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損																																																																																																																																															
TW	MSIV閉鎖を伴う過渡事象、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失→高圧注水系(HPCS、RCIC)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→タービン排気圧高でRCIC停止→格納容器過圧破損、HPCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)																																																																																																																																															
TC	MSIV閉鎖を伴う過渡事象、反応度停止失敗→RPV過圧により1次系破断発生→ECCS(HPCS、LPCS、LPCI)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→格納容器過圧破損、ECCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)																																																																																																																																															
AE	再循環吸込み側配管の完全破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損																																																																																																																																															
SIE	再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損																																																																																																																																															
S2E	再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損																																																																																																																																															
TQIV(RPV健全)	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でABS手動起動による原子炉減圧→炉心支持板破損直前(注)に低圧注水系(LPCI1台)起動成功																																																																																																																																															
TQIX(RPV健全)	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心支持板破損直前(注)にABS自動起動+低圧注水系(LPCI1台)起動成功																																																																																																																																															
No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施																																																																																																																																													
1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○																																																																																																																																													
2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○																																																																																																																																													
3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○																																																																																																																																													
4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—																																																																																																																																													
5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○																																																																																																																																													
6	SEW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—																																																																																																																																													
7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—																																																																																																																																													
8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—																																																																																																																																													
9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—																																																																																																																																													
10	S LC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—																																																																																																																																													
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○																																																																																																																																													
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—																																																																																																																																													
13	TEI	全給水喪失	○																																																																																																																																													

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-2 表 解析コードの基本解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心燃料条件</td> <td>55GWd/t ウラン燃料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料 (UO₂) 重量</td> <td>1.02×10⁵ kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>被覆管 (ジルコニウム) 重量</td> <td>2.45×10⁴ kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>平均炉心評価用</td> <td>日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,411×1.02 MWt</td> <td>102%出力運転</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>307.1+2.2 °C</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> <td>60.1×10⁶ kg/h</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管施検率</td> <td>10%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画室分割</td> <td>4 分割</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画全自由体積</td> <td>72900 m³</td> <td>最小評価値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期圧力</td> <td>9.8 kPa[gage]</td> <td>最大値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時 CV 内最高温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ヒートシンク温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時 CV 内最高温度</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク作動基数</td> <td>4 基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04 MPa[gage]</td> <td>最小値</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>26.9 m³基</td> <td>最小値</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4(H25年7月)</p>	項目	条件	備考	炉心燃料条件	55GWd/t ウラン燃料		燃料 (UO ₂) 重量	1.02×10 ⁵ kg		被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.45×10 ⁴ kg		炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1	炉心熱出力	3,411×1.02 MWt	102%出力運転	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差	1次冷却材平均温度	307.1+2.2 °C	設計値+計測誤差	ループ全流量	60.1×10 ⁶ kg/h		蒸気発生器伝熱管施検率	10%		原子炉格納容器区画室分割	4 分割		原子炉格納容器区画全自由体積	72900 m ³	最小評価値	原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値	原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度	原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度	蓄圧タンク作動基数	4 基		蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値	蓄圧タンク保有水量	26.9 m ³ 基	最小値	<p style="text-align: center;">第 4.1.1.e-2 表 基本解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件 (初期値)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>2,436MWt</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)</td> <td>7.03MPa[abs]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>35.6×10⁴t/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)</td> <td>設計値等に基づく現実的な値 (平衡炉心 EOC 燃焼度×1.1)</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル空気体積 (ベント系含む)</td> <td>7,950m³</td> <td>設計仕様値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ体積</td> <td>7,950m³</td> <td>設計仕様値</td> </tr> <tr> <td>S/P 水位</td> <td>3.55m</td> <td>通常運転水位</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力</td> <td>5kPa[gage]</td> <td>通常運転中の代表値</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>D/W: 57°C S/C: 32°C</td> <td>D/W 冷却系の設計仕様値 通常運転中の上限値</td> </tr> <tr> <td>限界圧力</td> <td>(過圧破損条件) 854kPa[gage]</td> <td>格納容器健全性が保てる範囲として設定</td> </tr> <tr> <td>限界温度</td> <td>(過温破損条件) 200°C</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	条件 (初期値)	備考	原子炉熱出力	2,436MWt	定格値	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	7.03MPa[abs]	設計値	炉心流量	35.6×10 ⁴ t/h	設計値	原子炉水位	通常運転水位	設計値	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	設計値等に基づく現実的な値 (平衡炉心 EOC 燃焼度×1.1)	ドライウェル空気体積 (ベント系含む)	7,950m ³	設計仕様値	サブプレッションチェンバ体積	7,950m ³	設計仕様値	S/P 水位	3.55m	通常運転水位	格納容器内圧力	5kPa[gage]	通常運転中の代表値	格納容器内温度	D/W: 57°C S/C: 32°C	D/W 冷却系の設計仕様値 通常運転中の上限値	限界圧力	(過圧破損条件) 854kPa[gage]	格納容器健全性が保てる範囲として設定	限界温度	(過温破損条件) 200°C		<p style="text-align: center;">第 4.1.1.e-2 表 基本解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心燃料条件</td> <td>MOX 装荷炉心燃料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料 (UO₂) 重量</td> <td>8.32×10⁴kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>被覆管 (ジルコニウム) 重量</td> <td>2.00×10⁴kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>平均炉心評価用</td> <td>日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>2,652×1.02MWt</td> <td>102%出力運転</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>302.3+2.2°C</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> <td>45.7×10⁶kg/h</td> <td>100%T.D.F.ベース</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管施検率</td> <td>10%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画室分割</td> <td>5 分割</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画全自由体積</td> <td>67,400m³</td> <td>最小評価値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期圧力</td> <td>9.8kPa[gage]</td> <td>最大値 (保安規定値考慮)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時 CV 内最高温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ヒートシンク温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時 CV 内最高温度</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク作動基数</td> <td>3 基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最小値</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>29.0m³基</td> <td>最小値</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4 (平成 25年7月)</p>	項目	条件	備考	炉心燃料条件	MOX 装荷炉心燃料		燃料 (UO ₂) 重量	8.32×10 ⁴ kg		被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.00×10 ⁴ kg		炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1	炉心熱出力	2,652×1.02MWt	102%出力運転	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差	1次冷却材平均温度	302.3+2.2°C	設計値+計測誤差	ループ全流量	45.7×10 ⁶ kg/h	100%T.D.F.ベース	蒸気発生器伝熱管施検率	10%		原子炉格納容器区画室分割	5 分割		原子炉格納容器区画全自由体積	67,400m ³	最小評価値	原子炉格納容器初期圧力	9.8kPa[gage]	最大値 (保安規定値考慮)	原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度	原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度	蓄圧タンク作動基数	3 基		蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]	最小値	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ 基	最小値	<p>【女川・大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計の相違により、解析条件が相違している
項目	条件	備考																																																																																																																																																				
炉心燃料条件	55GWd/t ウラン燃料																																																																																																																																																					
燃料 (UO ₂) 重量	1.02×10 ⁵ kg																																																																																																																																																					
被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.45×10 ⁴ kg																																																																																																																																																					
炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1																																																																																																																																																				
炉心熱出力	3,411×1.02 MWt	102%出力運転																																																																																																																																																				
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
1次冷却材平均温度	307.1+2.2 °C	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
ループ全流量	60.1×10 ⁶ kg/h																																																																																																																																																					
蒸気発生器伝熱管施検率	10%																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画室分割	4 分割																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画全自由体積	72900 m ³	最小評価値																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度																																																																																																																																																				
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度																																																																																																																																																				
蓄圧タンク作動基数	4 基																																																																																																																																																					
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値																																																																																																																																																				
蓄圧タンク保有水量	26.9 m ³ 基	最小値																																																																																																																																																				
項目	条件 (初期値)	備考																																																																																																																																																				
原子炉熱出力	2,436MWt	定格値																																																																																																																																																				
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	7.03MPa[abs]	設計値																																																																																																																																																				
炉心流量	35.6×10 ⁴ t/h	設計値																																																																																																																																																				
原子炉水位	通常運転水位	設計値																																																																																																																																																				
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	設計値等に基づく現実的な値 (平衡炉心 EOC 燃焼度×1.1)																																																																																																																																																				
ドライウェル空気体積 (ベント系含む)	7,950m ³	設計仕様値																																																																																																																																																				
サブプレッションチェンバ体積	7,950m ³	設計仕様値																																																																																																																																																				
S/P 水位	3.55m	通常運転水位																																																																																																																																																				
格納容器内圧力	5kPa[gage]	通常運転中の代表値																																																																																																																																																				
格納容器内温度	D/W: 57°C S/C: 32°C	D/W 冷却系の設計仕様値 通常運転中の上限値																																																																																																																																																				
限界圧力	(過圧破損条件) 854kPa[gage]	格納容器健全性が保てる範囲として設定																																																																																																																																																				
限界温度	(過温破損条件) 200°C																																																																																																																																																					
項目	条件	備考																																																																																																																																																				
炉心燃料条件	MOX 装荷炉心燃料																																																																																																																																																					
燃料 (UO ₂) 重量	8.32×10 ⁴ kg																																																																																																																																																					
被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.00×10 ⁴ kg																																																																																																																																																					
炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1																																																																																																																																																				
炉心熱出力	2,652×1.02MWt	102%出力運転																																																																																																																																																				
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
1次冷却材平均温度	302.3+2.2°C	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
ループ全流量	45.7×10 ⁶ kg/h	100%T.D.F.ベース																																																																																																																																																				
蒸気発生器伝熱管施検率	10%																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画室分割	5 分割																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画全自由体積	67,400m ³	最小評価値																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期圧力	9.8kPa[gage]	最大値 (保安規定値考慮)																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度																																																																																																																																																				
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時 CV 内最高温度																																																																																																																																																				
蓄圧タンク作動基数	3 基																																																																																																																																																					
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]	最小値																																																																																																																																																				
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ 基	最小値																																																																																																																																																				

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件										第 4.1.1.e-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件										第 4.1.1.e-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件						<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態（PDS）や期待する緩和設備が相違している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・泊と大飯でループ数が相違しており、機器数が相違している 				
PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再循環	補助給水	PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	原子炉隔離時冷却系	自動減圧系	高圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系	低圧注水系	PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入		高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水
AED	ホットレグ完全同端破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	TQIV (MSIV全閉)	○	○	○	○	×	○	×	×	×	×	AED	ホットレグ完全同端破断	不動作	不動作	3基		不動作	不動作	不動作	作動
AEW	ホットレグ完全同端破断	2系統	2系統	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	TQIX (MSIV全閉)	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	AEW	ホットレグ完全同端破断	2系統	3基	2系統		不動作	不動作	不動作	作動
AEI	ホットレグ完全同端破断	不動作	不動作	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	長期TB	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	AEI	ホットレグ完全同端破断	不動作	3基	2系統		不動作	不動作	不動作	作動
SED	ホットレグ2inch破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	TW	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×	SED	ホットレグ2inch破断	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	不動作	作動
TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	TC	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	TED	全交流動力電源喪失	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	不動作	不動作
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	不動作	AE	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	TEI	全給水喪失	不動作	3基	2系統		不動作	不動作	2系統	不動作
○：作動、×：不動作										○：作動、×：不動作																				

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.5秒</td><td>0.5秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>50秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.5秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>13秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>11秒</td><td>31秒</td><td>11秒</td><td>1.5時間</td><td>4.3時間</td><td>2.6時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>3.5時間</td><td>4.3時間</td><td>2.6時間</td></tr> <tr><td>ラフチャーディスタク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.9時間</td><td>33分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>6.6秒</td><td>7.6秒</td><td>—</td><td>—</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>再循環切替</td><td>—</td><td>—</td><td>33分</td><td>—</td><td>—</td><td>2.2時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>26分</td><td>6.8分</td><td>53分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>13分</td><td>37分</td><td>15分</td><td>1.2時間</td><td>2.6時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>21分</td><td>47分</td><td>27分</td><td>1.4時間</td><td>3.1時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融・心移動開始</td><td>37分</td><td>1.5時間</td><td>1.1時間</td><td>2.4時間</td><td>4.2時間</td><td>2.5時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達*</td><td>1.4時間</td><td>2.3時間</td><td>1.4時間</td><td>3.5時間</td><td>4.2時間</td><td>2.5時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達**</td><td>4.6時間</td><td>10時間</td><td>—</td><td>5.6時間</td><td>8.9時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>2PRA格納容器最高使用圧力の2倍到達*</td><td>21時間</td><td>23時間</td><td>—</td><td>28時間</td><td>36時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器周囲気温度200℃到達*</td><td>32時間</td><td>—</td><td>—</td><td>37時間</td><td>52時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>境界圧力到達*</td><td>39時間</td><td>34時間</td><td>—</td><td>49時間</td><td>58時間</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力2PRA到達時間を格納容器最高使用圧力到達時間とする。 *2：格納容器周囲気温度200℃到達時間を格納容器最高使用圧力到達時間とする。 *3：平成6年度AMT技術ベース報告書（大飯3号炉）にて評価した境界圧力11.6MPaでの値とする。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	50秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.5秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	13秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	11秒	31秒	11秒	1.5時間	4.3時間	2.6時間	蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	3.5時間	4.3時間	2.6時間	ラフチャーディスタク破損	—	—	—	—	1.9時間	33分	格納容器スプレイ作動	—	6.6秒	7.6秒	—	—	1.6時間	再循環切替	—	—	33分	—	—	2.2時間	炉心露出	5.6分	26分	6.8分	53分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	13分	37分	15分	1.2時間	2.6時間	1.3時間	炉心溶融開始	21分	47分	27分	1.4時間	3.1時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融・心移動開始	37分	1.5時間	1.1時間	2.4時間	4.2時間	2.5時間	格納容器最高使用圧力の2倍到達*	1.4時間	2.3時間	1.4時間	3.5時間	4.2時間	2.5時間	格納容器最高使用圧力の2倍到達**	4.6時間	10時間	—	5.6時間	8.9時間	—	2PRA格納容器最高使用圧力の2倍到達*	21時間	23時間	—	28時間	36時間	—	格納容器周囲気温度200℃到達*	32時間	—	—	37時間	52時間	—	境界圧力到達*	39時間	34時間	—	49時間	58時間	—	<p>第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.4秒</td><td>0.4秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>46秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.4秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>11秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>9.4秒</td><td>9.4秒</td><td>9.5秒</td><td>1.2時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.4分</td><td>1.1分</td><td>1.4分</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>ラフチャーディスタク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.7時間</td><td>35分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>3.8秒</td><td>3.8秒</td><td>—</td><td>—</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>再循環切替</td><td>—</td><td>—</td><td>34分</td><td>—</td><td>—</td><td>3.6時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>27分</td><td>5.5分</td><td>42分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>11分</td><td>36分</td><td>11分</td><td>54分</td><td>2.5時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>19分</td><td>45分</td><td>19分</td><td>1.1時間</td><td>3.0時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融・心移動開始</td><td>55分</td><td>1.5時間</td><td>55分</td><td>2.0時間</td><td>4.6時間</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達</td><td>1.6時間</td><td>2.8時間</td><td>1.6時間</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>2PRA（格納容器最高使用圧力の2倍）到達*</td><td>2.2時間</td><td>5.9時間</td><td>—</td><td>4.1時間</td><td>6.3時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器周囲気温度200℃到達**</td><td>9.5時間</td><td>14時間</td><td>—</td><td>13時間</td><td>16時間</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力2PRA到達時間を格納容器最高使用圧力到達時間とする。 *2：格納容器周囲気温度200℃到達時間を格納容器最高使用圧力到達時間とする。</p> <p>中欄みの内容は調査機要の観点から公開できません。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間	蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間	ラフチャーディスタク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分	格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間	再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間	炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間	炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融・心移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間	格納容器最高使用圧力の2倍到達	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間	2PRA（格納容器最高使用圧力の2倍）到達*	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—	格納容器周囲気温度200℃到達**	9.5時間	14時間	—	13時間	16時間	—	<p>第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.4秒</td><td>0.4秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>46秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.4秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>11秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>9.4秒</td><td>9.4秒</td><td>9.5秒</td><td>1.2時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.4分</td><td>1.1分</td><td>1.4分</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>ラフチャーディスタク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.7時間</td><td>35分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>3.8秒</td><td>3.8秒</td><td>—</td><td>—</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>再循環切替</td><td>—</td><td>—</td><td>34分</td><td>—</td><td>—</td><td>3.6時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>27分</td><td>5.5分</td><td>42分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>11分</td><td>36分</td><td>11分</td><td>54分</td><td>2.5時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>19分</td><td>45分</td><td>19分</td><td>1.1時間</td><td>3.0時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融・心移動開始</td><td>55分</td><td>1.5時間</td><td>55分</td><td>2.0時間</td><td>4.6時間</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達</td><td>1.6時間</td><td>2.8時間</td><td>1.6時間</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>2PRA（格納容器最高使用圧力の2倍）到達*</td><td>2.2時間</td><td>5.9時間</td><td>—</td><td>4.1時間</td><td>6.3時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器周囲気温度200℃到達**</td><td>9.5時間</td><td>14時間</td><td>—</td><td>13時間</td><td>16時間</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力2PRA到達時間を格納容器最高使用圧力到達時間とする。 *2：格納容器周囲気温度200℃到達時間を格納容器最高使用圧力到達時間とする。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間	蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間	ラフチャーディスタク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分	格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間	再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間	炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間	炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融・心移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間	格納容器最高使用圧力の2倍到達	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間	2PRA（格納容器最高使用圧力の2倍）到達*	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—	格納容器周囲気温度200℃到達**	9.5時間	14時間	—	13時間	16時間	—	<p>【女川・大飯】 ■個別評価による相違</p>
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
原子炉トリップ	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	50秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
高圧注入系作動	—	0.5秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
低圧注入系作動	—	13秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
蓄圧注入作動	11秒	31秒	11秒	1.5時間	4.3時間	2.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	3.5時間	4.3時間	2.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ラフチャーディスタク破損	—	—	—	—	1.9時間	33分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器スプレイ作動	—	6.6秒	7.6秒	—	—	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
再循環切替	—	—	33分	—	—	2.2時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉心露出	5.6分	26分	6.8分	53分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
被覆管破損	13分	37分	15分	1.2時間	2.6時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉心溶融開始	21分	47分	27分	1.4時間	3.1時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
下部ヘッドへの溶融・心移動開始	37分	1.5時間	1.1時間	2.4時間	4.2時間	2.5時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器最高使用圧力の2倍到達*	1.4時間	2.3時間	1.4時間	3.5時間	4.2時間	2.5時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器最高使用圧力の2倍到達**	4.6時間	10時間	—	5.6時間	8.9時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
2PRA格納容器最高使用圧力の2倍到達*	21時間	23時間	—	28時間	36時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器周囲気温度200℃到達*	32時間	—	—	37時間	52時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
境界圧力到達*	39時間	34時間	—	49時間	58時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ラフチャーディスタク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
下部ヘッドへの溶融・心移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器最高使用圧力の2倍到達	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
2PRA（格納容器最高使用圧力の2倍）到達*	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器周囲気温度200℃到達**	9.5時間	14時間	—	13時間	16時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ラフチャーディスタク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
下部ヘッドへの溶融・心移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器最高使用圧力の2倍到達	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
2PRA（格納容器最高使用圧力の2倍）到達*	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器周囲気温度200℃到達**	9.5時間	14時間	—	13時間	16時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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4.1.1.e-5表 緩和操作に対する時間余裕の検討結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>検討箇所</th> <th>ヘブライズ</th> <th>タイミング</th> <th>適用パーセンテージ</th> <th>緩和時間余裕との関係*</th> <th>相違内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心冷却</td> <td>炉心減衰 炉心注水(炉心注水)</td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内停炉後</td> <td>PVT炉内減衰系 炉内注水(炉内注水)</td> <td>炉内停炉後から 炉内注水(炉内注水)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電源確保</td> <td>炉内停炉後</td> <td>炉内停炉後から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源確保</td> <td>炉内停炉後から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">(注) 炉内及び炉外シーケンスの代表としてTQIX及びTQIVを想定</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>特記事項の内容は図表掲載の観点から公開できません。</p> </div>	検討箇所	ヘブライズ	タイミング	適用パーセンテージ	緩和時間余裕との関係*	相違内容	炉心冷却	炉心減衰 炉心注水(炉心注水)	事故発生から				炉内停炉後	PVT炉内減衰系 炉内注水(炉内注水)	炉内停炉後から 炉内注水(炉内注水)				電源確保	炉内停炉後	炉内停炉後から				電源確保	炉内停炉後から					<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない
検討箇所	ヘブライズ	タイミング	適用パーセンテージ	緩和時間余裕との関係*	相違内容																											
炉心冷却	炉心減衰 炉心注水(炉心注水)	事故発生から																														
炉内停炉後	PVT炉内減衰系 炉内注水(炉内注水)	炉内停炉後から 炉内注水(炉内注水)																														
電源確保	炉内停炉後	炉内停炉後から																														
	電源確保	炉内停炉後から																														

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一覧について
別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象PRA 4.1.1 出力運転時PRA

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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2.1.1.e-5表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損後（30分）			原子炉容器破損後後期 ^{※1}					
	1次冷却材圧力 (MPa/gage)	原子炉下部キャビティ内水量 (t)	格納容器雰囲気温度 (°C)	原子炉下部キャビティ浸食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト ^{75%} 補正水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト ^{75%} 補正水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト ^{75%} 補正水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)		
AED	0.2	32.5	189.1	1.9	2.4	53.8	5.7	2.0	63.9	4.5	6.3	75.4	6.3
AEW	0.1	341.9	169.3	0.0	4.1	27.5	8.7	3.4	43.9	6.8	1.2	81.6	2.3
AEI	0.0	343.1	-	-	3.9	13.9	11.7	4.2	21.3	10.7	4.9	8.2	12.4
SED	2.4	1.4	191.6	1.7	3.4	53.1	5.6	2.7	64.2	4.4	5.8	75.9	5.8
TED	17.2	1.1	200.0	1.6	4.6	51.4	6.1	4.4	56.8	5.1	6.4	73.4	6.4
TEI	15.6	345.0	-	-	7.1	40.7	8.9	11.0	15.2	11.4	12.1	7.4	12.4

※1：AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点（20～30時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後120時間の値。

※2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量を含む。ただし、AED、SED、TEDにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心ジルコニウム量の75%を上回るようになることから、補正を行っていない。

第4.1.1.e-5表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損後（30分）			原子炉容器破損後後期 ^{※1}					
	1次冷却材圧力 (MPa/gage)	原子炉下部キャビティ内水量 (t)	格納容器雰囲気温度 (°C)	原子炉下部キャビティ浸食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト ^{75%} 補正水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト ^{75%} 補正水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト ^{75%} 補正水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)		
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8
AEI	0.1	169.4	-	-	4.2	18.6	8.7	4.1	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEI	15.6	41.8	-	-	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

※1 AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点（10時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後72時間の値。

※2 発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量を含む。ただし、TEDにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回るようになることから、補正を行っていない。

【女川】
■評価方針の相違
・泊は事故進展解析にて物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価している
【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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 2.1.1.e6 表 事故進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 95%; margin: 10px auto;"></div> <p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small;">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ありません。</p>		<p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 4.1.1.e6 表 事故進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 95%; margin: 10px auto;"></div> <p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small;">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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川は事故進展解析を実施していない PDS の分岐の設定について本文中に記載している。

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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="241 263 510 284">第2.1.1.f-1表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div data-bbox="114 288 674 515" style="border: 2px solid black; height: 140px; width: 250px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="315 547 651 564">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 data-bbox="1451 276 1765 296">第4.1.1.f-1表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div data-bbox="1323 317 1901 480" style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 258px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1464 507 1888 528">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="1921 212 1980 233">【女川】</p> <p data-bbox="1921 245 2056 266">■評価手法の相違</p> <p data-bbox="1921 279 2141 571">・泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700 手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化する手法を採用しており、女川は ROAM 手法等を用いて分岐確率を設定している</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP1)</td> <td></td> <td></td> <td>水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損 (RV)</td> <td></td> <td></td> <td>TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出 (RPV)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおおよそ 2.0MPa(gage)以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量 (DC)</td> <td></td> <td></td> <td>(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>特開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>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。	格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。	原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。	溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおおよそ 2.0MPa(gage)以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。	キャビティ内水量 (DC)			(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。	<p>第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP1)</td> <td></td> <td></td> <td>水素濃度10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損 (RV)</td> <td></td> <td></td> <td>TMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出 (RPV)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおおよそ 2.0MPa (gage) 以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量 (DC)</td> <td></td> <td></td> <td>(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。	格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。	原子炉容器破損 (RV)			TMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。	溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおおよそ 2.0MPa (gage) 以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。	キャビティ内水量 (DC)			(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価手法の相違 ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している 	
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。																																																
格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。																																																
原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。																																																
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおおよそ 2.0MPa(gage)以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。																																																
キャビティ内水量 (DC)			(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。																																																
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。																																																
格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。																																																
原子炉容器破損 (RV)			TMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。																																																
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおおよそ 2.0MPa (gage) 以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。																																																
キャビティ内水量 (DC)			(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。																																																

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉外水蒸気爆発 (ESX)</td> <td></td> <td></td> <td>実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接加熱 (DCH)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。</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。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。	格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。	原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。	格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。		<p>第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉外水蒸気爆発 (ESX)</td> <td></td> <td></td> <td>実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接加熱 (DCH)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>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>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。	格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。	原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。	格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。	<p>【女川】 ■評価手法の相違 ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している</p>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																								
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。																																								
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。																																								
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。																																								
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。																																								
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																								
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。																																								
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。																																								
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。																																								
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。																																								

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.F-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内気相部冷却 (NCC)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器内気相部冷却 (NCC)			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。	原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。	格納容器破損 (OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。		<p>第4.1.1.F-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内気相部冷却 (NCC)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器内気相部冷却 (NCC)			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。	原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。	格納容器破損 (OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。	<p>【女川】 ■評価手法の相違 ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している</p>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																
格納容器内気相部冷却 (NCC)			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。																																
原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。																																
格納容器破損 (OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。																																
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																
格納容器内気相部冷却 (NCC)			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。																																
原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。																																
格納容器破損 (OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。																																
<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>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>																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通 (DM)</td> <td></td> <td></td> <td>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損 (OT)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。</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。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。	格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。	<p>第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通 (BM)</td> <td></td> <td></td> <td>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損 (OT)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>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>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	ベースマツト溶融貫通 (BM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。	格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価手法の相違 ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している 	
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																								
ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。																								
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。																								
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																								
ベースマツト溶融貫通 (BM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。																								
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。																								

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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="705 486 734 1013">第4.1.1.1.1.2表 緩相操作に関する格納容器イベントツートップリー分岐確率の設定</p> <table border="1" data-bbox="761 383 1205 1125"> <thead> <tr> <th data-bbox="766 1013 801 1125">ヘディング</th> <th data-bbox="766 917 801 1013">喪失確率</th> <th data-bbox="766 837 801 917">適用シーケンス</th> <th data-bbox="766 383 801 837">評価方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="801 1013 837 1125">RPV減圧</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="837 1013 873 1125">RPV注水</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="873 1013 931 1125">PCV注水 (D/M)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="931 1013 990 1125">PCV内換熱器断片項</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="990 1013 1070 1125">RPV破損跡AC復旧</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1070 1013 1128 1125">RPV破損跡AC復旧</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 1013 1205 1125">PCV閉鎖</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1209 383 1254 1125">※ RiskSpectrum/PSAでは分岐確率が直接出力されないので、レベル1PRAとの関連性（各緩和手段の使用可否等）を考慮していない欄を示す。</p> <p data-bbox="1258 343 1288 662">枠組みの内容は招集検査の観点から公開できません。</p>	ヘディング	喪失確率	適用シーケンス	評価方法	RPV減圧				RPV注水				PCV注水 (D/M)				PCV内換熱器断片項				RPV破損跡AC復旧				RPV破損跡AC復旧				PCV閉鎖					<p data-bbox="1926 207 1982 231">【女川】</p> <ul data-bbox="1926 239 2139 375" style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない
ヘディング	喪失確率	適用シーケンス	評価方法																																
RPV減圧																																			
RPV注水																																			
PCV注水 (D/M)																																			
PCV内換熱器断片項																																			
RPV破損跡AC復旧																																			
RPV破損跡AC復旧																																			
PCV閉鎖																																			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>第 2.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>割合* (%)</th> <th>条件付き格納容器破損確率</th> <th>格納容器破損頻度 (／炉年)</th> <th>割合* (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>2.4E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>2.4E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>3.3E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>3.3E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>7.0E-07</td><td>1.1</td><td>0.02</td><td>1.7E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.3E-08</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>1.3E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.3E-05</td><td>66.7</td><td>1.00</td><td>4.3E-05</td><td>81.3</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.9E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>1.9E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-06</td><td>3.5</td><td>0.01</td><td>3.2E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.2E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>6.2E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.1E-08</td><td><0.1</td><td>0.01</td><td>1.6E-10</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.1E-08</td><td>0.1</td><td>1.00</td><td>4.1E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>TED</td><td>8.6E-06</td><td>13.4</td><td>1.00</td><td>8.6E-06</td><td>16.3</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.4E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>1.4E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>9.4E-06</td><td>14.7</td><td>0.09</td><td>8.4E-07</td><td>1.6</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>3.0E-11</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.2E-07</td><td>0.5</td><td>1.00</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>合計</td><td>6.4E-05</td><td>100.0</td><td>0.82</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table> <p>※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスは以下のとおり</p> <p>SED： 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA TED： 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 TEI： 主給水流量喪失+補助給水失敗</p> <p>第 4.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>条件付き格納容器破損確率 (—)</th> <th>格納容器破損頻度 (／炉年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQIV</td><td>2.9E-11</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>2.9E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TQIX</td><td>1.9E-07</td><td>0.3%</td><td>0.01</td><td>2.2E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>長期TB</td><td>6.1E-11</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>6.1E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>4.5E-12</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>4.5E-12</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>1.3E-12</td><td><0.1%</td><td>0.51</td><td>6.9E-13</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>9.3E-13</td><td><0.1%</td><td>0.51</td><td>4.7E-13</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TW</td><td>5.5E-05</td><td>99.7%</td><td>1.00</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> <tr><td>TC</td><td>3.9E-09</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>3.9E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AE</td><td>4.2E-14</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>4.2E-14</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>3.3E-12</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>3.3E-12</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>5.5E-14</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>5.5E-14</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>IS/LOCA</td><td>2.4E-09</td><td><0.1%</td><td>1.00</td><td>2.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td><td>1.00</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合* (%)	AED	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1	AEW	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1	AEI	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1	ALC	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1	SED	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3	SEW	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1	SEI	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1	SLW	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1	SLI	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1	SLC	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1	TED	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3	TEW	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1	TEI	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6	V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0	G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6	合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	100.0	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合 (%)	条件付き格納容器破損確率 (—)	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)	TQIV	2.9E-11	<0.1%	1.00	2.9E-11	<0.1%	TQIX	1.9E-07	0.3%	0.01	2.2E-09	<0.1%	長期TB	6.1E-11	<0.1%	1.00	6.1E-11	<0.1%	TBD	4.5E-12	<0.1%	1.00	4.5E-12	<0.1%	TBU	1.3E-12	<0.1%	0.51	6.9E-13	<0.1%	TBP	9.3E-13	<0.1%	0.51	4.7E-13	<0.1%	TW	5.5E-05	99.7%	1.00	5.5E-05	100%	TC	3.9E-09	<0.1%	1.00	3.9E-09	<0.1%	AE	4.2E-14	<0.1%	1.00	4.2E-14	<0.1%	S1E	3.3E-12	<0.1%	1.00	3.3E-12	<0.1%	S2E	5.5E-14	<0.1%	1.00	5.5E-14	<0.1%	IS/LOCA	2.4E-09	<0.1%	1.00	2.4E-09	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	1.00	5.5E-05	100%	<p>第 4.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>割合* (%)</th> <th>条件付き格納容器破損確率</th> <th>格納容器破損頻度 (／炉年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.3E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>5.3E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>6.8E-08</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>6.8E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>4.3E-08</td><td><0.1</td><td>0.02</td><td>8.7E-10</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SED</td><td>2.0E-04</td><td>88.6</td><td>1.00</td><td>2.0E-04</td><td>94.1</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>3.4E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>3.4E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>1.3E-06</td><td>0.6</td><td>0.01</td><td>7.3E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.7E-07</td><td>0.1</td><td>1.00</td><td>1.7E-07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>3.7E-09</td><td><0.1</td><td>0.01</td><td>2.1E-11</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>6.2E-08</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>6.2E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-05</td><td>4.8</td><td>1.00</td><td>1.1E-05</td><td>5.1</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.3E-08</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>1.3E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>1.3E-05</td><td>5.7</td><td>0.08</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td><td>1.00</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.9E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td><td>3.9E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.3E-04</td><td>100.0</td><td>0.94</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table> <p>※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスは以下のとおり</p> <p>SED： 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA TED： 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 TEI： 手動停止+補助給水失敗</p>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)	AED	5.3E-09	<0.1	1.00	5.3E-09	<0.1	AEW	6.8E-08	<0.1	1.00	6.8E-08	<0.1	AEI	4.3E-08	<0.1	0.02	8.7E-10	<0.1	ALC	2.0E-08	<0.1	1.00	2.0E-08	<0.1	SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1	SEW	3.4E-09	<0.1	1.00	3.4E-09	<0.1	SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	<0.1	SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1	SLI	3.7E-09	<0.1	0.01	2.1E-11	<0.1	SLC	6.2E-08	<0.1	1.00	6.2E-08	<0.1	TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1	TEW	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1	TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5	V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1	G	3.9E-07	0.2	1.00	3.9E-07	0.2	合計	2.3E-04	100.0	0.94	2.1E-04	100.0	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・泊は炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスについて記載している 【大飯】 ■ 個別評価による相違 ■ 記載箇所の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は第4.1.1.f-2図及び第4.1.1.f-3図にてプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の円グラフを記載している
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合* (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AED	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AEW	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AEI	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
ALC	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SED	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SEW	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SEI	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SLW	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SLI	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SLC	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TED	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TEW	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TEI	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6																																																																																																																																																																																																																																																																																													
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0																																																																																																																																																																																																																																																																																													
G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																													
合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																													
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合 (%)	条件付き格納容器破損確率 (—)	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TQIV	2.9E-11	<0.1%	1.00	2.9E-11	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TQIX	1.9E-07	0.3%	0.01	2.2E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
長期TB	6.1E-11	<0.1%	1.00	6.1E-11	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TBD	4.5E-12	<0.1%	1.00	4.5E-12	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TBU	1.3E-12	<0.1%	0.51	6.9E-13	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TBP	9.3E-13	<0.1%	0.51	4.7E-13	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TW	5.5E-05	99.7%	1.00	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TC	3.9E-09	<0.1%	1.00	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AE	4.2E-14	<0.1%	1.00	4.2E-14	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
S1E	3.3E-12	<0.1%	1.00	3.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
S2E	5.5E-14	<0.1%	1.00	5.5E-14	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
IS/LOCA	2.4E-09	<0.1%	1.00	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
合計	5.5E-05	100%	1.00	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AED	5.3E-09	<0.1	1.00	5.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AEW	6.8E-08	<0.1	1.00	6.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
AEI	4.3E-08	<0.1	0.02	8.7E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
ALC	2.0E-08	<0.1	1.00	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SEW	3.4E-09	<0.1	1.00	3.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SLI	3.7E-09	<0.1	0.01	2.1E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
SLC	6.2E-08	<0.1	1.00	6.2E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TEW	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																													
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																													
G	3.9E-07	0.2	1.00	3.9E-07	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																													
合計	2.3E-04	100.0	0.94	2.1E-04	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																													

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損モード別</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>2.7E-10</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>9.4E-08</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>1.5E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>4.2E-05</td><td>80.3%</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.3E-06</td><td>2.5%</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>5.4E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>7.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>ο (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>4.7E-07</td><td>0.9%</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステム LOCA)</td><td>3.0E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>5.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>7.6E-06</td><td>14.4%</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>4.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td colspan="3">カテゴリ別</td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>4.2E-05</td><td>80.4%</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.3E-06</td><td>2.5%</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>0.1E-07</td><td>1.9%</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>1.1E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>8.7E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>7.6E-06</td><td>14.4%</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>4.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>4.7E-07</td><td>0.9%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%	β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5%	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%	ο (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%	ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1%	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%	τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%	μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%	カテゴリ別			水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4%	コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%	漏えい箇所の隔離機能喪失	0.1E-07	1.9%	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%	格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%	水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%	貫通部過温	7.6E-06	14.4%	格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%	格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%	合計	5.3E-05	100.0%	<p>第 4.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>過温破損</td><td>9.4E-13</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (長期冷却失敗)</td><td>1.3E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (崩壊熱除去失敗)</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (未臨界確保失敗)</td><td>3.9E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.0E-15</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応継続</td><td>1.1E-10</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>溶融物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステム LOCA</td><td>2.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>隔離失敗</td><td>9.4E-10</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合	過温破損	9.4E-13	<0.1%	過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	<0.1%	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	100%	過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	<0.1%	格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0%	水蒸気爆発	5.0E-15	<0.1%	コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	<0.1%	水素燃焼	0.0E+00	0%	溶融物直接接触	0.0E+00	0%	インターフェイスシステム LOCA	2.4E-09	<0.1%	隔離失敗	9.4E-10	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	<p>第 4.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損モード別</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.7E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>3.5E-10</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>3.3E-10</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>6.7E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>2.0E-04</td><td>96.4</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>8.2E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>1.3E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ο (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステム LOCA)</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td colspan="3">カテゴリ別</td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>2.1E-04</td><td>96.5</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>6.8E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>3.0E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	ο (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	カテゴリ別			水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	貫通部過温	2.0E-06	0.9	格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	合計	2.1E-04	100.0	<p>【女川・大飯】 ■個別評価による相違</p>
破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																																																																				
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%																																																																																																																																																																																																				
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%																																																																																																																																																																																																				
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%																																																																																																																																																																																																				
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5%																																																																																																																																																																																																				
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%																																																																																																																																																																																																				
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
ο (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%																																																																																																																																																																																																				
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%																																																																																																																																																																																																				
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%																																																																																																																																																																																																				
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																						
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4%																																																																																																																																																																																																				
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所の隔離機能喪失	0.1E-07	1.9%																																																																																																																																																																																																				
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%																																																																																																																																																																																																				
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
貫通部過温	7.6E-06	14.4%																																																																																																																																																																																																				
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%																																																																																																																																																																																																				
合計	5.3E-05	100.0%																																																																																																																																																																																																				
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																																																																				
過温破損	9.4E-13	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	5.0E-15	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
水素燃焼	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
溶融物直接接触	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
インターフェイスシステム LOCA	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
隔離失敗	9.4E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
合計	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																				
破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																				
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5																																																																																																																																																																																																				
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																				
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																				
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4																																																																																																																																																																																																				
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
ο (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0																																																																																																																																																																																																				
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																				
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2																																																																																																																																																																																																				
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																						
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5																																																																																																																																																																																																				
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2																																																																																																																																																																																																				
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
貫通部過温	2.0E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0																																																																																																																																																																																																				
合計	2.1E-04	100.0																																																																																																																																																																																																				

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度</p> <table border="1" data-bbox="114 240 667 866"> <thead> <tr> <th>起因事象別</th> <th>格納容器破損頻度 (/ 炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>4.3E-05</td><td>81.3%</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>8.6E-06</td><td>16.2%</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>SGTR</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.1E-07</td><td>0.4%</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.0E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>8.8E-08</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>3.4E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.4E-08</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>1.4E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>1.1E-09</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>3.0E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	起因事象別	格納容器破損頻度 (/ 炉年)	割合	原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%	外部電源喪失	8.6E-06	16.2%	手動停止	5.1E-07	1.0%	SGTR	3.2E-07	0.6%	過渡事象	2.1E-07	0.4%	2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%	小破断LOCA	8.8E-08	0.2%	中破断LOCA	3.4E-08	0.1%	主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%	大破断LOCA	1.4E-09	<0.1%	ATWS	1.1E-09	<0.1%	インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1%	合計	5.3E-05	100.0%		<p style="text-align: center;">第 4.1.1.f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度</p> <table border="1" data-bbox="1335 252 1899 834"> <thead> <tr> <th>起因事象別</th> <th>格納容器破損頻度 (/ 炉年)</th> <th>割合(%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>2.0E 04</td><td>94.1</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.6E 06</td><td>2.7</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>3.5E 06</td><td>1.6</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.4E 06</td><td>1.1</td></tr> <tr><td>SGTR</td><td>3.8E 07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.7E 07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>2.5E 07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.1E 07</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>7.6E 08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>1.8E 08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>7.5E 09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>3.0E 11</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E 04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	起因事象別	格納容器破損頻度 (/ 炉年)	割合(%)	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E 04	94.1	手動停止	5.6E 06	2.7	外部電源喪失	3.5E 06	1.6	過渡事象	2.4E 06	1.1	SGTR	3.8E 07	0.2	主給水流量喪失	2.7E 07	0.1	小破断LOCA	2.5E 07	0.1	2次冷却系の破断	1.1E 07	<0.1	中破断LOCA	7.6E 08	<0.1	大破断LOCA	1.8E 08	<0.1	ATWS	7.5E 09	<0.1	インターフェイスシステムLOCA	3.0E 11	<0.1	合計	2.1E 04	100.0	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川は起因事象別格納容器破損頻度の評価結果を記載していない</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p>
起因事象別	格納容器破損頻度 (/ 炉年)	割合																																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%																																																																																					
外部電源喪失	8.6E-06	16.2%																																																																																					
手動停止	5.1E-07	1.0%																																																																																					
SGTR	3.2E-07	0.6%																																																																																					
過渡事象	2.1E-07	0.4%																																																																																					
2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%																																																																																					
小破断LOCA	8.8E-08	0.2%																																																																																					
中破断LOCA	3.4E-08	0.1%																																																																																					
主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%																																																																																					
大破断LOCA	1.4E-09	<0.1%																																																																																					
ATWS	1.1E-09	<0.1%																																																																																					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1%																																																																																					
合計	5.3E-05	100.0%																																																																																					
起因事象別	格納容器破損頻度 (/ 炉年)	割合(%)																																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E 04	94.1																																																																																					
手動停止	5.6E 06	2.7																																																																																					
外部電源喪失	3.5E 06	1.6																																																																																					
過渡事象	2.4E 06	1.1																																																																																					
SGTR	3.8E 07	0.2																																																																																					
主給水流量喪失	2.7E 07	0.1																																																																																					
小破断LOCA	2.5E 07	0.1																																																																																					
2次冷却系の破断	1.1E 07	<0.1																																																																																					
中破断LOCA	7.6E 08	<0.1																																																																																					
大破断LOCA	1.8E 08	<0.1																																																																																					
ATWS	7.5E 09	<0.1																																																																																					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E 11	<0.1																																																																																					
合計	2.1E 04	100.0																																																																																					

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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4.1.1.g-1表 格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)</th> <th colspan="4">格納容器破損頻度 (／年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>点推定解析</td> <td>5.5E-05</td> <td>1.7E-13</td> <td>2.7E-12</td> <td>7.1E-13</td> <td>9.4E-13</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>5.6E-05</td> <td>1.7E-13</td> <td>2.7E-12</td> <td>7.1E-13</td> <td>9.4E-13</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>8.7E-06</td> <td>7.0E-12</td> <td>1.5E-10</td> <td>3.2E-09</td> <td>9.0E-10</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>3.4E-05</td> <td>8.4E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>1.7E-04</td> <td>2.9E-10</td> <td>1.7E-09</td> <td>1.3E-08</td> <td>4.0E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>空筒気圧力・温度</td> <td>5.8E-19</td> <td>5.5E-17</td> <td>5.6E-15</td> <td>3.7E-15</td> <td>4.9E-15</td> </tr> <tr> <td>による静的負荷(格</td> <td>1.7E-11</td> <td>6.3E-11</td> <td>3.1E-10</td> <td>1.0E-10</td> <td>1.1E-10</td> </tr> <tr> <td>納容器過圧・過温</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>破損)</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>格納容器露湿気直接加熱</td> <td>7.5E-10</td> <td>2.0E-09</td> <td>5.6E-09</td> <td>2.4E-09</td> <td>2.4E-09</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>1.0E-11</td> <td>1.5E-10</td> <td>2.3E-09</td> <td>6.7E-10</td> <td>9.4E-10</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>8.7E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.5E-05</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)		格納容器破損頻度 (／年)				5%値	50%値	95%値	点推定値	点推定解析	5.5E-05	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	5%確率値	5.6E-05	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	中央値	8.7E-06	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	95%確率値	3.4E-05	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	EF	1.7E-04	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	格納容器破損モード	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	空筒気圧力・温度	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15	による静的負荷(格	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10	納容器過圧・過温	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	破損)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器露湿気直接加熱	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09	水蒸気爆発	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10	コア・コンクリート反応継続	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	水素燃焼						溶融物直接接触						格納容器バイパス						合計						<p>第4.1.1.g-1表 格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)</th> </tr> <tr> <th>点推定解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>点推定解析</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>不確実さ解析</td> <td></td> </tr> <tr> <td> - 平均値</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td> - 5%確率値</td> <td>1.2E-05</td> </tr> <tr> <td> - 中央値</td> <td>7.4E-05</td> </tr> <tr> <td> - 95%確率値</td> <td>7.6E-04</td> </tr> <tr> <td> - EF</td> <td>8.0</td> </tr> </tbody> </table>	全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)		点推定解析	点推定解析	2.1E-04	不確実さ解析		- 平均値	2.1E-04	- 5%確率値	1.2E-05	- 中央値	7.4E-05	- 95%確率値	7.6E-04	- EF	8.0	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ■記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川は全格納容器破損頻度の不確実さ解析結果と格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析結果をあわせて記載している（泊の格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析結果については、第4.1.1.g-3表に記載している） <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 ・大飯は全格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を記載していない
全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)				格納容器破損頻度 (／年)																																																																																																																																
		5%値	50%値	95%値	点推定値																																																																																																																															
点推定解析	5.5E-05	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																																															
5%確率値	5.6E-05	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																																															
中央値	8.7E-06	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10																																																																																																																															
95%確率値	3.4E-05	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05																																																																																																																															
EF	1.7E-04	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09																																																																																																																															
格納容器破損モード	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																															
空筒気圧力・温度	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15																																																																																																																															
による静的負荷(格	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10																																																																																																																															
納容器過圧・過温	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																															
破損)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																															
格納容器露湿気直接加熱	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09																																																																																																																															
水蒸気爆発	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10																																																																																																																															
コア・コンクリート反応継続	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																																															
水素燃焼																																																																																																																																				
溶融物直接接触																																																																																																																																				
格納容器バイパス																																																																																																																																				
合計																																																																																																																																				
全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)																																																																																																																																				
		点推定解析																																																																																																																																		
点推定解析	2.1E-04																																																																																																																																			
不確実さ解析																																																																																																																																				
- 平均値	2.1E-04																																																																																																																																			
- 5%確率値	1.2E-05																																																																																																																																			
- 中央値	7.4E-05																																																																																																																																			
- 95%確率値	7.6E-04																																																																																																																																			
- EF	8.0																																																																																																																																			

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.g-1 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント 損傷状態</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.0E-11</td><td>6.6E-10</td><td>8.5E-09</td><td>2.2E-09</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>8.4E-11</td><td>9.4E-10</td><td>1.0E-08</td><td>2.7E-09</td><td>3.3E-09</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>1.1E-10</td><td>2.5E-09</td><td>6.1E-08</td><td>1.6E-08</td><td>1.7E-08</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.5E-10</td><td>2.6E-09</td><td>4.6E-08</td><td>1.1E-08</td><td>1.3E-08</td></tr> <tr><td>SED</td><td>1.7E-07</td><td>4.2E-06</td><td>1.0E-04</td><td>2.6E-05</td><td>4.3E-05</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.5E-11</td><td>3.2E-10</td><td>6.7E-09</td><td>1.7E-09</td><td>1.9E-09</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.9E-10</td><td>6.0E-09</td><td>2.0E-07</td><td>4.5E-08</td><td>3.2E-08</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.3E-11</td><td>1.1E-09</td><td>2.0E-08</td><td>4.9E-09</td><td>6.2E-09</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.2E-12</td><td>3.2E-11</td><td>7.5E-10</td><td>1.8E-10</td><td>1.6E-10</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.6E-10</td><td>8.2E-09</td><td>1.4E-07</td><td>3.6E-08</td><td>4.1E-08</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-06</td><td>5.4E-06</td><td>2.6E-05</td><td>8.5E-06</td><td>8.6E-06</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.2E-10</td><td>6.9E-10</td><td>4.1E-09</td><td>1.2E-09</td><td>1.4E-09</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>4.5E-08</td><td>1.8E-07</td><td>1.4E-06</td><td>4.2E-07</td><td>8.4E-07</td></tr> <tr><td>V</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.1E-10</td><td>2.8E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>G</td><td>5.7E-09</td><td>7.7E-08</td><td>1.0E-06</td><td>2.6E-07</td><td>3.2E-07</td></tr> <tr><td>合計</td><td>3.1E-06</td><td>1.4E-05</td><td>1.2E-04</td><td>3.6E-05</td><td>5.3E-05</td></tr> </tbody> </table>	プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	AED	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09	AEW	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09	AEI	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08	ALC	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08	SED	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05	SEW	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09	SEI	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08	SLW	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09	SLI	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10	SLC	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08	TED	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06	TEW	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09	TEI	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07	V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11	G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05		<p>第 4.1.1.g-2 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント 損傷状態</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>1.3E-10</td><td>1.6E-09</td><td>1.9E-08</td><td>4.9E-09</td><td>5.3E-09</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>1.2E-09</td><td>1.7E-08</td><td>2.4E-07</td><td>6.2E-08</td><td>6.8E-08</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>2.3E-11</td><td>3.1E-10</td><td>1.0E-08</td><td>3.2E-09</td><td>8.7E-10</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.7E-10</td><td>3.5E-09</td><td>7.2E-08</td><td>1.8E-08</td><td>2.0E-08</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.6E-06</td><td>5.9E-05</td><td>7.5E-04</td><td>1.9E-04</td><td>2.0E-04</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.8E-11</td><td>4.6E-10</td><td>1.2E-08</td><td>3.3E-09</td><td>3.4E-09</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-10</td><td>7.0E-09</td><td>2.8E-07</td><td>8.8E-08</td><td>7.3E-09</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.3E-09</td><td>2.8E-08</td><td>5.9E-07</td><td>1.5E-07</td><td>1.7E-07</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>7.5E-13</td><td>1.8E-11</td><td>1.2E-09</td><td>2.5E-10</td><td>2.1E-11</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.9E-10</td><td>9.9E-09</td><td>2.0E-07</td><td>5.2E-08</td><td>6.2E-08</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.2E-06</td><td>6.1E-06</td><td>3.2E-05</td><td>1.0E-05</td><td>1.1E-05</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>8.7E-10</td><td>6.0E-09</td><td>4.2E-08</td><td>1.2E-08</td><td>1.3E-08</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>5.0E-08</td><td>5.2E-07</td><td>3.4E-06</td><td>9.8E-07</td><td>1.0E-06</td></tr> <tr><td>V</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.0E-10</td><td>3.1E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>G</td><td>6.5E-09</td><td>9.4E-08</td><td>1.3E-06</td><td>3.4E-07</td><td>3.9E-07</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.2E-05</td><td>7.4E-05</td><td>7.6E-04</td><td>2.1E-04</td><td>2.1E-04</td></tr> </tbody> </table>	プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09	AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08	AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10	ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08	SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04	SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09	SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09	SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07	SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11	SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08	TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05	TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08	TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06	V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11	G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していない</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p>
プラント 損傷状態		格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																																																																																							
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																				
AED	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEW	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEI	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08																																																																																																																																																																																																																				
ALC	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08																																																																																																																																																																																																																				
SED	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05																																																																																																																																																																																																																				
SEW	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09																																																																																																																																																																																																																				
SEI	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08																																																																																																																																																																																																																				
SLW	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09																																																																																																																																																																																																																				
SLI	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10																																																																																																																																																																																																																				
SLC	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08																																																																																																																																																																																																																				
TED	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06																																																																																																																																																																																																																				
TEW	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
TEI	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07																																																																																																																																																																																																																				
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																				
G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07																																																																																																																																																																																																																				
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																																																																																																				
プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																				
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08																																																																																																																																																																																																																				
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10																																																																																																																																																																																																																				
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08																																																																																																																																																																																																																				
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04																																																																																																																																																																																																																				
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07																																																																																																																																																																																																																				
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11																																																																																																																																																																																																																				
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08																																																																																																																																																																																																																				
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05																																																																																																																																																																																																																				
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08																																																																																																																																																																																																																				
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06																																																																																																																																																																																																																				
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																				
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07																																																																																																																																																																																																																				
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																																																																																																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.g-2 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／炉年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α</td><td>1.3E-10</td><td>9.3E-10</td><td>4.6E-09</td><td>1.5E-09</td><td>1.4E-09</td></tr> <tr><td>β</td><td>4.4E-08</td><td>1.3E-07</td><td>6.6E-07</td><td>2.4E-07</td><td>3.2E-07</td></tr> <tr><td>γ</td><td>4.6E-11</td><td>4.1E-10</td><td>4.1E-08</td><td>1.2E-08</td><td>2.7E-10</td></tr> <tr><td>γ'</td><td>3.4E-11</td><td>5.1E-10</td><td>1.2E-07</td><td>3.3E-08</td><td>9.4E-08</td></tr> <tr><td>γ''</td><td>3.2E-10</td><td>5.4E-09</td><td>1.3E-07</td><td>3.8E-08</td><td>1.5E-08</td></tr> <tr><td>δ</td><td>4.8E-07</td><td>4.5E-06</td><td>9.3E-05</td><td>2.4E-05</td><td>4.2E-05</td></tr> <tr><td>ε</td><td>1.6E-07</td><td>1.2E-06</td><td>1.1E-05</td><td>3.3E-06</td><td>1.3E-06</td></tr> <tr><td>θ</td><td>1.7E-09</td><td>1.6E-08</td><td>1.7E-07</td><td>4.8E-08</td><td>5.4E-08</td></tr> <tr><td>η</td><td>6.7E-11</td><td>7.6E-10</td><td>1.5E-08</td><td>4.3E-09</td><td>7.4E-09</td></tr> <tr><td>ο</td><td>1.1E-09</td><td>1.6E-08</td><td>5.4E-07</td><td>1.2E-07</td><td>4.7E-07</td></tr> <tr><td>υ</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.1E-10</td><td>2.8E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>g</td><td>1.5E-08</td><td>1.6E-07</td><td>1.7E-06</td><td>4.7E-07</td><td>5.1E-07</td></tr> <tr><td>τ</td><td>9.0E-07</td><td>4.5E-06</td><td>2.2E-05</td><td>7.1E-06</td><td>7.6E-06</td></tr> <tr><td>μ</td><td>1.1E-11</td><td>1.3E-10</td><td>1.7E-09</td><td>4.9E-10</td><td>4.4E-09</td></tr> <tr><td>合計</td><td>3.1E-06</td><td>1.4E-05</td><td>1.2E-04</td><td>3.6E-05</td><td>5.3E-05</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	α	1.3E-10	9.3E-10	4.6E-09	1.5E-09	1.4E-09	β	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07	γ	4.6E-11	4.1E-10	4.1E-08	1.2E-08	2.7E-10	γ'	3.4E-11	5.1E-10	1.2E-07	3.3E-08	9.4E-08	γ''	3.2E-10	5.4E-09	1.3E-07	3.8E-08	1.5E-08	δ	4.8E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05	ε	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06	θ	1.7E-09	1.6E-08	1.7E-07	4.8E-08	5.4E-08	η	6.7E-11	7.6E-10	1.5E-08	4.3E-09	7.4E-09	ο	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07	υ	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11	g	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07	τ	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06	μ	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05	<p>泊と女川の格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析結果を比較するため、女川の第 4.1.1.g-1 表を再掲している</p> <p>第 4.1.1.g-1 表 格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／炉年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>炉内気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)</td><td>1.5E-14</td><td>1.7E-13</td><td>7.1E-12</td><td>7.1E-13</td><td>9.4E-13</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温</td><td>7.0E-12</td><td>1.5E-10</td><td>3.2E-09</td><td>9.0E-10</td><td>1.3E-09</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温(長期冷却失敗)</td><td>8.4E-06</td><td>3.4E-05</td><td>1.7E-04</td><td>5.5E-05</td><td>5.5E-05</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温(排熱除去失敗)</td><td>2.9E-10</td><td>1.7E-09</td><td>1.3E-08</td><td>4.0E-09</td><td>3.9E-09</td></tr> <tr><td>格納容器過温(未臨界確保失敗)</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.8E-19</td><td>5.5E-17</td><td>5.6E-15</td><td>3.7E-15</td><td>4.9E-15</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応凝結</td><td>1.7E-11</td><td>6.3E-11</td><td>3.1E-10</td><td>1.0E-10</td><td>1.1E-10</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td></tr> <tr><td>密閉物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス隔離失敗</td><td>7.5E-10</td><td>2.0E-09</td><td>5.0E-09</td><td>2.4E-09</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.0E-11</td><td>1.5E-10</td><td>2.3E-09</td><td>6.7E-10</td><td>9.4E-10</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	炉内気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)	1.5E-14	1.7E-13	7.1E-12	7.1E-13	9.4E-13	格納容器過圧・過温	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09	格納容器過圧・過温(長期冷却失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	格納容器過圧・過温(排熱除去失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09	格納容器過温(未臨界確保失敗)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	水蒸気爆発	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15	コア・コンクリート反応凝結	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10	水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	密閉物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器バイパス隔離失敗	7.5E-10	2.0E-09	5.0E-09	2.4E-09	2.4E-09	合計	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10	<p>第 4.1.1.g-3 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／炉年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α</td><td>1.2E-10</td><td>1.0E-09</td><td>5.6E-09</td><td>1.7E-09</td><td>1.7E-09</td></tr> <tr><td>β</td><td>9.4E-08</td><td>4.1E-07</td><td>3.9E-06</td><td>1.1E-06</td><td>1.1E-06</td></tr> <tr><td>γ</td><td>4.6E-11</td><td>3.0E-10</td><td>4.6E-09</td><td>2.0E-09</td><td>3.5E-10</td></tr> <tr><td>γ'</td><td>4.5E-11</td><td>3.0E-10</td><td>8.3E-09</td><td>7.3E-09</td><td>3.3E-10</td></tr> <tr><td>γ''</td><td>6.0E-10</td><td>1.4E-08</td><td>1.7E-07</td><td>4.5E-08</td><td>6.7E-08</td></tr> <tr><td>δ</td><td>9.7E-06</td><td>6.6E-05</td><td>6.7E-04</td><td>1.8E-04</td><td>2.0E-04</td></tr> <tr><td>ε</td><td>8.6E-07</td><td>6.5E-06</td><td>7.0E-05</td><td>1.9E-05</td><td>1.8E-06</td></tr> <tr><td>θ</td><td>2.2E-09</td><td>2.1E-08</td><td>2.6E-07</td><td>7.0E-08</td><td>8.2E-08</td></tr> <tr><td>η</td><td>4.5E-11</td><td>4.0E-10</td><td>7.5E-09</td><td>2.8E-09</td><td>1.3E-09</td></tr> <tr><td>ο</td><td>2.8E-09</td><td>4.6E-08</td><td>1.2E-06</td><td>4.5E-07</td><td>2.0E-06</td></tr> <tr><td>υ</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.0E-10</td><td>3.1E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>g</td><td>1.6E-08</td><td>2.1E-07</td><td>2.2E-06</td><td>6.5E-07</td><td>4.5E-07</td></tr> <tr><td>τ</td><td>2.8E-09</td><td>2.8E-08</td><td>6.7E-07</td><td>2.1E-07</td><td>2.0E-06</td></tr> <tr><td>μ</td><td>3.1E-11</td><td>3.3E-10</td><td>6.4E-09</td><td>2.1E-09</td><td>2.0E-08</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.2E-05</td><td>7.4E-05</td><td>7.6E-04</td><td>2.1E-04</td><td>2.1E-04</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09	β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06	γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10	γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10	γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08	δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04	ε	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06	θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08	η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09	ο	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06	υ	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11	g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07	τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06	μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ■記載表現の相違 <p>・女川は全格納容器破損頻度の不確実さ解析結果と格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析結果をあわせて記載している (泊の全格納容器破損頻度の不確実さ解析結果については、第 4.1.1.g-1 表に記載している)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違
格納容器破損モード		格納容器破損頻度 (／炉年)																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																					
α	1.3E-10	9.3E-10	4.6E-09	1.5E-09	1.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
β	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																					
γ	4.6E-11	4.1E-10	4.1E-08	1.2E-08	2.7E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																					
γ'	3.4E-11	5.1E-10	1.2E-07	3.3E-08	9.4E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																					
γ''	3.2E-10	5.4E-09	1.3E-07	3.8E-08	1.5E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																					
δ	4.8E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ε	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																					
θ	1.7E-09	1.6E-08	1.7E-07	4.8E-08	5.4E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																					
η	6.7E-11	7.6E-10	1.5E-08	4.3E-09	7.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ο	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																					
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																																																																																					
g	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																					
τ	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																					
μ	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																					
炉内気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)	1.5E-14	1.7E-13	7.1E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器過圧・過温	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器過圧・過温(長期冷却失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器過圧・過温(排熱除去失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器過温(未臨界確保失敗)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																																																																																																																																																																																					
水蒸気爆発	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15																																																																																																																																																																																																																																																																																					
コア・コンクリート反応凝結	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																					
水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																																																																																																																																																																																					
密閉物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器バイパス隔離失敗	7.5E-10	2.0E-09	5.0E-09	2.4E-09	2.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
合計	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																					
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																					
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																					
γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																					
γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																					
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ε	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																					
θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																					
η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ο	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																					
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																																																																																					
g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																					
τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																					
μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																					
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																																																																																																																																																																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.g-3 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器 破損カテゴリ</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (1/年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気(崩壊熱)による過圧</td> <td>5.2E-07</td> <td>4.5E-06</td> <td>9.3E-05</td> <td>2.4E-05</td> <td>4.2E-05</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>1.6E-07</td> <td>1.2E-06</td> <td>1.1E-05</td> <td>3.3E-06</td> <td>1.3E-06</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>1.5E-08</td> <td>1.6E-07</td> <td>1.7E-06</td> <td>4.7E-07</td> <td>5.1E-07</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>1.5E-09</td> <td>1.4E-08</td> <td>3.3E-07</td> <td>8.3E-08</td> <td>1.1E-07</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>4.4E-08</td> <td>1.3E-07</td> <td>6.6E-07</td> <td>2.4E-07</td> <td>3.2E-07</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>4.4E-10</td> <td>2.3E-09</td> <td>1.7E-08</td> <td>5.8E-09</td> <td>8.7E-09</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>9.0E-07</td> <td>4.5E-06</td> <td>2.2E-05</td> <td>7.1E-06</td> <td>7.6E-06</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>1.1E-11</td> <td>1.3E-10</td> <td>1.7E-09</td> <td>4.9E-10</td> <td>4.4E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>1.1E-09</td> <td>1.6E-08</td> <td>5.4E-07</td> <td>1.2E-07</td> <td>4.7E-07</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.1E-06</td> <td>1.4E-05</td> <td>1.2E-04</td> <td>3.6E-05</td> <td>5.3E-05</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (1/年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	水蒸気(崩壊熱)による過圧	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05	コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06	漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07	格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07	水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09	貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06	格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09	格納容器雰囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05		<p>第 4.1.1.g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器 破損カテゴリ</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (1/年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気(崩壊熱)による過圧</td> <td>9.8E-06</td> <td>6.6E-05</td> <td>6.7E-04</td> <td>1.8E-04</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>8.6E-07</td> <td>6.5E-06</td> <td>7.0E-05</td> <td>1.9E-05</td> <td>1.8E-06</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>1.6E-08</td> <td>2.1E-07</td> <td>2.2E-06</td> <td>6.5E-07</td> <td>4.5E-07</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>1.4E-09</td> <td>1.8E-08</td> <td>2.1E-07</td> <td>5.4E-08</td> <td>6.8E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>9.4E-08</td> <td>4.1E-07</td> <td>3.9E-06</td> <td>1.1E-06</td> <td>1.1E-06</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>4.3E-10</td> <td>1.9E-09</td> <td>1.2E-08</td> <td>4.5E-09</td> <td>3.0E-09</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>2.8E-09</td> <td>2.8E-08</td> <td>6.7E-07</td> <td>2.1E-07</td> <td>2.0E-06</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>3.1E-11</td> <td>3.3E-10</td> <td>6.4E-09</td> <td>2.1E-09</td> <td>2.0E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>2.8E-09</td> <td>4.6E-08</td> <td>1.2E-06</td> <td>4.5E-07</td> <td>2.0E-06</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1.2E-05</td> <td>7.4E-05</td> <td>7.6E-04</td> <td>2.1E-04</td> <td>2.1E-04</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (1/年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	水蒸気(崩壊熱)による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04	コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06	漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08	格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06	水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09	貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06	格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08	格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違
格納容器 破損カテゴリ		格納容器破損頻度 (1/年)																																																																																																																																															
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																												
水蒸気(崩壊熱)による過圧	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05																																																																																																																																												
コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06																																																																																																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07																																																																																																																																												
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07																																																																																																																																												
格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07																																																																																																																																												
水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09																																																																																																																																												
貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06																																																																																																																																												
格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09																																																																																																																																												
格納容器雰囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07																																																																																																																																												
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																												
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (1/年)																																																																																																																																																
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																												
水蒸気(崩壊熱)による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04																																																																																																																																												
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06																																																																																																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07																																																																																																																																												
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08																																																																																																																																												
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06																																																																																																																																												
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09																																																																																																																																												
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06																																																																																																																																												
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08																																																																																																																																												
格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06																																																																																																																																												
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.g-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破損モード別</th> <th colspan="2">ケース1</th> <th colspan="2">ケース2</th> </tr> <tr> <th>格納容器破損頻度 (/9年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>格納容器破損頻度 (/9年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.4E-09</td><td><0.1</td><td>1.4E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>2.7E-10</td><td><0.1</td><td>2.7E-10</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>9.4E-08</td><td>0.2</td><td>9.4E-08</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>1.5E-08</td><td><0.1</td><td>1.5E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>4.2E-05</td><td>80.3</td><td>4.1E-05</td><td>77.1</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.3E-06</td><td>2.5</td><td>3.4E-06</td><td>6.5</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>5.4E-08</td><td>0.1</td><td>5.4E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>7.4E-09</td><td><0.1</td><td>1.8E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>α (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>4.7E-07</td><td>0.9</td><td>2.6E-07</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>ζ (過温破損)</td><td>7.6E-06</td><td>14.4</td><td>7.4E-06</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>4.4E-09</td><td><0.1</td><td>2.4E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>カテゴリ別</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>4.2E-05</td><td>80.4</td><td>4.1E-05</td><td>77.2</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.3E-06</td><td>2.5</td><td>3.4E-06</td><td>6.5</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>1.1E-07</td><td>0.2</td><td>1.1E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>8.7E-09</td><td><0.1</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>7.6E-06</td><td>14.4</td><td>7.4E-06</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>4.4E-09</td><td><0.1</td><td>2.4E-09</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>4.7E-07</td><td>0.9</td><td>2.6E-07</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>合 計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>				破損モード別	ケース1		ケース2		格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1	β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1	α (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	ζ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0	μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1	カテゴリ別					水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2	コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5	漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2	格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6	水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1	貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0	格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1	格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	合 計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0	<p>第4.1.1.g-2表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度の比較 (外部電源復旧)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>外部電源復旧有り (ベースケース) (/9年)</th> <th>外部電源復旧無し (/9年)</th> <th>外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (—)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>過温破損</td><td>9.4E-13</td><td>9.5E-13</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>過圧破損 (長期冷却失敗)</td><td>1.3E-09</td><td>1.3E-09</td><td>1.03</td></tr> <tr><td>過圧破損 (崩壊熱除去失敗)</td><td>5.5E-05</td><td>5.0E-05</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>過圧破損 (未臨界確保失敗)</td><td>3.9E-09</td><td>3.9E-09</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>溶融物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応継続</td><td>1.1E-10</td><td>2.9E-09</td><td>25.50</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.0E-15</td><td>5.0E-15</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>2.4E-09</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>隔離失敗</td><td>9.4E-10</td><td>9.8E-10</td><td>1.05</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>5.0E-05</td><td>1.01</td></tr> </tbody> </table>				格納容器破損モード	外部電源復旧有り (ベースケース) (/9年)	外部電源復旧無し (/9年)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (—)	過温破損	9.4E-13	9.5E-13	1.01	過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	1.3E-09	1.03	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	5.0E-05	1.01	過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	3.9E-09	1.00	溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	1.00	格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	1.00	コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	2.9E-09	25.50	水蒸気爆発	5.0E-15	5.0E-15	1.01	水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	1.00	インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	2.4E-09	1.00	隔離失敗	9.4E-10	9.8E-10	1.05	合計	5.5E-05	5.0E-05	1.01	<p>第4.1.1.g-5表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破損モード別</th> <th colspan="2">ケース1 (ベースケース)</th> <th colspan="2">ケース2</th> <th rowspan="2">ケース2/ケース1 (—)</th> </tr> <tr> <th>格納容器破損頻度 (/9年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>格納容器破損頻度 (/9年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.7E-09</td><td><0.1</td><td>1.7E-09</td><td><0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>3.5E-10</td><td><0.1</td><td>3.5E-10</td><td><0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>3.3E-10</td><td><0.1</td><td>3.3E-10</td><td><0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>6.7E-08</td><td><0.1</td><td>6.8E-08</td><td><0.1</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>2.0E-04</td><td>96.4</td><td>2.0E-04</td><td>92.7</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td><td>1.2E-05</td><td>5.5</td><td>6.29</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>8.2E-08</td><td><0.1</td><td>8.2E-08</td><td><0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>1.3E-09</td><td><0.1</td><td>8.5E-09</td><td><0.1</td><td>6.52</td></tr> <tr><td>α (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td><td>3.0E-11</td><td><0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>ζ (過温破損)</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td><td>1.0E-08</td><td><0.1</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>カテゴリ別</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>2.1E-04</td><td>96.5</td><td>2.0E-04</td><td>92.8</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td><td>1.2E-05</td><td>5.5</td><td>6.29</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>6.8E-08</td><td><0.1</td><td>6.8E-08</td><td><0.1</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>3.0E-09</td><td><0.1</td><td>1.0E-08</td><td><0.1</td><td>3.38</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>2.0E-08</td><td><0.1</td><td>1.0E-08</td><td><0.1</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>合 計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td><td>1.00</td></tr> </tbody> </table>				破損モード別	ケース1 (ベースケース)		ケース2		ケース2/ケース1 (—)	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00	β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52	α (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	ζ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52	μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52	カテゴリ別						水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96	コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29	漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01	格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00	水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38	貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52	格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	合 計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・感度解析としたケースが相違している 【大飯】 ■個別評価による相違 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊はケース2/ケース1について記載している
破損モード別	ケース1		ケース2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
α (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
ζ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
合 計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
格納容器破損モード	外部電源復旧有り (ベースケース) (/9年)	外部電源復旧無し (/9年)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (—)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
過温破損	9.4E-13	9.5E-13	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	1.3E-09	1.03																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	5.0E-05	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	3.9E-09	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	2.9E-09	25.50																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
水蒸気爆発	5.0E-15	5.0E-15	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	2.4E-09	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
隔離失敗	9.4E-10	9.8E-10	1.05																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
合計	5.5E-05	5.0E-05	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
破損モード別	ケース1 (ベースケース)		ケース2		ケース2/ケース1 (—)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/9年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
α (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
ζ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
合 計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1-1 図 内部事象レベル1.5PRA 評価フロー図</p>	<p style="text-align: center;">第 4.1.1-1 図 内部事象レベル1.5PRA 評価フロー</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊は格納容器破損頻度の定量化後に実施する不確かさ解析及び感度解析についても評価フローに記載している <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 ・ 泊はレベル 1.5 評価フローに記載している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1. a-1 図 Mark-1 改良型格納容器の形状及びデブリの移動経路</p>	<p>第 4.1.1. a-1 図 格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路</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 ・泊は燃料及び溶融炉心の移動経路の図を記載している

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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>【女川】</p> <p>■ 評価方針の相違</p> <p>・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内での事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している。</p>
<p>第2.1.1.b-1図 レベル1.5PRA用のレベル1PRAイベントツリー (1/2)</p>		<p>第4.1.1.b-1図 レベル1.5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー (1/2)</p>	

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内での事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している。
<p>第 2.1.1.b-1 図 レベル 1.5 PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー (2/2)</p>		<p>第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー (2/2)</p>	

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1.b-1 図 プラント損傷状態の分類</p>	<p>第 4.1.1.b-2 図 プラント損傷状態の分類</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設計の相違により、事故シーケンスが相違している ■評価方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・PDS を分類するに当たって着目している属性が異なる ・女川は炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失している格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象 (TW, TC, ISLOCA) については格納容器イベントツリーは構築していない。泊は格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象についても格納容器イベントツリーの対象としている <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 PDS の分類結果について図で記載している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 BWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 設計の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・事故進展や格納容器破損モードについては、設計の相違により泊と女川で相違している <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 ・泊は緩和手段やPDSについても図示している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.d-1図 格納容器イベントツリー</p>	<p>第4.1.1.d-1図 格納容器イベントツリー</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計及び評価方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器イベントツリーについては、設計及び評価方針の相違により泊と女川で相違している ■評価方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・泊はいずれのプラント損傷状態（PDS）においても同じ格納容器イベントツリーを用いており、女川ではPDSに応じて異なる格納容器イベントツリーを用いている ■記載箇所の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川は別紙に、泊は別添にて格納容器イベントツリーを図示している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 (6/10) 代表的な物理量の時間変化 (AE)</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載順序の入れ替え ・女川の第 4.1.1.e-1 図 (1/10) ~ (10/10) については、比較のため事故シナリオが近い解析結果を並べており、記載順を一部入れ替えている。 (以下、相違理由説明を省略) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ■記載方針の相違 ・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違

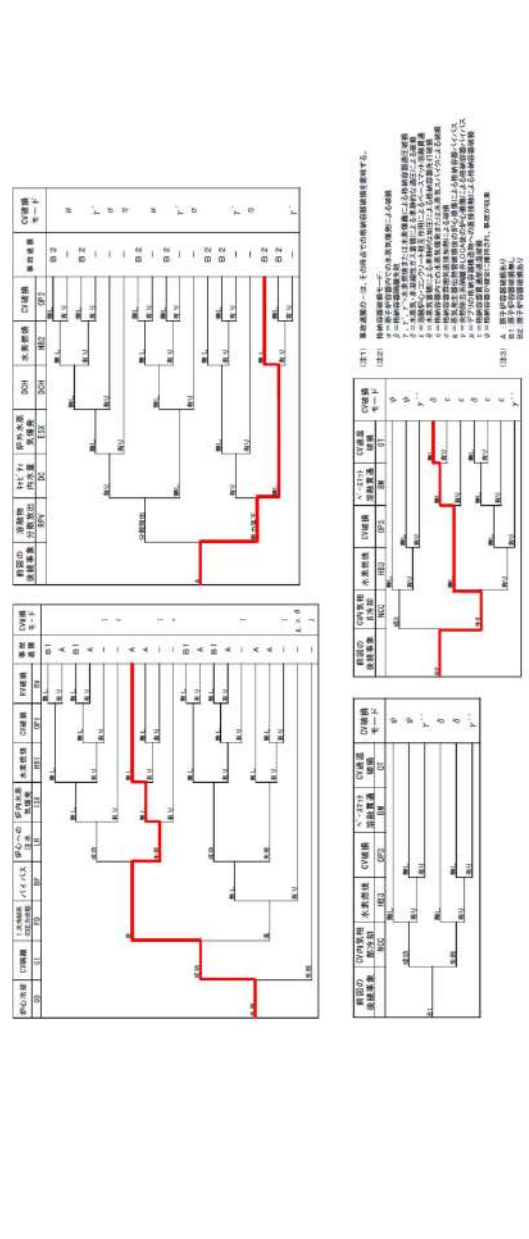
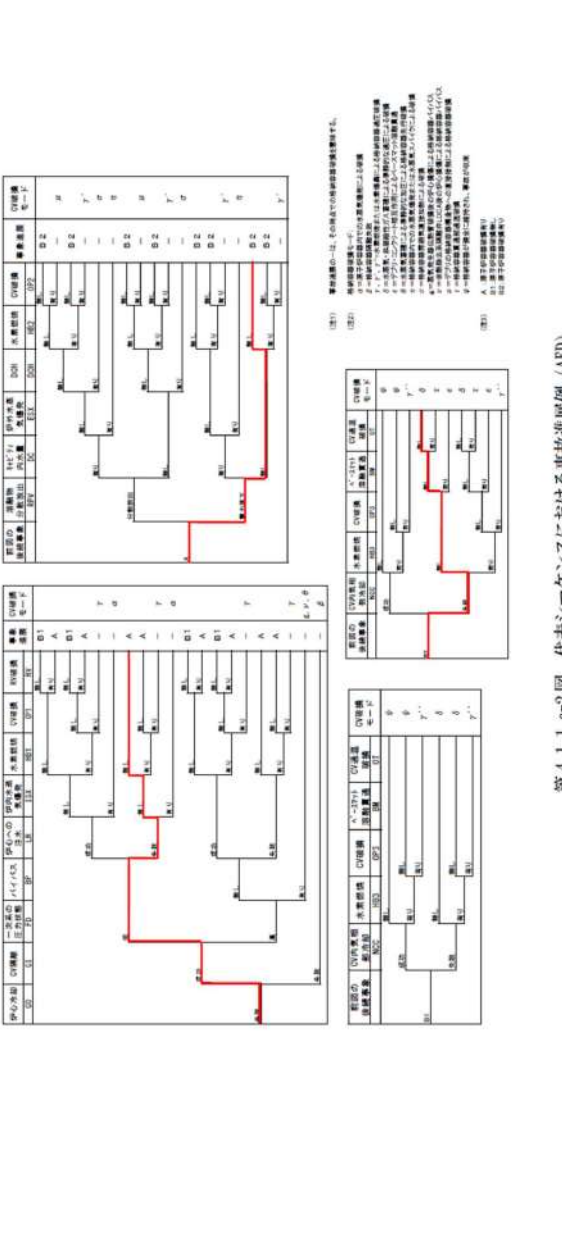
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1. e-1 図 (7/10) 代表的な物理量の時間変化 (S1E)</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</p>

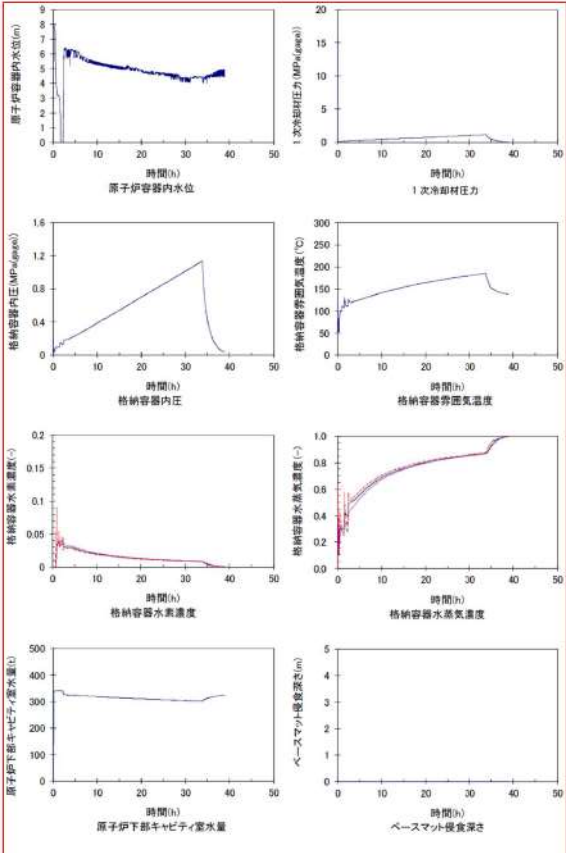
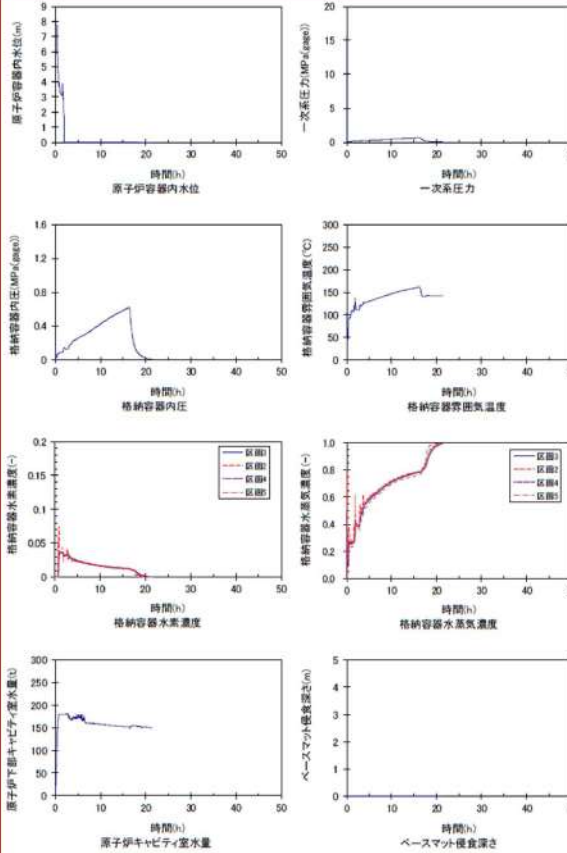
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.e-2図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)</p>		 <p>第4.1.1.e-2図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している

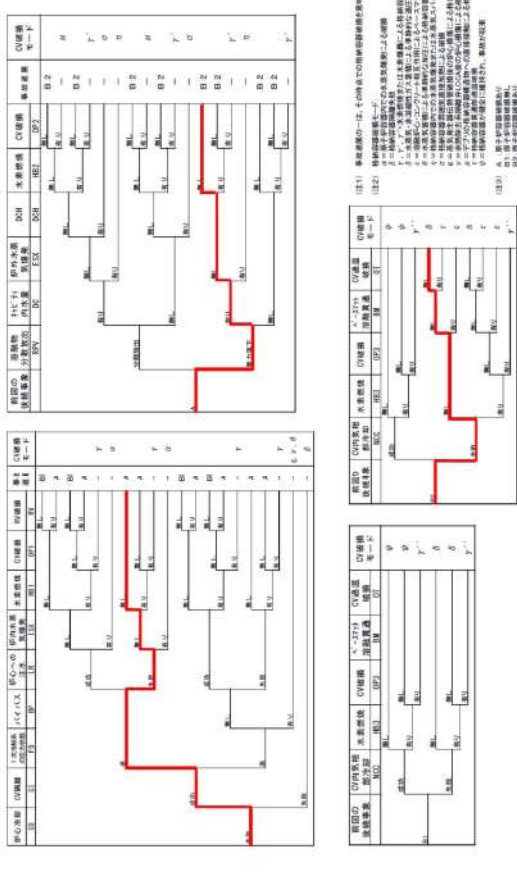
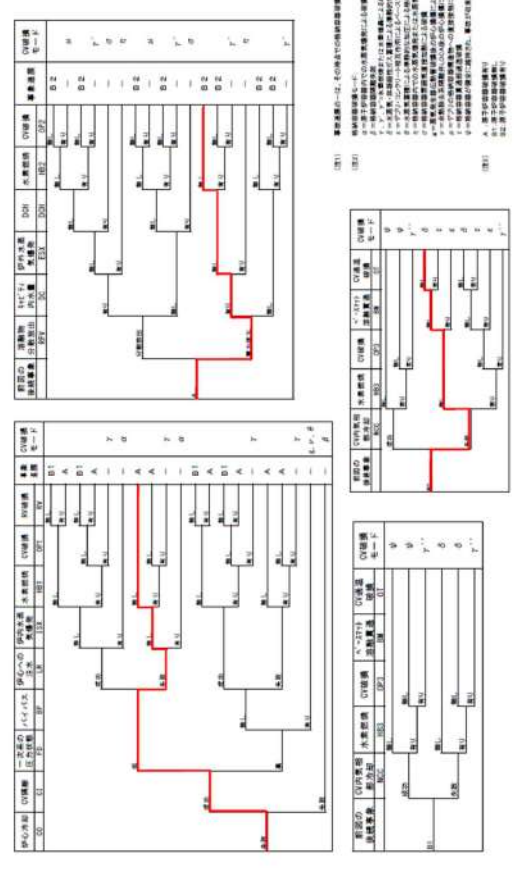
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)</p>		 <p>第 4.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)</p>	<p>【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>

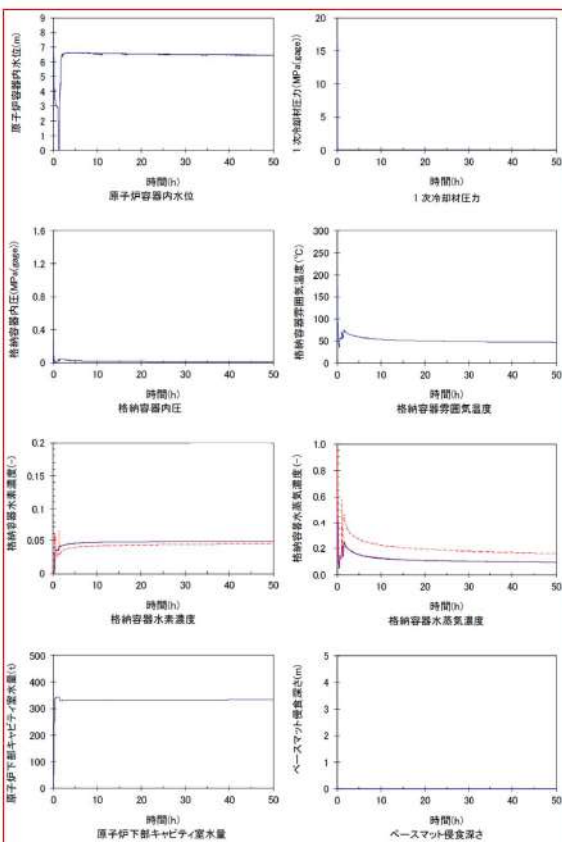
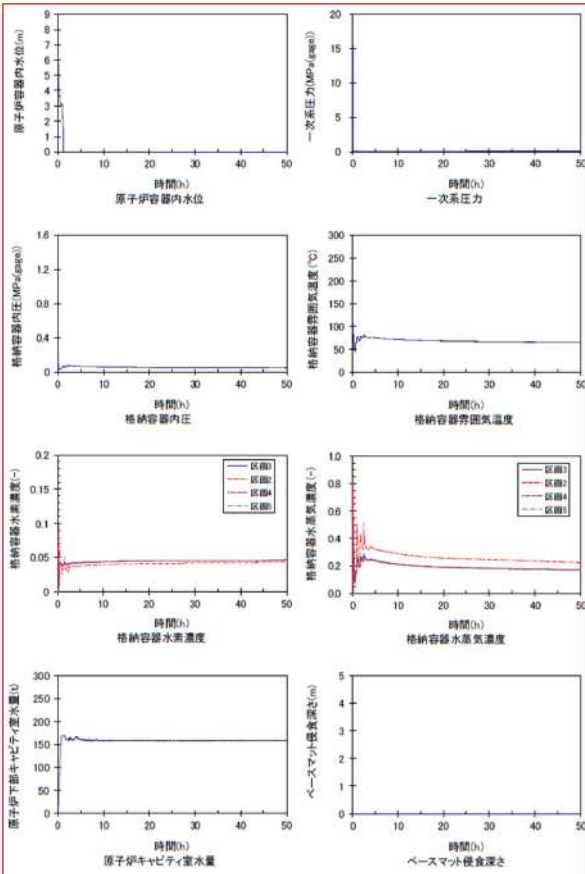
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.e-4 図 代表シナリオにおける事故進展例 (A E W)</p>		 <p>第4.1.1.e-4 図 代表シナリオにおける事故進展例 (A E W)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AE1)</p>		 <p>第 4.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AE1)</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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.e-6図 代表シーケンスにおける事故進展展例(AEI)</p>		<p>第4.1.1.e-6図 代表シーケンスにおける事故進展展例(AEI)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (SED)</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 (8/10) 代表的な物理量の時間変化 (S2E)</p>	<p>第 4.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (SED)</p>	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 ・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している</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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED)</p>		<p>第 4.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 (1/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQUV)</p>	<p>第 4.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 ・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している</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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1. e-1 図 (2/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQX)</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</p>

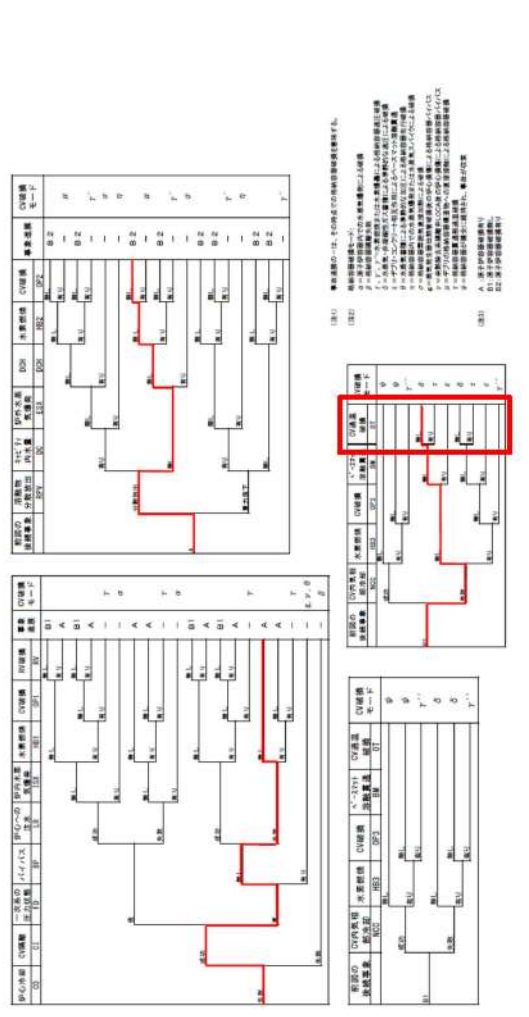
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1.e-1 図 (3/10) 代表的な物理量の時間変化 (長期TB)</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-10 図 代表シナシにおける事故進展図例 (TED)</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ・ 事故進展解析結果より、泊3は過圧破損、大飯は過温破損が先行となるため、事故進展例が相違している

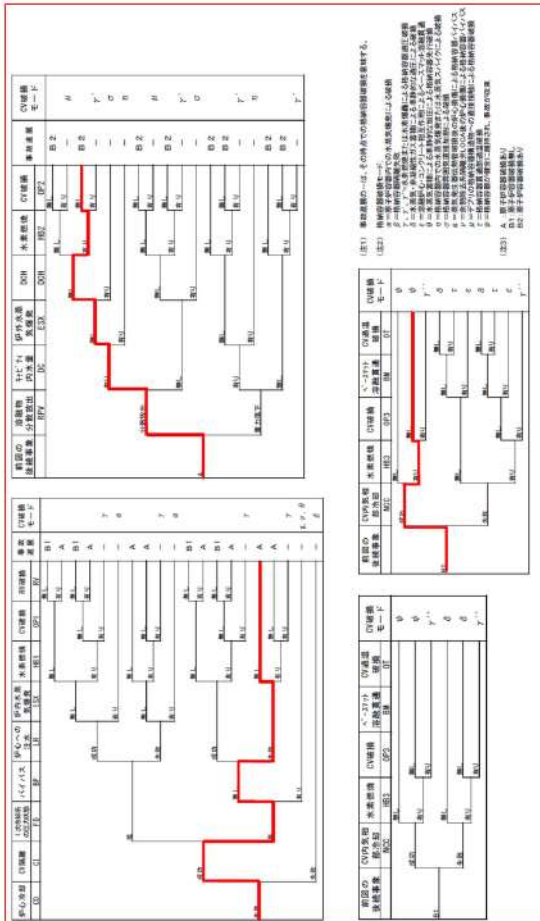
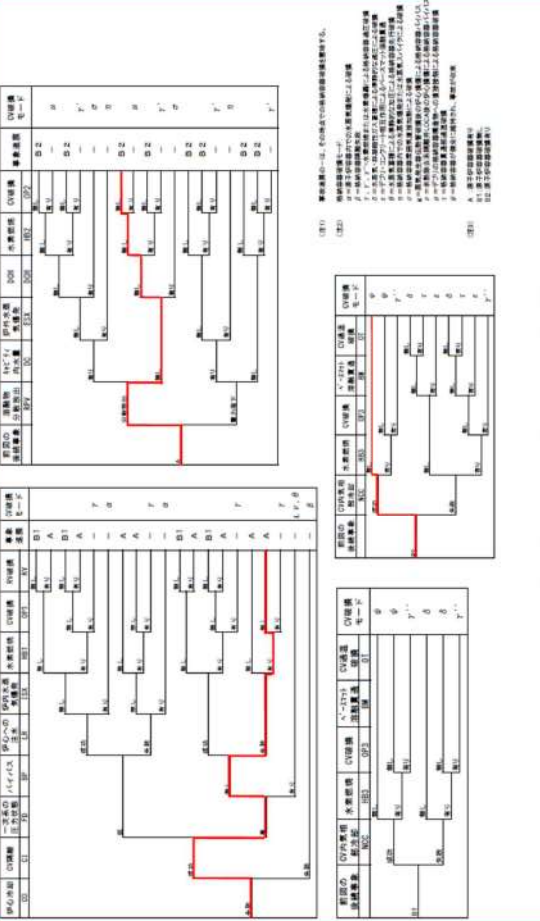
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TE1)</p>		<p>第 4.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TE1)</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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)</p>		 <p>第 4.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ・ 事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度、原子炉下部キャビティ水量の差異により、泊と大飯で事故進展例が異なる（格納容器健全に至る可能性が高い点は同等）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1.e-1 図 (4/10) 代表的な物理量の時間変化 (TW)</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</p>

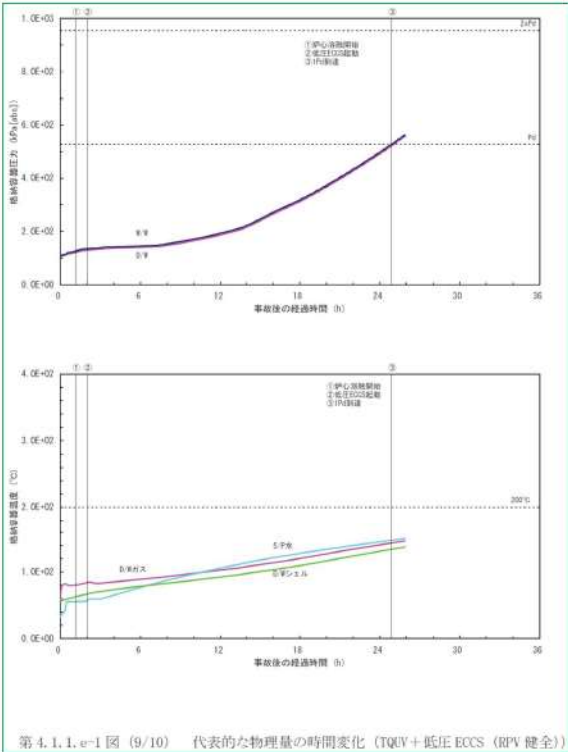
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1. e-1 図 (5/10) 代表的な物理量の時間変化 (TC)</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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4.1.1.e-1 図 (9/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQIV+低圧ECCS (RPV健全))</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1.e-1 図 (10/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQUN+低圧 ECCS (RPV 健全))</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している。</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 4.1.1.1.f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較</p>	<p style="text-align: center;">第 4.1.1.1.f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較</p>	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・大飯はプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を棒グラフでは記載していない</p>

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

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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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="719 260 1294 608"> <p>第 4.1.1.f-2 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度</p> </div> <div data-bbox="719 715 1294 1062"> <p>第 4.1.1.f-3 図 プラント損傷状態別格納容器破損割合</p> </div>	<div data-bbox="1323 244 1899 608"> <p>第 4.1.1.f-2 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度</p> </div> <div data-bbox="1323 715 1899 1062"> <p>第 4.1.1.f-3 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度</p> </div>	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・女川は第2.1.1.f-3表にてプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の円グラフを記載している</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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p style="text-align: center;">(1/年) 格納容器破損頻度</p>		<p style="text-align: center;">第 4.1.1.f1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p style="text-align: center;">(1/年) 格納容器破損頻度</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載内容の相違 ・女川は格納容器破損モード別格納容器破損頻度の結果を棒グラフにて記載していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違

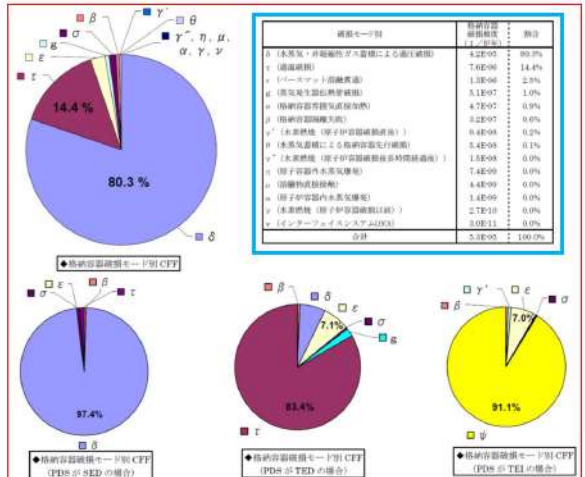
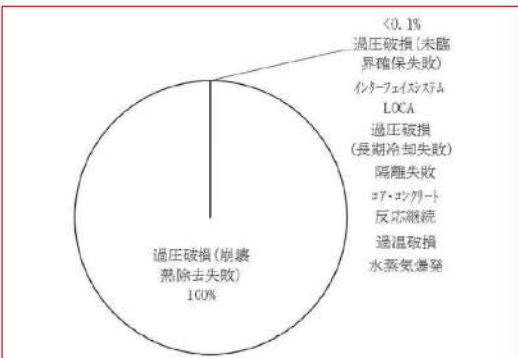
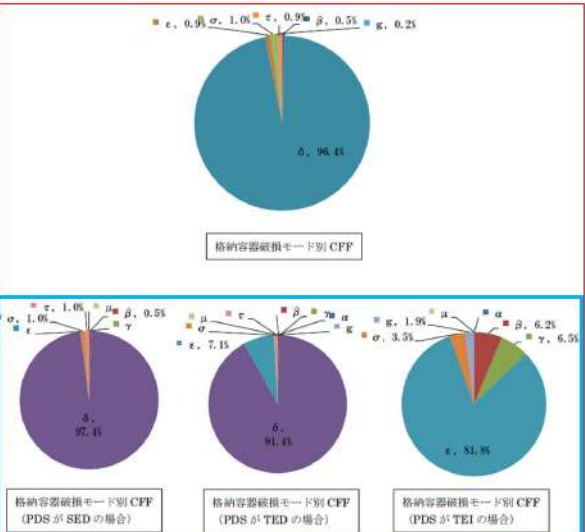
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <p style="text-align: center;">第 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p>		<p style="text-align: center;">第 4.1.1.f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <p style="text-align: center;">第 4.1.1.f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載内容の相違 ・女川は格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の結果を棒グラフにて記載していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違

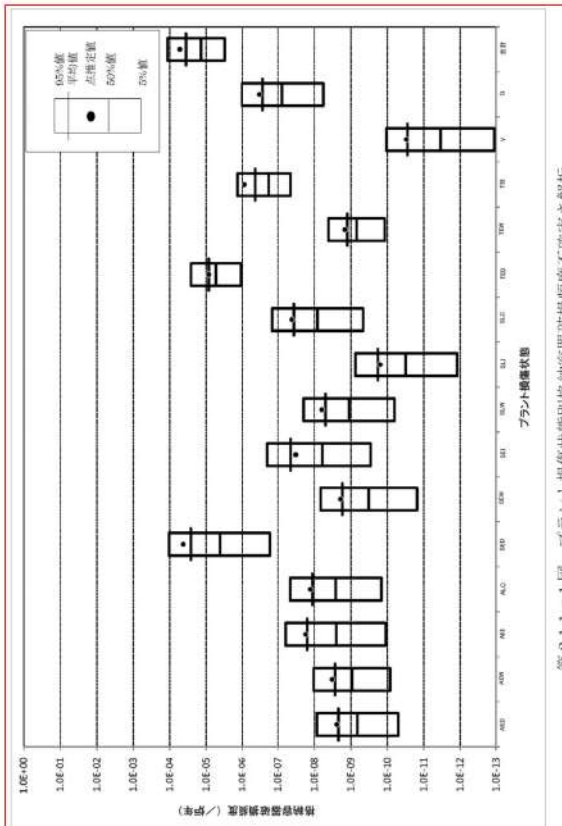
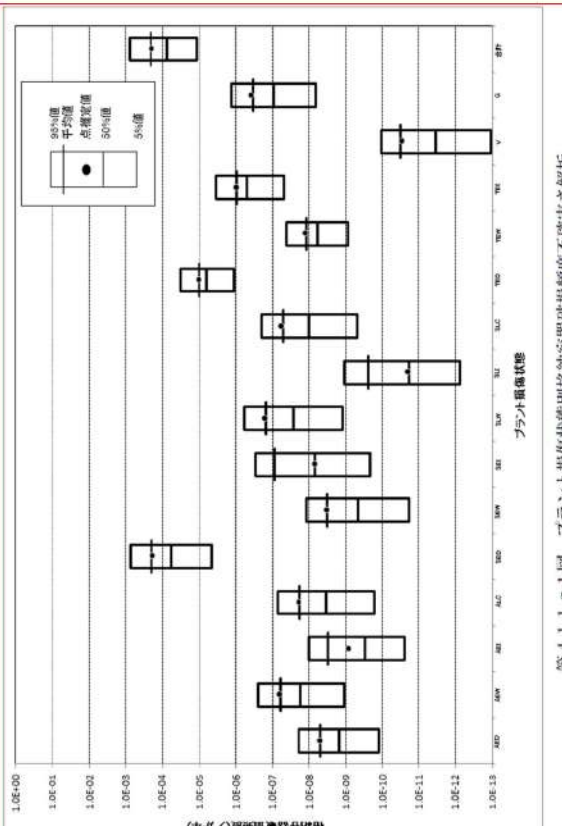
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.f-3図 主要なPDSにおける格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合</p>	 <p>第4.1.1.f-4図 格納容器破損モード別格納容器破損割合</p>	 <p>第4.1.1.f-6図 主要なPDSにおける格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合</p>	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 ・泊は主要なPDSにおける格納容器破損モード別CFFを円グラフにて記載している</p> <p>【大飯】 ■ 個別評価による相違 ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第4.1.1.f-4表にて格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の表を記載している</p>

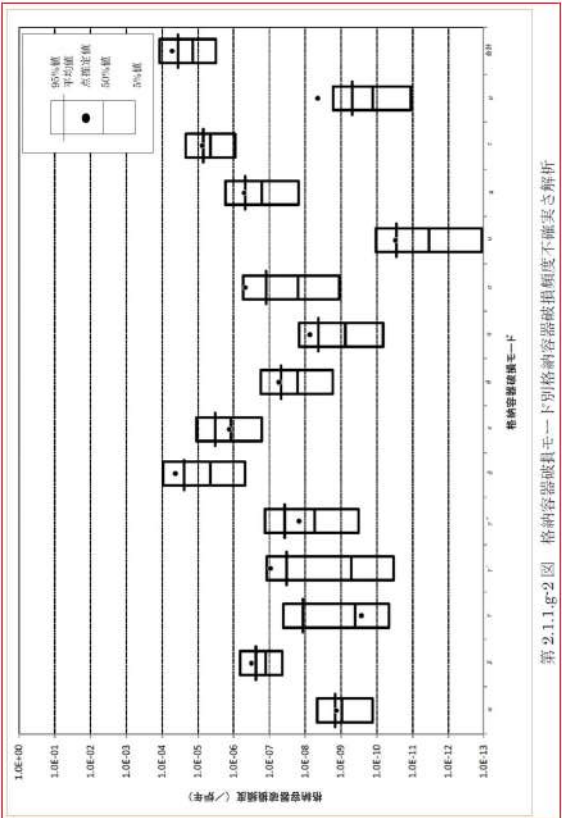
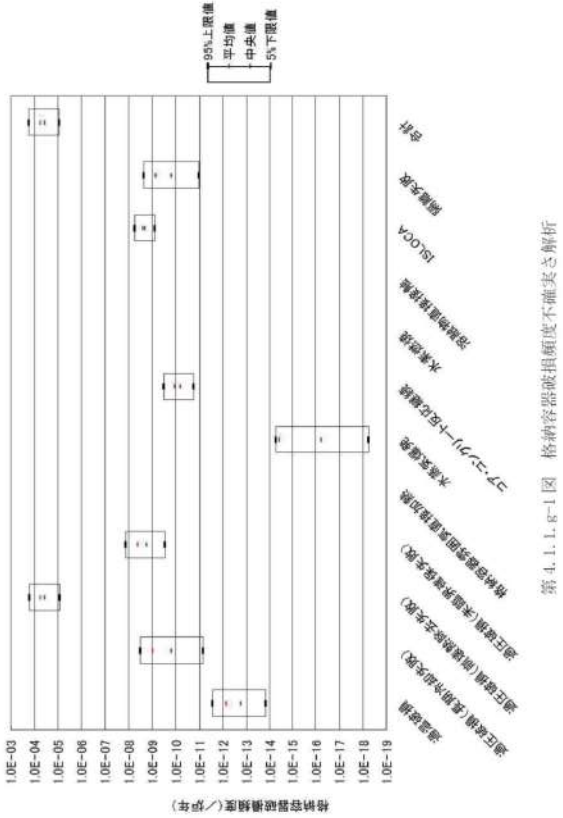
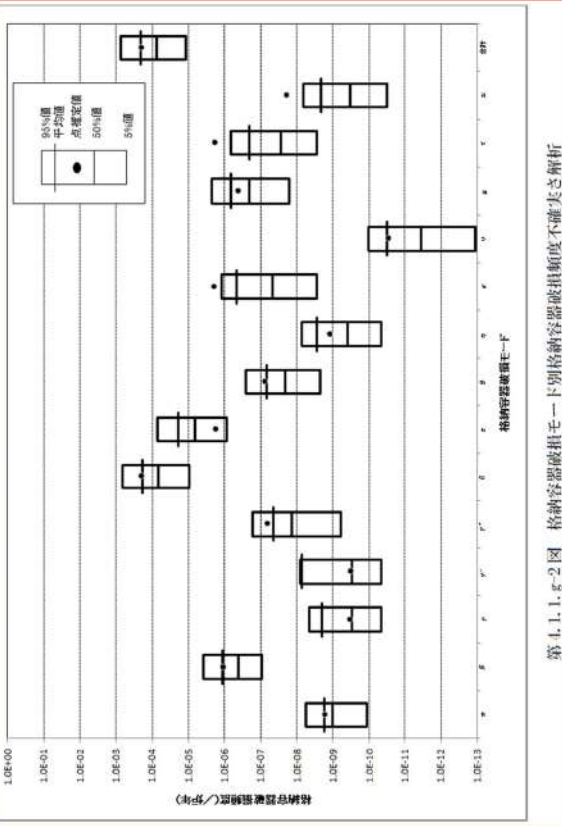
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p>		 <p>第 4.1.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載内容の相違 ・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	 <p>第 4.1.1.g-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	 <p>第 4.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	<p>【女川及び大飯】 ■ 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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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2.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>		<p>第4.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川は格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 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 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>格納容器破損頻度 / (年)</p> <p>■ ケース1 (ベースケース) ■ ケース2 (感度解析ケース)</p>	<p>第 4.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度の比較 (外部電源故障)</p> <p>格納容器破損モード別格納容器破損頻度の比較 (外部電源故障)</p> <p>格納容器破損頻度 / (年)</p> <p>■ 外部電源 復旧あり (ベースケース) ■ 外部電源 復旧無し</p>	<p>第 4.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p> <p>格納容器破損頻度 / (年)</p> <p>■ ケース1 (ベースケース) ■ ケース2 (感度解析ケース)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川及び大飯】 ■ 個別評価による相違</p>

比較対象プラント選定の詳細（有効性評価）

【7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価】

【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】

項目		内容
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川2号炉（大飯3／4号炉）
	具体的理由	当該資料は、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プロセス及びその結果について説明するものであり、PRA の評価結果に基づく選定プロセスおよび考慮事項等についてはプラント間で大きく相違しないことから、資料の構成や文言単位に至るまで網羅的に参照する観点で、先行審査実績である「女川2号炉」を選定する。 また、起因事象、成功基準等、PRA の個別の評価に係るPWR特有の部分については、モデルの適切性に係る技術的な比較が可能な同型炉（PWR）の最終実績である「大飯3／4号炉」を選定する。
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川2号炉（大飯3／4号炉）
	反映すべき知見を得るための主な方法	① 比較表による比較：比較表に掲載し、文言単位の比較により、先行審査知見が反映されていることを網羅的に確認する。 また、PWR特有の設計等について、大飯3／4号炉を比較対象とした箇所についても、先行審査知見により記載内容の充実化を図る。
	(当該方法の選定理由)	① 比較対象を女川2号炉（または大飯3／4号炉）とするため、先行審査知見も比較表形式で網羅的に反映することが可能なため。

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

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 (1/2)

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
(本文)	(本文)					
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について	1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について	○	○			
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシの選定について	2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシの選定について	○	○			
3. 運転停止中炉心における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシグループ及び重要事故シナシの選定について	3. 運転停止中炉心における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシグループ及び重要事故シナシの選定について	○	○			
4. 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて	4. 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて	○	○			
(別紙)	(別紙)					
別紙1 有効性評価の事故シナシグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について	別紙1 有効性評価の事故シナシグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について	○	○			
別紙2 外部事象に特有の事故シナシについて	別紙2 外部事象に特有の事故シナシについて	○	○			
別紙3 諸外国の重大事故対策に関する設備例について	別紙3 諸外国の重大事故対策に関する設備例について	○	○			
別紙4 T B Wシナシを重要事故シナシに選定しない考え方について		×	×	BWR固有の評価に関する資料のため		まとめ資料を作成していないため
	別紙4 事故(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)時の炉心トリップ失敗の取扱いについて	○	○		大飯は事故(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)時の炉心トリップ失敗の取扱いについてまとめられている。PWR特有の評価であり泊も同様の資料を作成していることから、大飯との比較表を作成。	
別紙5 女川2号炉 P R Aにおける主要なカットセットとF V重要度参照した重大事故防止対策の対応状況	別紙5 泊3号炉 P R Aにおける主要なカットセットとF V重要度参照した重大事故防止対策の対応状況	○	○			
別紙6 地震P R A、津波P R Aにおける主要な事故シナシの対策等について	別紙6 地震P R A、津波P R Aにおける主要な事故シナシの対策等について	○	○			
別紙7 津波レベル1 P R Aにおける防潮堤の耐性評価結果について	別紙7 津波レベル1 P R Aにおける防潮堤の耐性評価結果について	○	○			
別紙8 水素燃焼及び格納容器高圧接触(シェルアタック)の除外理由について	別紙8 格納容器高圧接触(シェルアタック)の除外理由について	○	○			
	別紙9 gモード(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(T I - S G T R))に係る追加要否の検討について	○	○		大飯はgモード(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(T I - S G T R))に係る追加要否の検討についてまとめられている。PWR特有の評価であり泊も同様の資料を作成している。	
別紙9 格納容器隔離の想定について	別紙10 βモード(格納容器隔離失敗)の想定について	○	○			
	別紙11 αモード(炉心容器内の水蒸気爆発)の格納容器破損モードからの除外理由について	○	○		泊は当該破損モードを有効性評価の対象外としている理由を大飯と同様に本資料で整理している。	
別紙10 F C Iの見解について		×	×	女川は炉心容器内の水蒸気爆発(αモード)をPRA評価対象外としている理由を本資料で整理しているが、泊は当該破損モードをレベル1.5PRAの評価対象としていることから、本資料の作成は不要と判断した。		まとめ資料を作成していないため
別紙11 溶融炉心・コンクリート相互作用の評価対象プラント損傷状態について		×	×	BWR固有の評価に関する資料のため		まとめ資料を作成していないため
	別紙12 ライナーアタックについて	○	○		本資料は、BWRマークI型プラントとPWRプラントでは炉心格納容器の構造が相違している観点から、格納容器高圧接触による炉心格納容器の破損防止について大飯と同様に本資料で説明している。	
	別紙13 格納容器破損防止対策の評価事故シナシの選定について(補足)	○	○		本資料は、格納容器破損防止対策の評価事故シナシ選定に係る詳細説明であり、レベル1.5PRAで抽出された事故シナシの類似性の観点で大飯と同様に作成している。	
	別紙14 炉心損傷防止が困難な事故シナシにおける格納容器破損防止対策の有効性について	○	○		本資料は、炉心損傷防止が困難な事故シナシに係る詳細説明であり、PRAで抽出された事故シナシの類似性の観点で大飯と同様に作成している。	
別紙12 女川2号炉 P R Aピアレビュー実施結果について	別紙15 泊3号炉 P R Aピアレビュー実施結果について	○	○			
別紙13 「P R Aの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」への女川原子力発電所2号炉 P R Aの対応状況	別紙16 「P R Aの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」への泊発電所3号炉 P R Aの対応状況	○	○			
(別添)	(別添)					
3.1 レベル1 PRA	3.1 レベル1 PRA					
3.1 内部事象PRA	3.1 内部事象PRA					
3.1.1 出力運転時PRA	3.1.1 出力運転時PRA	○	○			
3.1.2 停止時PRA	3.1.2 停止時PRA	○	○			
3.2 外部事象	3.2 外部事象					
3.2.1 地震PRA	3.2.1 地震PRA	○	○			
3.2.2 津波PRA	3.2.2 津波PRA	○	○			
4. レベル1.5 PRA	4. レベル1.5 PRA					
4.1 内部事象PRA	4.1 内部事象PRA					
4.1.1 出力運転時PRA	4.1.1 出力運転時PRA	○	○			
(別紙)	(補足説明資料)					今後作成予定。
3.1 レベル1 PRA	3.1 レベル1 PRA					
3.1 内部事象PRA	3.1 内部事象PRA					
3.1.1 出力運転時PRA	3.1.1 出力運転時PRA					
	補足3.1.1.a-1 泊3号炉の特徴の解析、操作性への影響について	○	×		ブースティング有無等のプラントの特徴やPRAへの影響等を説明する資料として作成している資料。PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。	
	補足3.1.1.b-1 燃料集合体の落下について	○	×		起因事象から燃料集合体の落下を除外する理由についての補足説明資料として作成している資料。女川の別紙3.1.1.b-1の関連資料。	
	補足3.1.1.b-2 PRAにおける炉心容器破損の取扱いについて	○	×		起因事象から炉心容器破損を除外する理由についての補足説明資料として作成している資料。女川の別紙3.1.1.b-1の関連資料。	

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
		補足3.1.1.b-3 泊3号炉の内部事象PRAで「DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」がない理由について	○	×		起回事象からDC母線1系列喪失を除外する理由についての補足説明資料として作成している資料。女川の別紙3.1.1.b-10の関連資料。
別紙3.1.1.b-1 起回事象から除外している事象について			(○)	×	起回事象からの除外については、別添本文の説明に加え、補足3.1.1.b-1、補足3.1.1.b-2および補足3.1.1.b-3にて一部詳細に説明をしているため、女川の別紙3.1.1.b-1に記載の内容は網羅されていると判断したため、本資料の作成は不要と判断した。	
別紙3.1.1.b-2 主蒸気管破断の分類の考え方について			×	×	女川では主蒸気管破断は起回事象から除外しているため、本資料を作成して除外理由を説明している。泊では、主蒸気管破断を起回事象としていることから同様の資料作成は不可と判断した。	
		補足3.1.1.b-4 運転時PRAにおいて通常停止を起回事象として取り扱わない考え方について	○	×		【女川】別紙3.1.1.b-4にて整理
		補足3.1.1.b-5 「起動操作」を起回事象に含めないことの方針	○	×		【女川】別紙3.1.1.b-5にて整理
別紙3.1.1.b-3 従属性を有する起回事象の抽出について		補足3.1.1.b-6 従属性を有する起回事象の抽出について	○	×		
別紙3.1.1.b-4 運転時PRAにおいて通常停止を起回事象として取扱う考え方について			(○)	×	補足3.1.1.b-4にて整理	
別紙3.1.1.b-5 「起動操作」を起回事象に含めないことの方針			(○)	×	補足3.1.1.b-5にて整理	
別紙3.1.1.b-6 「主蒸気隔離弁の部分閉鎖」を隔離事象に分類する考え方について		補足3.1.1.b-7 「主蒸気隔離弁の閉止」を過渡事象に分類する考え方について	○	×		
別紙3.1.1.b-7 起回事象の発生頻度におけるEFの設定の妥当性について		補足3.1.1.b-8 起回事象の発生頻度におけるEFの設定の妥当性について	○	×		
別紙3.1.1.b-8 起回事象発生頻度の評価の考え方の優先順位について		補足3.1.1.b-9 起回事象発生頻度の評価の考え方について	○	×		
別紙3.1.1.b-9 起回事象の発生頻度評価に用いるデータベースの適用性について		補足3.1.1.b-10 起回事象の発生頻度評価に用いるデータベースの適用性について	○	×		
		補足3.1.1.b-11 WASH-1400の考え方について	○	×		【女川】別紙3.1.1.b-11にて整理
別紙3.1.1.b-10 起回事象外部電源喪失における炉型の違いに対する考え方について		補足3.1.1.b-12 起回事象外部電源喪失における炉型の違いに対する考え方について	○	×		
		補足3.1.1.b-13 ATWSの起回事象発生頻度で用いた原子炉トリップ失敗確率評価について	○	×		【女川】別紙3.1.1.e-1にて整理
		補足3.1.1.b-14 インターフェイスシステムLOCAの発生頻度の算出方法について	○	×		【女川】別紙3.1.1.b-13、別紙3.1.1.b-14にて整理
別紙3.1.1.b-11 起回事象のLOCAの発生頻度算定の考え方			(○)	×	補足3.1.1.b-10にて整理	
別紙3.1.1.b-12 ECCS配管破断の考え方について			×	×	PRAモデル相違のため、女川は原子炉圧力バウンダリ内のECCS配管が破断し、ECCSに期待できない場合のLOCAのCDFを感度解析として評価している。PWRでは破断ループへのECCS注入には期待しておらず、破断箇所としてECCS配管を想定した場合においても成功基準に変更はなく、炉心損傷頻度への影響はないため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.b-13 インターフェイスシステムLOCAの発生頻度の算出方法について			(○)	×	補足3.1.1.b-14にて整理	
別紙3.1.1.b-14 ISLOCA発生頻度の海外との差について			(○)	×	補足3.1.1.b-14にて整理	
別紙3.1.1.c-1 対処設備作動までの余裕時間の考え方		補足3.1.1.c-1 対処設備作動までの余裕時間の考え方	○	×		
		補足3.1.1.c-2 成功基準解析の解析条件設定の考え方について	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
別紙3.1.1.c-2 成功基準の設定時の解析例について		補足3.1.1.c-3 成功基準の設定時の解析例について	○	×		
		補足3.1.1.d-1 イベントツリーの作成例について	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
		補足3.1.1.d-2 イベントツリーのヘディングに含まない主要な緩和設備について	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
別紙3.1.1.d-1 女川原子力発電所2号機 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー		補足3.1.1.d-3 泊発電所3号機 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー	○	×		

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
別紙3.1.1.d-2 サプレッションプール水温が上昇した場合の高圧炉心スプレイ系の機能維持の考え方について			×	×	BWR固有の評価に関する資料のため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.d-3 逃がし安全(S/R)弁の開閉着を想定する考え方			×	×	女川は逃がし安全弁の開閉着の発生有無で緩和設備が異なり、ETや成功基準の比較を行っているが、泊は加圧器逃がし/安全弁の開閉着時は炉心損傷となり、PRAモデルが異なることから、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.d-4 常用系と非常用系で共用しているサポート系において、常用系機能喪失と常用系隔離失敗(隔離弁故障等)が重畳する場合の取扱い		補足3.1.1.d-4 常用系と非常用系で共用しているサポート系において、常用系機能喪失と常用系隔離失敗(隔離弁故障等)が重畳する場合の取扱い	○	×		
別紙3.1.1.d-5 事故シーケンスの最終状態の分類の考え方			(○)	×	泊はイベントツリー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ており、事故シーケンスグループの分類については、別添の3.1.1.h(1)の項目で全て記載しているため同様の資料作成は不要と判断した。	
		補足3.1.1.e-1 システム信頼性解析例について	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
		補足3.1.1.e-2 内部事象レベル1 PRAにおけるサポート機能喪失の取扱いについて	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
別紙3.1.1.e-1 スクラム系(機械系)における原子炉停止失敗の定義			(○)	×	補足3.1.1.b-13にて整理	
別紙3.1.1.f-1 非常用ディーゼル発電機の故障率について		補足3.1.1.f-1 非常用ディーゼル発電機の故障率について	○	×		
別紙3.1.1.f-2 故障確率データがない機器について既存データを代用する場合の妥当性について		補足3.1.1.f-2 故障確率データがない機器について既存データを代用する場合の妥当性について	○	×		
別紙3.1.1.f-3 中性子束検出器のモデル化について			×	×	PWRは中性子束検出器をモデル化しておらず、PRAモデルが異なるため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.f-4 外部電源復旧の考え方について			×	×	PWRでは、外部電源の復旧には期待しておらず、PRAモデルが異なるため同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.f-5 保守頻度の設定と実績との比較について			×	×	女川は機器の保守頻度については、NUREG/CR-2815を参考に機器故障率の10倍としており、この頻度を用いた待機除外確率と国内BWRの待機除外データに基づく待機除外確率との比較により、保守頻度の設定が妥当であることを説明している。泊は保守作業による待機除外確率の算出にあたり、保守時間として許容待機除外時間(AOT)を保守的に適用しており、PRAモデルが異なるため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.f-6 共通要因故障の除外例について			×	×	PWRは同一又は異なるシステムにおいて、環境や運用方法が異なることを踏まえて同一システムに対して共通要因故障を考慮しており、PRAモデルが異なるため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.f-7 共通要因故障を考慮した場合の感度解析について			×	×	女川と同様の考えで共通要因故障を除外している機器がなく、PRAモデルが異なるため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.f-8 共通要因故障パラメータの設定方法について			(○)	×	女川は機器によって用いる共通要因故障パラメータの文獻が異なるため別紙で整理。一方、泊の場合活用する文獻は1つであり、別添に記載しているため、本資料の作成は不要と判断した。	
別紙3.1.1.f-9 共通要因故障を考慮している機器について、メーカーが相違している場合の考え方			×	×	泊は共通要因故障については、同一又は異なるシステムの機器において、メーカーの相違を考慮していないため、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.f-10 故障モード毎の共通要因故障の評価に使用しているパラメータについて			×	×	女川は故障モードに関係なく同じ共通要因故障パラメータを用いているため、「CCF Parameter Estimations 2010」を用いて故障モードによってパラメータを変えた感度解析を実施している。一方、泊は既に「CCF Parameter Estimations 2010」を用いて機器タイプ別、故障モード別に共通要因故障パラメータを与えているため、本資料の作成は不要と判断した。	
別紙3.1.1.g-1 人的過誤操作失敗に係る詳細設定について		補足3.1.1.g-1 人間信頼性評価手法について	○	×		
別紙3.1.1.g-2 起回事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程について		補足3.1.1.g-2 起回事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程について	○	×		
別紙3.1.1.g-3 起回事象発生前の人的過誤を除外する妥当性について			×	×	女川の「DGガバナの復旧失敗」を起回事象発生前の人的過誤から除外した理由を説明した資料。試験操作者とは別にチェック者が配置されていることを理由に起回事象発生前の人的過誤から除外していることの説明資料であり、泊では同様の考えでは除外しておらず、同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.g-4 計器の校正ミスの取扱いについて		補足3.1.1.g-3 計器の校正ミスの取扱いについて	○	×		
別紙3.1.1.g-5 人的過誤として考慮する評価項目と結果について			(○)	×	補足3.1.1.g-1にて整理	
別紙3.1.1.h-1 PRAの使用コードの検証について		補足3.1.1.h-1 RiskSpectrum®について	○	×		
		補足3.1.1.h-2 事故シーケンスの評価イメージについて	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
		補足3.1.1.h-3 イベントツリーにおけるヘディングの分岐確率について	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。
別紙3.1.1.h-2 RCIC運転継続8時間の妥当性について			×	×	BWR固有の評価に関する資料のため同様の資料作成は不可と判断した。	
別紙3.1.1.h-3 イベントツリーにおけるドミナントシーケンスについて		補足3.1.1.h-4 イベントツリーにおけるドミナントシーケンスについて	○	×		
別紙3.1.1.h-4 不確実さ解析における計算回数について		補足3.1.1.h-5 不確実さ解析における計算回数について	○	×		
3.1.2 停止時PRA		3.1.2 停止時PRA				
		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	○	×		PWR固有の資料であるため、女川では該当する資料が無い。

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
別紙3.1.2.a-1 期待する影響緩和設備におけるタイライン等による他系統からのサポート系の融通について		×	×	女川は原子炉補機冷却系のA系列とB系列で相互に他系列からタイラインによる融通が可能であるが、PRAではモデル化していないことの説明をしている。泊の原子炉補機冷却系は許認可で示しているとおおりAトレン、Bトレンの両方からAヘッダ、Bヘッダへの供給が可能であり、PRAでもそれとおおりモデル化しているため、本資料の作成は不要と判断する。		
別紙3.1.2.a-2 評価対象とした定期検査工程の代表性について		(○)	×	選定した定検に関する記載は別添に記載済みであるため、本資料の作成は不要と判断する。なお、女川の場合は、燃料の部分取出を選定しており、その代表制の説明をしているが、PWRは毎回全取替であり、この点に関する代表性の説明は不要である。		
別紙3.1.2.a-3 プラント状態の分類の考え方について		(○)	×	女川は、別添本文と別添別紙に分割してPOSの分類について記載している。一方、泊は、別添本文にPOS分類の考え方を全て記載していることから、本資料の作成は不要と判断する。		
	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	○	×		PWR特有の評価に関する資料であるため、女川では該当する資料が無い。	
	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	○	×		PWR特有の評価に関する資料であるため、女川では該当する資料が無い。	
別紙3.1.2.b-1 起因事象からCR引抜事象を除外している理由について		×	×	BWR固有の評価に関する資料のため作成不要と判断する。 なお、類似の考え方は補足3.1.2.b-1にて整理		
別紙3.1.2.b-2 RHR運転中のLOCAを起因事象から除外する考え方について		(○)	×	設備や設計が異なることから「RHR運転中のLOCA」はBWR特有の起因事象と考えられるため、本資料の作成は不要と判断する。 なお、泊で評価対象の起因事象である「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」は弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象としており、対象期間にはRHR運転中も含んでいる。」		
別紙3.1.2.b-3 RHR切替時のLOCAをPOS-B2のみで考慮している理由について		×	×	BWR固有の評価に関する資料のため同様の資料作成は不可と判断する。		
別紙3.1.2.b-4 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	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	○	×			
別紙3.1.2.c-1 炉心損傷条件について		×	×	女川は原子炉ウエル満水時に炉心燃料に加えて燃料プールの燃料および水量を考慮する必要があることから本資料を作成しているが、PWRは設計が異なり構造上燃料プールの燃料および水量の考慮は不要であることから、本資料の作成は不可と判断した。		
別紙3.1.2.c-2 燃料損傷防止の成功に必要な安全機能について		×	×	女川は原子炉の減圧機能と格納容器の除熱機能については、余裕時間が十分あることから、ベースケースでは成功基準を設定していない。成功基準として設定した場合の感度解析を実施し、CDFがベースケースより増加しているものの、全CDFへの影響が小さいと結論付けている。泊については、同様の想定をしていないため、同様の資料作成は不可と判断した。		
別紙3.1.2.c-3 緩和操作に必要な余裕時間等の算定根拠について	補足3.1.2.c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について	○	×			
別紙3.1.2.c-4 停止時のLOCAにおける余裕時間の考え方について		×	×	泊の場合は停止時LOCA時の緩和手段がなく燃料損傷直結事象であるため同様の資料作成は不可と判断した。停止時の余裕時間の設定の考え方については、別添に記載済み。		
別紙3.1.2.d-1 女川原子力発電所2号機 内部事象停止レベル1PRAイベントツリー	補足3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止レベル1PRAイベントツリー	○	×			
別紙3.1.2.g-1 起因事象発生前の操作に係わる人的過誤の選定の考え方について		×	×	女川は停止時の起因事象発生前の人的過誤は考慮しておらず、本資料は考慮した場合の感度解析であり、泊は起因事象発生前の人的過誤は考慮しているため、同様の資料作成は不可と判断した。		
別紙3.1.2.g-2 人的過誤に係わる診断失敗確率の考え方について		×	×	女川は非常に小さい値を持つ人的過誤の基事象に対する説明をしている。泊の評価では該当する基事象はないため同様の資料作成は不可と判断した。		
別紙3.1.2.g-3 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について	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	○	×			
別紙3.1.2.h-1 POS別の炉心損傷頻度（日当たり）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	○	×			
別紙3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について	補足3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について	○	×			
3.2 外部事象	3.2 外部事象					
3.2.1 地震PRA	3.2.1 地震PRA					
別紙3.2.1.a-1 プラントワークダウンの対象設備の選定について	補足3.2.1.a-1 プラントワークダウン対象設備の選定について	○	×			

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
別紙3.2.1.a-2 地震PRAにおけるプラントワークダウンの点検項目について	補足3.2.1.a-2 地震PRAにおけるプラントワークダウンの点検項目について	○	×			
	補足3.2.1.a-3 プラントワークダウンの実施について	○	×		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、泊も同様の資料を作成している	
別紙3.2.1.a-3 フラジリティ評価における余震の考え方について	補足3.2.1.a-4 フラジリティ評価における余震の考え方について	○	×			
別紙3.2.1.a-4 起因事象の抽出に対する網羅性について	補足3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について	○	×			
別紙3.2.1.a-5 制御建屋空調系喪失事象の扱いについて	補足3.2.1.a-6 換気空調系機能喪失事象の扱いについて	○	×			
	補足3.2.1.c-1 フラジリティ評価手法選定の考え方について	○	×		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、泊も同様の資料を作成している	
	補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について	○	×		大飯は機器フラジリティの評価方法を補足としてまとめており、泊も同様の資料を作成している	
別紙3.2.1.d-1 E-LOCAの評価方法について		×	×	女川は大中小LOCAをE-LOCAに含めており、その評価方法についての資料を作成しており、PRAモデルが異なることから本資料の作成は不可と判断した。		
別紙3.2.1.d-2 階層イベントツリーのヘディング設定の考え方及び定量化について	補足3.2.1.d-1 地震PRAにおけるイベントツリー評価について	○	×			
	補足3.2.1.d-2 地震PRAにおける成功基準について	○	×		大飯は成功基準について補足としてまとめており、泊も同様の資料を作成している	
別紙3.2.1.d-3 使命時間に関する感度解析について	補足3.2.1.d-3 使命時間に関する感度解析について	○	×			
	補足3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナシオ選定のまとめ方について（地震PRA）	○	×		大飯は小イベントツリー法と大イベントツリー法における評価結果の取り扱いの差異について補足としてまとめており、泊も同様の資料を作成している	
別紙3.2.1.d-4 炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴（検証結果）		(○)	×	女川は、信頼性解析支援ツールという評価ツールを用いており、そのツールに関する補足説明をしている。当社はRiskSpectrumを用いており、補足3.1.1.h-1にて説明している。		
別紙3.2.1.d-5 確率論的地震ハザードの変更に伴う事故シナシオグループ選定への影響について		×	×	泊は最新の確率論的地震ハザードに基づいた評価を実施しているため、本資料の作成は不要と判断した。		
	補足3.2.1.d-5 地震PRAにおけるランダム故障の影響について	○	×		大飯はランダム故障の影響について補足としてまとめており、泊も同様の資料を作成する。	
3.2.2 津波PRA	3.2.2 津波PRA	/	/			
別紙3.2.2.a-1 引き波による取水位の低下に伴う非常用海水ポンプの取水性について	補足3.2.2.a-1 引き波による取水位の低下に伴う原子炉補機冷却海水ポンプの取水性について	○	×			
別紙3.2.2.a-2 事故シナリオの分析において引き波を除外する考え方について	補足3.2.2.a-2 事故シナリオの分析において引き波を除外する考え方について	○	×			
別紙3.2.2.a-3 津波発生時における原子炉停止の手順について	補足3.2.2.a-3 津波発生時における原子炉停止の手順について	○	×			
別紙3.2.2.b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討	補足3.2.2.b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討	○	×			
別紙3.2.2.c-1 津波PRAにおける漂流物の取り扱いについて	補足3.2.2.c-1 津波PRAにおける漂流物の取り扱いについて	○	×			
別紙3.2.2.c-2 防潮堤の耐力について		(○)	×	泊は防潮堤の耐力について確定論による保守的な評価を実施し、その結果を別紙7及び補足3.2.2.d-2に記載する方針とする		
別紙3.2.2.d-1 津波による敷地浸水解析について	補足3.2.2.d-1 津波による敷地浸水解析について	○	×			
別紙3.2.2.d-2 津波高さQ.P+33.9mを超過した場合の事故シナリオについて	補足3.2.2.d-2 津波高さT.P+●●●mを超過した場合の事故シナリオについて	○	×			
4. レベル1.5PRA	4. レベル1.5PRA	/	/			
4.1 内部事象PRA	4.1 内部事象PRA	/	/			
4.1.1 出力運転時PRA	4.1.1 出力運転時PRA	/	/			
別紙4.1.1.b-1 TBPシナシオ、S1E及びS2Eシナシオの原子炉圧力挙動について		(○)	×	女川はシナシオが高圧状態か低圧状態かの分類に影響する解析条件や解析結果からの分類の判断方法について別紙にて説明しているが、泊は別添に解析条件、解析結果を記載しており、本資料の作成は不要と判断した。		
別紙4.1.1.b-2 炉心損傷時期を分類する基準について	補足4.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について	○	×			
別紙4.1.1.c-1 評価から除外したPCV破損モードについて		×	×	女川は本別紙にて除外したPCV破損モードについて整理しているが、泊は評価から除外した格納容器破損モードはないことから、本資料の作成は不可と判断した。		
別紙4.1.1.d-1 女川原子力発電所2号機内部事象運転時レベル1.5PRAイベントツリー		(○)	×	女川はプラント損傷状態（PDS）に応じて異なる格納容器イベントツリーを用いており、本別紙にて整理している。泊はいずれのPDSにおいても同じ格納容器イベントツリーを用いており、別添第4.1.1.d-1図にて図示していることから、本資料の作成は不要と判断した。		
別紙4.1.1.e-1 格納容器破損限界への福島第一原子力発電所における知見の整理について		(○)	×	女川は本別紙にてCV限界圧力/温度の判定基準を適用するにあたって福島第一原子力発電所事故の知見を考慮していることを説明している。泊は付録2にて福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえたCV限界圧力/温度の妥当性を確認しており、本資料の作成は不要と判断した。		

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
	別紙4.1.1.e-2 事故進展解析における炉心溶融・炉心支持板破損・原子炉圧力容器破損の判断基準について			×	×	
	別紙4.1.1.e-3 炉心注水によるR P V破損回避の不確かさについて			×	×	
	別紙4.1.1.e-4 L O C A時に破断口から流出した冷却材の流入先			×	×	
	別紙4.1.1.f-1 格納容器破損モードにおける物理化学現象の詳細について			×	×	
	別紙4.1.1.f-2 炉外FCIにおけるベデスタルフラジリティの作成方法について			×	×	
	別紙4.1.1.f-3 炉外FCIにおける■との因果関係作成方法について			×	×	
	別紙4.1.1.f-4 DCHによる格納容器フラジリティ評価における温度負荷の扱いについて			×	×	
	別紙4.1.1.f-5 PCV隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応		補足4.1.1.f-1 CV隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応	○	×	
			補足4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について	○	×	PWR特有の評価に関する資料であるため、女川では該当する資料が無い。

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 (2/2)

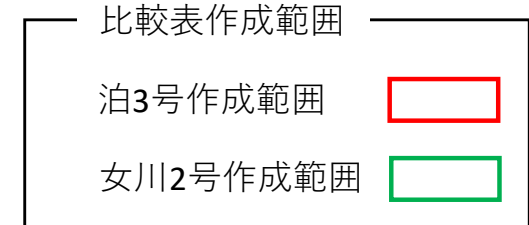
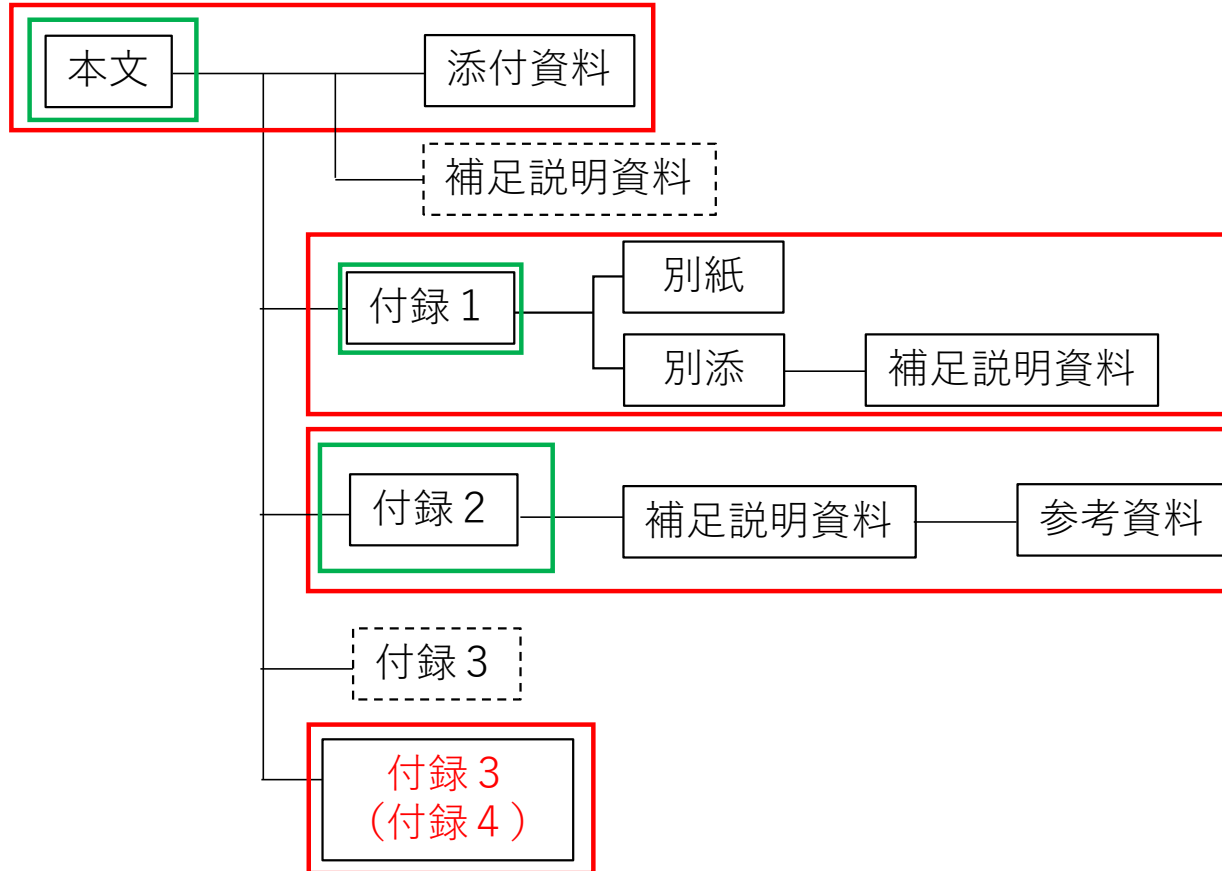
提出資料	泊3号炉 作成状況		資料提出時期				
	まとめ資料	比較表	2022.11.30	2022.12.16	2022.12.20	2023.7予定	2023.8予定
			グループ4	地震PRA	津波PRA	地震PRA	津波PRA
(本文)							
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について	○	○	○ (地震・津波PRAを除く)	×	×	○ (地震・津波PRA)	○ (地震・津波PRA)
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について	○	○	○ (地震・津波PRAを除く)	×	×	○ (地震・津波PRA)	○ (地震・津波PRA)
3. 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の運転停止中事故シナリオグループ及び重要事故シナリオの選定について	○	○	○	×	×	×	×
4. 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活用したPRAの実施プロセスについて	○	○	○	×	×	×	×
(別紙)							
別紙1 有効性評価の事故シナリオグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について	○	○	○	×	×	×	×
別紙2 外部事象に特有の事故シナリオについて	○	○	×	×	×	○	○
別紙3 諸外国の重大事故等対策に関する設備例について	○	○	○	×	×	×	×
別紙4 事故(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて	○	○	○	×	×	×	×
別紙5 泊3号炉 PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況	○	○	○	×	×	×	×
別紙6 地震PRA、津波PRAにおける主要な事故シナリオの対策等について	○	○	×	×	×	○	○
別紙7 津波レベル1 PRAにおける防潮堤の耐性評価結果について	○	○	×	×	×	×	○
別紙8 格納容器直接接触(シェルアタック)の除外理由について	○	○	○	×	×	×	×
別紙9 gモード(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))に係る追加要否の検討について	○	○	○	×	×	×	×
別紙10 βモード(格納容器隔離失敗)の想定について	○	○	○	×	×	×	×
別紙11 αモード(原子炉容器内の水蒸気爆発)の格納容器破損モードからの除外理由について	○	○	○	×	×	×	×
別紙12 ライナーアタックについて	○	○	○	×	×	×	×
別紙13 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について(補足)	○	○	○	×	×	×	×
別紙14 炉心損傷防止が困難な事故シナリオにおける格納容器破損防止対策の有効性について	○	○	○	×	×	○	○
別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について	○	○	○	×	×	×	×
別紙16 「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」への泊発電所3号炉PRAの対応状況	○	○	○	×	×	○	○
(別添)							
3.レベル1PRA							
3.1 内部事象PRA							
3.1.1 出力運転時PRA	○	○	○	×	×	×	×
3.1.2 停止時PRA	○	○	○	×	×	×	×
3.2 外部事象							
3.2.1 地震PRA	○	○	×	○	×	○	×
3.2.2 津波PRA	○	○	×	×	○	×	○
4. レベル1.5PRA							
4.1 内部事象PRA							
4.1.1 出力運転時PRA	○	○	○	×	×	×	×
(補足説明資料)							
3.レベル1PRA							
3.1 内部事象PRA							
3.1.1 出力運転時PRA							
補足3.1.1.a-1 泊3号炉の特徴の解析、操作性への影響について	○	×	○	×	×	×	×
補足3.1.1.b-1 燃料集合体の落下について	○	×	○	×	×	×	×
補足3.1.1.b-2 PRAにおける原子炉容器破損の取扱いについて	○	×	○	×	×	×	×

提出資料		泊3号炉 作成状況		資料提出時期				
		まとめ資料	比較表	2022.11.30	2022.12.16	2022.12.20	2023.7予定	2023.8予定
				グループ4	地震PRA	津波PRA	地震PRA	津波PRA
補足3.1.1.b-3 泊3号炉の内部事象PRAで「DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」がない理由について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-4 運転時PRAにおいて通常停止を起回事象として取り扱わない考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-5 「起動操作」を起回事象に含めないことの方針について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-6 従属性を有する起回事象の抽出について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-7 「主蒸気隔離弁の閉止」を過渡事象に分類する考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-8 起回事象の発生頻度におけるEFの設定の妥当性について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-9 起回事象発生頻度の評価の考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-10 起回事象の発生頻度評価に用いるデータベースの適用性について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-11 WASH-1400の考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-12 起回事象外部電源喪失における炉型の違いに対する考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-13 ATWSの起回事象発生頻度で用いた原子炉トリップ失敗確率評価について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.b-14 インターフェイスシステムLOCAの発生頻度の算出方法について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.c-1 対処設備作動までの余裕時間の考え方	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.c-2 成功基準解析の解析条件設定の考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.c-3 成功基準の設定時の解析例について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.d-1 イベントツリーの作成例について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.d-2 イベントツリーのヘディングに含まない主要な緩和設備について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.d-3 泊発電所3号機 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.d-4 常用系と非常用系で共用しているサポート系において、常用系機能喪失と常用系隔離失敗（隔離弁故障等）が重畳する場合の取扱い	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.e-1 システム信頼性解析例について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.e-2 内部事象レベル1PRAにおけるサポート機能喪失の取扱いについて	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.f-1 非常用ディーゼル発電機の故障率について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.f-2 故障確率データがない機器について既存データを代用する場合の妥当性について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.g-1 人間信頼性評価手法について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.g-2 起回事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.g-3 計器の校正ミスの取り扱いについて	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.h-1 RiskSpectrum®について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.h-2 事故シーケンスの評価イメージについて	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.h-3 イベントツリーにおけるヘディングの分岐確率について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.h-4 イベントツリーにおけるドミナントシーケンスについて	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.1.h-5 不確かさ解析における計算回数について	○	×	○	×	×	×	×	×
3.1.2 停止時PRA								
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	○	×	○	×	×	×	×	×
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	○	×	○	×	×	×	×	×
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	○	×	○	×	×	×	×	×
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	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.2.c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について	○	×	○	×	×	×	×	×
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	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.2.g-1 人的過誤に係るストレスファクタの考え方について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.2.h-1 POS別の炉心損傷頻度（日当たり）について	○	×	○	×	×	×	×	×
補足3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について	○	×	○	×	×	×	×	×
3.2 外部事象								
3.2.1 地震PRA								
補足3.2.1.a-1 ブラントワークダウン対象設備の選定について	○	×	×	○	×	×	×	×
補足3.2.1.a-2 地震PRAにおけるブラントワークダウンの点検項目について	○	×	×	○	×	×	×	×

提出資料	泊3号炉 作成状況		資料提出時期				
	まとめ資料	比較表	2022.11.30	2022.12.16	2022.12.20	2023.7予定	2023.8予定
			グループ4	地震PRA	津波PRA	地震PRA	津波PRA
補足3.2.1.a-3 プラントワークダウンの実施について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.a-4 フラジリティ評価における余震の考え方について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.a-6 換気空調系機能喪失事象の扱いについて	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.c-1 フラジリティ評価手法選定の考え方について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.d-1 地震PRAにおけるイベントツリー評価について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.d-2 地震PRAにおける成功基準について	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.d-3 使命時間に関する感度解析について	○	×	×	×	×	○	×
補足3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）	○	×	×	○	×	×	×
補足3.2.1.d-5 地震PRAにおけるランダム故障の影響について	○	×	×	×	×	○	×
3.2.2 津波PRA							
補足3.2.2.a-1 引き波による取水位の低下に伴う原子炉補機冷却海水ポンプの取水性について	○	×	×	×	×	×	○
補足3.2.2.a-2 事故シナリオの分析において引き波を除外する考え方について	○	×	×	×	×	×	○
補足3.2.2.a-3 津波発生時における原子炉停止の手順について	○	×	×	×	×	×	○
補足3.2.2.b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討	○	×	×	×	×	×	○
補足3.2.2.c-1 津波PRAにおける漂流物の取り扱いについて	○	×	×	×	×	×	○
補足3.2.2.d-1 津波による敷地浸水解析について	○	×	×	×	×	×	○
補足3.2.2.d-2 津波高さがT.P.+●●●mを超過した場合の事故シナリオについて	○	×	×	×	×	×	○
4. レベル1.5PRA							
4.1 内部事象PRA							
4.1.1 出力運転時PRA							
補足4.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について	○	×	○	×	×	×	×
補足4.1.1.f-1 CV隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応	○	×	○	×	×	×	×
補足4.1.1.f-2 格納容器直接接点の分岐確率の設定について	○	×	○	×	×	×	×

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価



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

◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

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

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
付録2	原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価について記載した資料	
補足説明資料、参考資料	付録2の具体的評価を記載した資料及び補足的な説明資料	
(付録3)	解析コードに関する説明資料	解析コードの資料に関してはPWRとBWRで使用する解析コードや妥当性説明が異なること、また、PWRでは解析コードに関する審査資料が公開文献化されており、泊では公開文献を引用する資料構成としていることから、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。
付録3 (付録4)	原子炉格納容器からエアロゾル粒子が漏えいする際の捕集効果に関する資料（新規作成）	