

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																						
<p>以上を踏まえ、モデル化した事故後の人的過誤は以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="129 268 629 491"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>運転操作エラー</th> <th>操作場所</th> <th>HEP*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報誤取失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.3E-04</td> </tr> <tr> <td>3A空調用冷凍機 切操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主給水流量喪失</td> <td>3C空調用冷凍機 切操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">過渡事象 手動停止</td> <td>3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>3B空調用冷凍機 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>3D空調用冷凍機 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>換気空調設備補機トリップ警報誤取失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.3E-04</td> </tr> <tr> <td>34D安全補機閉閉器密空調ファン 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ HEP：人的過誤確率</p> <p>⑥ 炉心損傷頻度 (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 解析コードRiskSpectrumを用いて、階層E Tと各起回事象のE T及びE Tのヘディングごとのフォールトツリー (F T)を用いたF T結合法により炉心損傷頻度 (CDF)を算出した。</p>	起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP*	原子炉補機冷却機能喪失	空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04	3A空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04	主給水流量喪失	3C空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04	3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	過渡事象 手動停止	3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	3B空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	3D空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	換気空調設備補機トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04	34D安全補機閉閉器密空調ファン 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04					<p>⑦ 炉心損傷頻度 (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 第3.2.2. d-1図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。 津波分類A (0. P. +29m~0. P. +33. 9m) は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震PRAに包含されることから、津波PRAの評価対象外とした。 津波分類B (0. P. +33. 9m~) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。 津波PRAで想定したシーケンスグループ一覧を第3.2.2. d-2表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。 a. 複数の安全機能喪失 防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)</p>	<p>⑦ 炉心損傷頻度 (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 第3.2.2. d-1図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。 津波分類A (T. P. 16. 5m~) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、前述の「② (1) 評価対象とした起回事象の発生頻度」に示す津波発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。 津波PRAで想定したシーケンスグループ一覧を第3.2.2. d-2表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。 a. 複数の安全機能喪失 防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■ 評価方針の相違 ・ 泊は外部電源喪失のみ発生する津波分類を想定していないため、地震PRAに包含される津波分類は無い。</p> <p>【女川】 ■ 記載方針の相違 ・ 津波発生頻度と炉心損傷頻度の関係について補足（女川に記載はないが、泊と同様の評価方針となっている）</p>
起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP*																																						
原子炉補機冷却機能喪失	空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04																																						
	3A空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
主給水流量喪失	3C空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
過渡事象 手動停止	3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	3B空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	3D空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	換気空調設備補機トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04																																						
	34D安全補機閉閉器密空調ファン 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-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 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所 3 / 4号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>(2) 炉心損傷頻度結果</p> <p>a. 評価結果及び事故シナリオの説明</p> <p>作成した津波PRAモデルを用いてCDFを算出し、以下に評価結果を示す。</p> <p>(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果</p> <p>津波シナリオ区分ごとの評価結果を第 1.2.2. d-4 表に示す。全CDFは3.0×10^{-7}（/炉年）となり、津波シナリオ区分1（津波高さ 4.65m 以上～10.0m 未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波シナリオ区分1（津波高さ 4.65m 以上～10.0m 未満） 津波シナリオ区分1のCDFは3.0×10^{-7}（/炉年）である。 本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、「原子炉補機冷却機能喪失」に伴い、制御用空気が喪失して主給水流量調整弁が機能喪失することにより「主給水流量喪失」及び「過渡事象」も発生する。 津波シナリオ区分2（津波高さ 10.0m 以上～13.5m 未満） 津波シナリオ区分2のCDFは2.2×10^{-9}（/炉年）である。 本シナリオ区分では、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部から浸水が始まり、10.0m 以下に設置されている機器が機能喪失水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系冷却が不能となるとともに、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。 津波シナリオ区分3（津波高さ 13.5m 以上～15.8m 未満） 津波シナリオ区分3のCDFは2.2×10^{-10}（/炉年）である。 本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。既にディーゼル発電機が海水ポンプ水没により従属的に機能喪失しているため全交流動力電源喪失に至る。 	<p>(2) 炉心損傷頻度結果</p> <p>a. 評価結果及び事故シナリオの説明</p> <p>(a) 津波高さ$\bar{海}$の評価結果</p> <p>全炉心損傷頻度は7.3×10^{-7}（/炉年）となった。津波高さ$\bar{海}$の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2. d-3 表及び第 3.2.2. d-2 図に示す。また、起因事象$\bar{海}$の炉心損傷頻度を第 3.2.2. d-4 表に示す。津波高さ$\bar{海}$の評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。</p> <p>1) 津波分類 A（津波高さ 0.P.+29m～0.P.+33.9m） 本分類は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震 PRA に包含されることから、津波 PRA の評価対象外とした。</p> <p>2) 津波分類 B（津波高さ 0.P.+33.9m～） 本分類の炉心損傷頻度は7.3×10^{-7}（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の 100%を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。</p>	<p>(2) 炉心損傷頻度結果</p> <p>a. 評価結果及び事故シナリオの説明</p> <p>(a) 津波高さ$\bar{事}$の評価結果</p> <p>全炉心損傷頻度は2.9×10^{-7}（/炉年）となった。津波高さ$\bar{事}$の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2. d-3 表及び第 3.2.2. d-2 図に示す。また、起因事象$\bar{事}$の炉心損傷頻度を第 3.2.2. d-4 表に示す。津波高さ$\bar{事}$の評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。</p> <p style="text-align: center;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> <p>1) 津波分類 A（津波高さ T.P.16.5m～） 本分類の炉心損傷頻度は2.9×10^{-7}（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の 100%を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。</p> <p style="text-align: center;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は外部電源喪失のみ発生する津波分類を想定していないため、地震 PRA に包含される津波分類は無い。</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所 3 / 4号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>・ 津波シナリオ区分4（津波高さ 15.8m 以上） 津波シナリオ区分4のCDFは 1.1×10^{-10}（/炉年）である。 本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没し、信号系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。</p> <p>(b) 起回事象ごとの評価結果 起回事象ごとの評価結果を第 1.2.2.d-5 表に示す。今回の津波 PRA では起回事象を階層化して評価しており、4.65m 以上の津波で発生する原子炉補機冷却機能喪失、13.5m 以上の津波で発生する外部電源喪失、15.8m 以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、主給水流量喪失、過渡事象による CDF は定量化されない。</p> <p>(3) 評価結果の分析 起回事象別 CDF 寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.2.d-3図に示す。 津波 PRA では全 CDF は 3.0×10^{-7}（/炉年）と評価され、そのうち、「原子炉補機冷却機能喪失」による寄与割合が約99.9%を占めた。 津波により発生する事故シナリオは、設備が損傷する津波高さに応じて津波シナリオ区分として整理するため、他の津波シナリオ区分に比べて津波高さ範囲が広範になる津波シナリオ区分 1（E.L. +4.65m 以上～E.L. +10.0m 未満）で発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の寄与割合が最も大きく、続</p>	<p>(b) 事故シナリオグループ毎の評価結果 本津波 PRA では、津波特有のシナリオグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シナリオグループ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-5 表及び第 3.2.2.d-3 図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の 100%を占める結果となったが、これは津波分類 B の津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。 本事故シナリオグループの概要を以下に示す。 1) 複数の安全機能喪失(津波分類 B) 本シナリオの炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7}（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の 100%を占める。津波分類 B（津波高さ O.P. +33.9m～）において、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シナリオである。</p> <p>(c) 評価結果の分析 本津波 PRA において、全炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7}（/炉年）となった。本評価で対象としている津波高さ（O.P. +33.9m～）においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類毎の炉心損傷頻度では、津波分類 B の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の 100%を占める結果となった。</p>	<p>(b) 事故シナリオグループごとの評価結果 本津波 PRA では、津波特有のシナリオグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シナリオグループごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-5 表及び第 3.2.2.d-3 図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の 100%を占める結果となったが、これは津波分類 A の津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。 本事故シナリオグループの概要を以下に示す。 1) 複数の安全機能喪失(津波分類 A) 本シナリオの炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7}（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の 100%を占める。津波分類 B（津波高さ T.P. 16.5m～）において、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シナリオである。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</div> <p>(c) 評価結果の分析 本津波 PRA において、全炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7}（/炉年）となった。本評価で対象としている津波高さ（T.P. 16.5m～）においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類ごとの炉心損傷頻度では、津波分類 A の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の 100%を占める結果となった。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</div>	<p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 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>いて津波シナリオ区分2（E.L. +10.0m以上～E.L. +13.5m未満）で発生する補助給水系機能喪失を伴う「原子炉補機冷却機能喪失」の寄与割合が大きい結果となっている。</p> <p>残りの約0.1%については、E.L. +13.5m以上の津波の発生により主変圧器等が没水し、「全交流動力電源喪失」に至る津波シナリオ区分3（E.L. +13.5m以上～E.L. +15.8m未満）や、さらに大規模な津波の発生により、安全補機開閉器室等へ浸水し、複数の電気盤が機能喪失する事故シーケンスを考慮して「複数の信号系損傷」に至る津波シナリオ区分4（E.L. +15.8m以上）として整理しているが、最も津波高さの低い津波シナリオ区分1（E.L. +4.65m以上～E.L. +10.0m未満）の段階で海水ポンプのポンプモータ部（E.L. +4.65m）が没水して「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、他の緩和設備の有無にかかわらず炉心損傷に至ることとなるため、本評価では津波から炉心損傷に至る要因は海水ポンプの機能喪失に起因するものといえる。</p> <p>(4) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析 a. 重要度解析 (a) 解析内容 今回の津波PRAでは、評価開始時点の津波高さで海水ポンプが機能喪失し、緩和手段がなくなり条件付炉心損傷頻度（CCDP）が1.0となつてしまい、重要度解析を実施しても有益な結果が得られないため、内部事象レベル1 PRAや地震PRAのように重要度評価は実施せず、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。</p> <p>(b) 解析結果 第1.2.2.d-6表に津波シナリオ区分ごとのシナリオ重要度整理結果を示す。津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、その寄与割合（シナリオ重要度）は約1.0になった。海水ポンプが津波により水没するということが、CDFにとっていかに支配的であり、この設備に対する対策が重要であるということが分かる。これは、海水ポンプが4.65mの津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある設備も従属的に機能喪失し、緩和手段がなくなるためである。</p>	<p>また、事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度では、複数の安全機能喪失（津波分類B）が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。これは、津波分類Bでは敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。</p> <p>b. 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析 (a) 重要度解析 本津波PRA評価では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生する津波高さ以上（O.P. +33.9m～）では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象PRAや地震PRAのように重要度評価は実施していない。</p>	<p>また、事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度では、複数の安全機能喪失（津波分類A）が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。これは、津波分類Aでは敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。</p> <p>b. 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析 (a) 重要度解析 本津波PRA評価では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水発生する津波高さ以上（T.P. 16.5m～）では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象PRAや地震PRAのように重要度評価は実施していない。</p>	<p>【大阪】 ■評価方針の相違 ・泊は「複数の安全機能喪失」が全炉心損傷頻度の100%を占めるが、当該シーケンスは有効な緩和手段が無く、必ず炉心損傷に至ることから、シナリオ重要度の算出ができないため、大阪と同様のシナリオ重要度評価は実施していない（女川と同様：着色せず）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 不確実さ解析</p> <p>(a) 解析内容</p> <p>不確実さ解析は、フラクタイトルハザードを10本に縮約したデータを用いて、信頼度ごとの津波発生頻度を津波区分ごとに算出し、全CDF及び事故シーケンス別CDFの5%信頼度値（下限値）、中央値、平均値、95%信頼度値（上限値）を評価した。津波フラクタイトルハザードを第1.2.2.d-4図に示す。</p> <p>(b) 解析結果</p> <p>本評価における不確実さ解析は、評価対象となる津波高さにおいて、不確実さ幅が最小となる津波シナリオ区分1であっても、エラーファクター（EF）は2.7×10^5と非常に大きな値となった。その主要因は確率論的津波ハザードの影響であり、津波発生頻度が0.0となる信頼度の範囲（min%～10%）が存在するため、不確実さが大きくなっているが、不確実さを考慮した津波シナリオ区分1の平均値は、点推定値とほぼ同値である3.1×10^{-7}（/炉年）であった（第1.2.2.d-5図参照）。津波シナリオ区分2～4においても津波発生頻度が0.0となる信頼度の範囲が存在するため、津波シナリオ区分1と同様に不確実さが非常に大きくなるが、津波シナリオ区分1～4の中で、全CDFの約99%を占める津波シナリオ区分1の不確実さ解析結果が、全CDFに対する不確実さ解析結果の傾向を示しているといえる。</p> <p>ここで、津波PRAの不確実さ幅は、内部事象レベル1 PRA及び地震PRAに比べれば大きくなるが、津波ハザードの幅が支配的であり、その影響が津波PRAで現れるすべての事故シーケンスに対してほぼ一様であるものと想定すると、事故シーケンスごとのCDFの相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないことがわかった。</p>	<p>(b) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第3.2.2.d-4図に示す。</p> <p>本評価では、津波高さ0.P.+33.9mを越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅は0.P.+33.9mにおける確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。</p> <p>なお、本評価で使用している確率論的津波ハザードは、第3.2.2.b-3図及び第3.2.2.d-6表に示すように、0.P.+33.9mの0.50信頼度以下の年超過確率値が非常に小さいため、不確実さ解析結果には記載していない。</p>	<p>(b) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第3.2.2.d-4図に示す。</p> <p>本評価では、津波高さT.P.16.5mを越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅はT.P.16.5mにおける確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。</p> <div data-bbox="1391 512 1868 632" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 追而【津波ハザード評価を反映】 </div>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・大飯は津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果の傾向を比較しているが、泊は津波PRAの評価対象となる津波分類が単一であるため、同様の比較は実施していない（女川と同様：着色せず）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 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>c. 感度解析</p> <p>(a) 解析内容</p> <p>最も支配的な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」に対して、重大事故等対策（代替交流電源（空冷式非常用発電装置）による給電等）が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。</p> <p>第1.2.2.d-6図に、重大事故等対策を考慮した場合の当該事故シーケンスのシナリオの整理結果を示す。「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（2次冷却系強制冷却）」及び「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（炉心注水）」の非信頼度は、必要とされる運転員操作の詳細さや恒設代替低圧注水ポンプのように機器故障率データが現状整備されていない機器がある等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。</p>	<p>(c) 感度解析</p> <p>・事故シナリオ</p> <p>引き波発生後において、炉心損傷に至るシナリオとしては、以下の2つが考えられる。</p> <p>① 「循環水ポンプ(A)停止失敗」+「循環水ポンプ(B)停止失敗」</p> <p>② 「循環水ポンプ停止成功」+「安全停止失敗※」</p> <p>※非常用炉心冷却系等による原子炉注水、崩壊熱除去に失敗すること</p> <p>①の場合、循環水ポンプが海水を吸い続けてしまうため、海水ポンプ室内の水位が急激に低下し、引き波の水位が回復する前に原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが露出して機能喪失する可能性がある。このため、最終ヒートシンク喪失により炉心損傷に至る。</p> <p>②の場合、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは露出することなく継続運転が可能であり、非常用炉心冷却系等による事象緩和に期待できるが、事象緩和に失敗した場合には、炉心損傷に至る。（内部事象PRAの過渡事象と同様）</p> <p>事故シーケンスのイベントツリーを第3.2.2.d-5図に示す。</p> <p>・評価における主な仮定</p> <p>①津波発生頻度</p> <p>循環水ポンプを停止する必要があるのは、少なくとも貯留堰(0.P.-6.3m)が露出し、その後も水位が低下し続けた場合であることから、保守的に津波水位が0.P.-6.2m未満となる年超過確率(7.9×10^{-4})とした。</p> <p>②循環水ポンプ停止</p> <p>循環水ポンプの取水槽は、A系/B系に区分されていることから、循環水ポンプA又は循環水ポンプBのいずれかの停止に成功した場合には、炉心損傷回避が可能である。</p> <p>循環水ポンプ停止については、引き波により海水ポンプ室水位低警報が表示されてから、貯留堰高さまで</p>	<p>(c) 感度解析</p> <p>追而</p> <p>【感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定だが、津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】</p>	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 解析結果</p> <p>第1.2.2.d-7表及び第1.2.2.d-7図に、感度解析結果を示す。「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」のみに対策を考慮することにより、全CDFは約1桁低減する結果となった。この結果は、重要度整理の結果と同様に、津波の重要事故シーケンスとしては「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」が非常に支配的であり、様々な事故シーケンスが現れる他事象と違い、「原子炉補機冷却機能喪失」の事故シーケンスグループに対する対策を取ることができれば、全CDFに対してかなりの低減効果があるということを示している。</p> <p>(5) まとめ</p> <p>重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、大飯3号炉及び4号炉の津波レベル1 PRAを実施した。炉心損傷頻度は3.0×10^{-7}（/炉年）となり、不確実さ解析の結果得られたエラーファクター（EF）は全CDFに対して支配的であるシナリオ区分1において2.7×10^5であった。津波シナリオとしては、海水ポンプが津波で機能喪失することにより「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、RCPシールLOCAが従属的に発生して炉心損傷に至るシナリオが支配的となった。</p> <p>また、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。さらに、最も支配的な事故シーケンスに対する対策が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。これらの結果、津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、海水ポンプ機能喪失により発生する「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」への対策を取ることによって、全CDFに対してかなりの低減効果があることを確認した。</p>	<p>の時間が比較的短いと考えられることから、保守的に「手動停止」には期待せず、インターロックによる「自動停止」のみを考慮した。</p> <p>・炉心損傷頻度評価結果</p> <p>引き波による全炉心損傷頻度は、約1.6×10^{-7}（/炉年）となり、押し波による全炉心損傷頻度（約7.3×10^{-7}（/炉年））の約22%であった。</p> <p>なお、引き波による全炉心損傷頻度のうち、事故シナリオ①については約0.2×10^{-7}（/炉年）、事故シナリオ②については約1.4×10^{-7}（/炉年）となった。引き波では、押し波と異なり、起因事象発生後も緩和策に期待できることから、押し波に比べ炉心損傷頻度は小さい値となった。</p>	<p>追而</p> <p>【感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定だが、津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川に記載統一（着色せず） ・泊は津波PRAで想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、津波高さ区分②③の不確実さ解析や重要度評価は実施していない。 （女川と同様：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 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉

第 1.2.2.a-1 表 評価に必要な情報及び主な情報源

PRA作業	情報	主な情報源
1 プラントの設計及び運転の把握	PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	・内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） ・全体機器配置図、海水ポンプユニット全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配線図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン
2 確率的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	・文献調査結果 ・地質調査結果
3 建屋及び機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋及び機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	・上記1の情報源
4 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	・上記1の情報源
a) 事故シナリオの分析	・安全系等のシステム使用条件	・上記1の情報源
b) 事故シナリオの分析	・システムの現実的な性能	・既往のPRA情報
c) 成功基準の設定	・運転員による緩和動作	
d) イベントツリーの作成	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
e) システムのモデル化	評価結果の妥当性を確認できる情報	
d) 事故シナリオの定量化		

女川原子力発電所2号炉

第 3.2.2.a-1 表 津波レベル1 PRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査	・PRAの実施に当たり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報	(1) 内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） (2) 全体配置図、機器配置図、プラントウォークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成25年12月）
2. 確率的津波ハザード評価	・敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	(1) 海底地形ハブメータ (2) 断層ハブメータ (3) 女川原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告書
3. 建屋・機器フラジリティ評価	・プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・浸水解析結果	(1) 上記1の情報源 (2) 浸水解析結果
4. 事故シナリオ及び起 因事象の同定	・津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報	(1) 上記1の情報源
a. 事故シナリオ及び起 因事象の同定	・安全系等のシステム使用条件	(1) 上記1の情報源
b. 事故シナリオの分析	・システムの現実的な性能	(2) 既往のPRA情報
c. システムのモデル化	・運転員による緩和動作等 ・対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
d. 事故シナリオの定量化	・評価結果の妥当性を確認できる情報	

泊発電所3号炉

第 3.2.2.a-1 表 津波レベル1 PRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査	・PRA実施に当たり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報	(1) 内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） (2) 全体機器配置図、プラントウォークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成25年7月）
2. 確率的津波ハザード評価	・敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	(1) 海底地形パラメータ (2) 断層パラメータ
3. 建屋・機器フラジリティ評価	・プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・浸水解析結果	(1) 上記1の情報源 (2) 浸水解析結果
4. 事故シナリオの分析 と起 因事象の同定	・津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報	(1) 上記1の情報源
a. 事故シナリオ及び起 因事象の同定	・安全系等のシステム使用条件	(1) 上記1の情報源
b. 事故シナリオの分析	・システムの現実的な性能	(2) 既往のPRA情報
c. システムのモデル化	・運転員による緩和動作等 ・対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
d. 事故シナリオの定量化	・評価結果の妥当性を確認できる情報	

相違理由

- 【女川】
- ・記載内容の相違
- ・個別プラントで参照する情報源の相違
- 【大飯】
- ・記載表現の相違
- ・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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第1.2.2.a-3表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象SSCの種類(1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因</th> <th>左記要因の対象となるSSCの種類(主要なSSC)</th> </tr> <tr> <td>被水及び被水</td> <td>電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ</td> </tr> <tr> <td>津波波力</td> <td>建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤[※] 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉[※]</td> </tr> <tr> <td>流体力</td> <td>建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤[※] 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉[※]</td> </tr> <tr> <td>浮力</td> <td>建物及び構築物(海水取水口も含む) 静的機器(空気を保有するタンク等)</td> </tr> <tr> <td>引き津波による水位低下</td> <td>海水を水源とするポンプ</td> </tr> </table> <p>※：事故シナリオ選定のためのPRAでは、防潮堤、防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし</p>	考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類(主要なSSC)	被水及び被水	電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ	津波波力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤 [※] 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]	流体力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤 [※] 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]	浮力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 静的機器(空気を保有するタンク等)	引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ	<p>第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>津波の影響</th> <th>津波 PRA 学会標準の記載[※]</th> <th>影響を受ける可能性のある設備</th> <th>考えられる事故シナリオ</th> </tr> <tr> <td>直接的</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系への影響 設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失</td> <td>起動変圧器の浸水による機能喪失 燃料移送ポンプの浸水による機能喪失 海水取水ポンプの浸水による機能喪失 屋内設備の浸水による機能喪失 防潮堤の破損による損傷 防潮壁の破損による損傷</td> <td>起動変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 燃料移送ポンプの機能喪失により、事象発生8時間以降の非常用ディーゼル発電機の運転が不可能となる。 海水取水ポンプの機能喪失により、原子炉補給冷却海水系が機能喪失する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が浸水で機能喪失する可能性がある。 建屋内外部及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷</td> </tr> <tr> <td>間接的</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷 海水取水設備の機能喪失 海水取水設備の機能喪失</td> <td>原子炉建屋(外装壁)の破損による損傷 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷</td> <td>設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 原子炉補給冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。 同上</td> </tr> </table> <p>※ 津波 PRA 学会標準 6.1「事故シナリオの広範囲な分析・選定」より引用</p>	津波の影響	津波 PRA 学会標準の記載 [※]	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ	直接的	建屋・構築物、機器・配管系への影響 設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	起動変圧器の浸水による機能喪失 燃料移送ポンプの浸水による機能喪失 海水取水ポンプの浸水による機能喪失 屋内設備の浸水による機能喪失 防潮堤の破損による損傷 防潮壁の破損による損傷	起動変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 燃料移送ポンプの機能喪失により、事象発生8時間以降の非常用ディーゼル発電機の運転が不可能となる。 海水取水ポンプの機能喪失により、原子炉補給冷却海水系が機能喪失する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が浸水で機能喪失する可能性がある。 建屋内外部及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷	間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷 海水取水設備の機能喪失 海水取水設備の機能喪失	原子炉建屋(外装壁)の破損による損傷 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 原子炉補給冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。 同上	<p>第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>津波の影響</th> <th>津波 PRA 学会標準の記載[※]</th> <th>影響を受ける可能性のある設備</th> <th>考えられる事故シナリオ</th> </tr> <tr> <td>直接的</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系への影響 設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失</td> <td>主変圧器の浸水による機能喪失 屋内設備の浸水による機能喪失 防潮堤の破損による損傷 防潮壁の破損による損傷</td> <td>主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が浸水で機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上</td> </tr> <tr> <td>間接的</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷 海水取水設備の機能喪失 海水取水設備の機能喪失</td> <td>原子炉建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷</td> <td>設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 原子炉補給冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。 同上</td> </tr> </table> <p>※ 津波 PRA 学会標準 6.1「事故シナリオの広範囲な分析・選定」より引用</p>	津波の影響	津波 PRA 学会標準の記載 [※]	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ	直接的	建屋・構築物、機器・配管系への影響 設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	主変圧器の浸水による機能喪失 屋内設備の浸水による機能喪失 防潮堤の破損による損傷 防潮壁の破損による損傷	主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が浸水で機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上	間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷 海水取水設備の機能喪失 海水取水設備の機能喪失	原子炉建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 原子炉補給冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。 同上	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■設備名称の相違 ・個別の設備名称は異なるが、シナリオ分析の観点では女川と同様であり、結果も同等である。</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>
考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類(主要なSSC)																																						
被水及び被水	電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ																																						
津波波力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤 [※] 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]																																						
流体力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤 [※] 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]																																						
浮力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 静的機器(空気を保有するタンク等)																																						
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ																																						
津波の影響	津波 PRA 学会標準の記載 [※]	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ																																				
直接的	建屋・構築物、機器・配管系への影響 設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	起動変圧器の浸水による機能喪失 燃料移送ポンプの浸水による機能喪失 海水取水ポンプの浸水による機能喪失 屋内設備の浸水による機能喪失 防潮堤の破損による損傷 防潮壁の破損による損傷	起動変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 燃料移送ポンプの機能喪失により、事象発生8時間以降の非常用ディーゼル発電機の運転が不可能となる。 海水取水ポンプの機能喪失により、原子炉補給冷却海水系が機能喪失する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が浸水で機能喪失する可能性がある。 建屋内外部及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷																																				
間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷 海水取水設備の機能喪失 海水取水設備の機能喪失	原子炉建屋(外装壁)の破損による損傷 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 原子炉補給冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。 同上																																				
津波の影響	津波 PRA 学会標準の記載 [※]	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ																																				
直接的	建屋・構築物、機器・配管系への影響 設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	主変圧器の浸水による機能喪失 屋内設備の浸水による機能喪失 防潮堤の破損による損傷 防潮壁の破損による損傷	主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が浸水で機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上																																				
間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷 海水取水設備の機能喪失 海水取水設備の機能喪失	原子炉建屋(外装壁)の破損による損傷 タービン建屋(外装壁)の破損による損傷 制御建屋(外装壁)の破損による損傷 建屋止水対策の破損による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外風が発生する/発生した外風に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 原子炉補給冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。 同上																																				

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 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																																																
<p>第1.2.2.a-3表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象SSCの種類(2/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因</th> <th>左記要因の対象となるSSCの種類(主要なSSC)</th> </tr> <tr> <td>漂流物衝撃力</td> <td>建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤* 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉*</td> </tr> <tr> <td>海底砂移動</td> <td>建物及び構築物(海水取水口も含む)</td> </tr> <tr> <td>洗掘</td> <td>建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤*</td> </tr> </table> <p>※：事故シーケンス選定のためのPRAでは、防潮堤・防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし</p>	考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類(主要なSSC)	漂流物衝撃力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤* 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉*	海底砂移動	建物及び構築物(海水取水口も含む)	洗掘	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤*	<p>第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(2/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>損傷の影響</th> <th>津波PRA学会標準の記載*</th> <th>影響を受ける可能性のある設備</th> <th>考えられる事故シナリオ</th> </tr> <tr> <td>高層</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系への影響</td> <td>影響を受ける可能性のある設備</td> <td>発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>間接的</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響</td> <td>発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>津波による高ストレス</td> <td>運転員/作業員の操作失敗</td> <td>運転員/作業員の操作失敗</td> <td>本評価では、緊急時要員の訓練状況を考慮しているため、本項目は該当しない。</td> </tr> <tr> <td>作業部隊の劣化</td> <td>運転員の回復操作の遅延</td> <td>運転員の回復操作の遅延</td> <td>本評価では、可搬式設備等の事後発生後の作業部隊劣化を考慮しななければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。</td> </tr> </table> <p>※ 津波PRA学会標準6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用</p>	損傷の影響	津波PRA学会標準の記載*	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ	高層	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。	間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。	津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	運転員/作業員の操作失敗	本評価では、緊急時要員の訓練状況を考慮しているため、本項目は該当しない。	作業部隊の劣化	運転員の回復操作の遅延	運転員の回復操作の遅延	本評価では、可搬式設備等の事後発生後の作業部隊劣化を考慮しななければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。	<p>第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(2/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>津波の影響</th> <th>津波PRA学会標準の記載*</th> <th>影響を受ける可能性のある設備</th> <th>考えられる事故シナリオ</th> </tr> <tr> <td>洗掘</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響</td> <td>防潮堤の洗掘による損傷 防水壁の洗掘による損傷 原子炉建屋の洗掘による損傷 タービン建屋の洗掘による損傷 新設水ポンプ建屋の洗掘による損傷</td> <td>発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上</td> </tr> <tr> <td>間接的</td> <td>建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響</td> <td>原子炉建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷 タービン建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷 新設水ポンプ建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷</td> <td>発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上</td> </tr> <tr> <td>津波による高ストレス</td> <td>運転員/作業員の操作失敗</td> <td>運転員/作業員の操作失敗</td> <td>本評価では、緊急時要員の訓練状況を考慮しているため、本項目は該当しない。</td> </tr> <tr> <td>作業部隊の劣化</td> <td>運転員の回復操作の遅延</td> <td>運転員の回復操作の遅延</td> <td>本評価では、可搬式設備等の事後発生後の作業部隊劣化を考慮しななければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。</td> </tr> </table> <p>※ 津波PRA学会標準6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用</p>	津波の影響	津波PRA学会標準の記載*	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ	洗掘	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	防潮堤の洗掘による損傷 防水壁の洗掘による損傷 原子炉建屋の洗掘による損傷 タービン建屋の洗掘による損傷 新設水ポンプ建屋の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上	間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	原子炉建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷 タービン建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷 新設水ポンプ建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上	津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	運転員/作業員の操作失敗	本評価では、緊急時要員の訓練状況を考慮しているため、本項目は該当しない。	作業部隊の劣化	運転員の回復操作の遅延	運転員の回復操作の遅延	本評価では、可搬式設備等の事後発生後の作業部隊劣化を考慮しななければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・個別の設備名称は異なるが、シナリオ分析の観点は女川と同様であり、結果も同等である。 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映
考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類(主要なSSC)																																																		
漂流物衝撃力	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤* 電気設備(ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器(ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器(配管、タンク等) 建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉*																																																		
海底砂移動	建物及び構築物(海水取水口も含む)																																																		
洗掘	建物及び構築物(海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤*																																																		
損傷の影響	津波PRA学会標準の記載*	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ																																																
高層	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。																																																
間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。																																																
津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	運転員/作業員の操作失敗	本評価では、緊急時要員の訓練状況を考慮しているため、本項目は該当しない。																																																
作業部隊の劣化	運転員の回復操作の遅延	運転員の回復操作の遅延	本評価では、可搬式設備等の事後発生後の作業部隊劣化を考慮しななければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。																																																
津波の影響	津波PRA学会標準の記載*	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ																																																
洗掘	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	防潮堤の洗掘による損傷 防水壁の洗掘による損傷 原子炉建屋の洗掘による損傷 タービン建屋の洗掘による損傷 新設水ポンプ建屋の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上																																																
間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	原子炉建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷 タービン建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷 新設水ポンプ建屋(外壁扉)の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上																																																
津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	運転員/作業員の操作失敗	本評価では、緊急時要員の訓練状況を考慮しているため、本項目は該当しない。																																																
作業部隊の劣化	運転員の回復操作の遅延	運転員の回復操作の遅延	本評価では、可搬式設備等の事後発生後の作業部隊劣化を考慮しななければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。																																																

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 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																																					
<p>第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起回事象の選定 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>評価対象 ○：対象 ×：対象外</th> <th>検討内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>×</td> <td>LOCA事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プランド内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>×</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>×</td> <td>制御回路の誤動作により加圧配管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。</td> </tr> <tr> <td>種小LOCA</td> <td>×</td> <td>原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないことと、及びプランド内部であるため津波波力の影響を直接的に受けにくいことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。</td> </tr> <tr> <td>インターフェェイスシステムLOCA</td> <td>×</td> <td>制御回路の誤動作により余熱除去回路が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉冷却剤ポンプの故障が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>○</td> <td>タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>○</td> <td>変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>×</td> <td>2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプランド内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、当該起回事象は直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。</td> </tr> </tbody> </table>							起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容	大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プランド内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。	中破断LOCA	×	同上	小破断LOCA	×	制御回路の誤動作により加圧配管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。	種小LOCA	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないことと、及びプランド内部であるため津波波力の影響を直接的に受けにくいことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。	インターフェェイスシステムLOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去回路が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉冷却剤ポンプの故障が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。	主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。	外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプランド内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、当該起回事象は直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。										
起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容																																									
大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プランド内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。																																									
中破断LOCA	×	同上																																									
小破断LOCA	×	制御回路の誤動作により加圧配管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。																																									
種小LOCA	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないことと、及びプランド内部であるため津波波力の影響を直接的に受けにくいことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。																																									
インターフェェイスシステムLOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去回路が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉冷却剤ポンプの故障が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。																																									
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。																																									
外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。																																									
2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプランド内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、当該起回事象は直接炉心損傷に至る事象に包含可能なため対象外とする。																																									
<p>第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>起回事象グループ</th> <th>津波 PRA における検討結果</th> <th>評価対象[※] ○：対象 ×：対象外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">内部事象 PRA でグループ化した起回事象</td> <td>非隔離事象</td> <td>津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包含される。</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>同上</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>同上</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>水位低下事象</td> <td>同上</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>RPS 誤作動等</td> <td>津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">冷却材喪失</td> <td>外部電源喪失</td> <td>津波による敷地内浸水に伴い、屋外に設置された起動変圧器が浸水することで外部電源喪失が発生する。</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>SRV 誤開放</td> <td>津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>同上</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>同上</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td></td> <td>大破断 LOCA</td> <td>同上</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ (○)：他の起回事象グループに包含される事象</p>							区分	起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 [※] ○：対象 ×：対象外	内部事象 PRA でグループ化した起回事象	非隔離事象	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包含される。	(○)	隔離事象	同上	(○)	全給水喪失	同上	(○)	水位低下事象	同上	(○)	RPS 誤作動等	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	冷却材喪失	外部電源喪失	津波による敷地内浸水に伴い、屋外に設置された起動変圧器が浸水することで外部電源喪失が発生する。	○	SRV 誤開放	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	小破断 LOCA	同上	×	中破断 LOCA	同上	×		大破断 LOCA	同上	×
区分	起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 [※] ○：対象 ×：対象外																																								
内部事象 PRA でグループ化した起回事象	非隔離事象	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包含される。	(○)																																								
	隔離事象	同上	(○)																																								
	全給水喪失	同上	(○)																																								
	水位低下事象	同上	(○)																																								
	RPS 誤作動等	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																																								
冷却材喪失	外部電源喪失	津波による敷地内浸水に伴い、屋外に設置された起動変圧器が浸水することで外部電源喪失が発生する。	○																																								
	SRV 誤開放	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																																								
	小破断 LOCA	同上	×																																								
	中破断 LOCA	同上	×																																								
	大破断 LOCA	同上	×																																								
<p>第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>起回事象</th> <th>津波 PRA における検討結果</th> <th>評価対象^{※1} ○：対象 ×：対象外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">内部事象 PRA で選定した起回事象</td> <td>大破断 LOCA</td> <td>LOCA 事象は、原子炉格納容器内の1次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プランド内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>同上</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>制御回路の誤動作により加圧配管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>インターフェェイスシステム LOCA</td> <td>制御回路の誤動作により余熱除去回路が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉冷却剤ポンプの故障が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包含される。</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプランド内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 (○)：他の起回事象に包含される事象</p>							区分	起回事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 ^{※1} ○：対象 ×：対象外	内部事象 PRA で選定した起回事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は、原子炉格納容器内の1次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プランド内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	中破断 LOCA	同上	×	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧配管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	インターフェェイスシステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去回路が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉冷却剤ポンプの故障が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包含される。	(○)	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	○	2次冷却系の破断	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプランド内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×											
区分	起回事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 ^{※1} ○：対象 ×：対象外																																								
内部事象 PRA で選定した起回事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は、原子炉格納容器内の1次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プランド内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																																								
	中破断 LOCA	同上	×																																								
	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧配管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																																								
	インターフェェイスシステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去回路が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉冷却剤ポンプの故障が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																																								
	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包含される。	(○)																																								
	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	○																																								
	2次冷却系の破断	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプランド内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がしきり割れて、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸気発生器の高さ(21.8m)の津波が浸水した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																																								
	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR により想定する起 因事象が異なる</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・検討の結果、評価対象とした 起回事象は大飯と同様</p>																																										

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
別添3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 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1.2.2.a-5表 津波により発生する起回事象の選定 (2/2)						
起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	輸送内容				
蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	×	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。				
原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや原子炉補機冷却ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。				
過渡事象	○	循環ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。				
手動停止 ^{※1}	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には、原子炉は自動トリップする。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性が非常に高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、対象外とする。				
ATWS	×	原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と考えられるが、トリップの有無に問わず、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。				
直接炉心損傷に至る事象	○	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が損傷破損して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の欠陥により直接炉心損傷となる。				
<p>※1：津波PRA学会標準的風速N1に、 “津波PRAで対象とするような津波襲来時においては、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が低いものと考えられる。 ・ 近地津波の場合、津波発生時の起振となる地動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。 ・ 原子炉施設に対して影響が及ぼす高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。” との記載がある。本津波PRAでは、この記載に照り、検討した結果を上表にまとめた。</p>						
第3.2.2.a-4表 津波により発生する起回事象の検討結果 (2/2)						
区分	起回事象グループ	津波 PRA における検討結果			評価対象 [※] ○：対象 ×：対象外	
従属性を有する起回事象	原子炉補機冷却系機能喪失	敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが浸水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。			○	
	交流電源故障	津波による敷地内浸水に伴い外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失が発生する。原子炉補機冷却海水系の喪失により、非常用ディーゼル発電機も機能喪失するため全流動動力電源喪失となる。このため、交流電源故障は外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失に包絡されるので、新たな起回事象としては抽出しない。			(○)	
津波 PRA 特有の起回事象	ISLOCA	津波による本事象単独の発生は考えにくいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。			×	
	タービン・サポーター系故障	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生するより広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。			(○)	
ISLOCA	通常停止	本評価対象外			×	
	ISLOCA	津波による本事象単独の発生は考えにくいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。			×	
津波 PRA 特有の起回事象	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外風が発生する可能性がある。本評価では、これを津波特有の起回事象として抽出した。			○	
	ISLOCA	津波による敷地内浸水に伴い循環ポンプ等の多量の浸水が原因となる外部電源喪失に包絡される。			○	
第3.2.2.a-4表 津波により発生する起回事象の検討結果 (3/2)						
区分	起回事象	津波 PRA における検討結果			評価対象 ^{※1} ○：対象 ×：対象外	
蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	ISLOCA	ISLOCA			×	
	原子炉補機冷却機能喪失	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプがあるいは原子炉補機冷却海水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。			○	
過渡事象	ISLOCA	ISLOCA			(○)	
	手動停止 ^{※2}	津波による敷地内浸水に伴い運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範囲となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップする。又は津波到達までに原子炉を手動停止する可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。			×	
内部事象 PRA で選定した起回事象	ATWS	原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と考えられるが、トリップの有無に問わず、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。			×	
	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外風が発生する可能性がある。本評価では、これを津波特有の起回事象として抽出した。			○	
<p>※1 (○)：他の起回事象に包絡される事象 ※2 津波 PRA 学会標準的風速 N1 に、 “津波 PRA で対象とするような津波襲来時においては、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が低いものと考えられる。 ・ 近地津波の場合、津波発生時の起振となる地動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。 ・ 原子炉施設に対して影響が及ぼす高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。” との記載がある。本津波 PRA では、この記載に照り、検討した結果を上表にまとめた。</p>						
<p>【女川】 ■設計の相違 ・ PWR と BWR により想定する起 因事象が異なる</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 検討の結果、評価対象とした 起回事象は大飯と同様</p>						

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
<p>第1.2.2.a-6表 機器リスト（主要な機器）(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統・機能/起回事象</th> <th>設備</th> <th>設置棟</th> <th>設置高さ</th> <th>設水口高さ</th> <th>機器頂面高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水系</td> <td>海水ポンプ</td> <td>海水ポンプピット</td> <td>E.L.+2.5m</td> <td>E.L.+4.05m (クランプ下層)</td> <td>E.L.+4.65m</td> </tr> <tr> <td>125V DC電源</td> <td>直流き電機</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>バッテリー</td> <td>蓄電池</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>主変圧器</td> <td>屋外 (T/B隣接)</td> <td>E.L.+13.5m</td> <td>E.L.+13.5m</td> <td>E.L.+13.5m</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ注入系/再循環</td> <td>格納容器スプレイポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (ディーゼル発電機室空調系)</td> <td>ディーゼル発電機室空調系空気作動ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (安全格納室)</td> <td>安全格納室温度計 安全格納室冷却ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.6m E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (蓄電池室)</td> <td>蓄電池室冷却ファン</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+26.3m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+26.3m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (制御用空気圧縮機室)</td> <td>制御用空気圧縮機冷却ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)</td> <td>電動補助給水ポンプ室温度計 電動補助給水ポンプ室冷却ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.6m E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>空調用冷水設備</td> <td>空調用冷凍機</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> </tr> <tr> <td>低圧注入系/再循環</td> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> </tr> <tr> <td>高圧注入系/再循環</td> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>復水ポンプ</td> <td>T/B</td> <td>E.L.-3.65m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+10.6m</td> </tr> <tr> <td>制御用空気系</td> <td>制御用空気圧縮機</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>直接炉心損傷</td> <td>主盤 (原子炉側)</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+21.8m</td> <td>E.L.+10.6m</td> <td>E.L.+21.8m</td> </tr> </tbody> </table> <p>C/B：制御棟屋、E/B：原子炉明辺棟屋、T/B：タービン棟屋</p>	系統・機能/起回事象	設備	設置棟	設置高さ	設水口高さ	機器頂面高さ	海水系	海水ポンプ	海水ポンプピット	E.L.+2.5m	E.L.+4.05m (クランプ下層)	E.L.+4.65m	125V DC電源	直流き電機	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.6m	E.L.+15.8m	バッテリー	蓄電池	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.6m	E.L.+15.8m	外部電源	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m	格納容器スプレイ注入系/再循環	格納容器スプレイポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	換気空調系 (ディーゼル発電機室空調系)	ディーゼル発電機室空調系空気作動ファン	E/B	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	換気空調系 (安全格納室)	安全格納室温度計 安全格納室冷却ファン	E/B	E.L.+10.6m E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m E.L.+17.1m	換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室冷却ファン	C/B	E.L.+26.3m	E.L.+10.6m	E.L.+26.3m	換気空調系 (制御用空気圧縮機室)	制御用空気圧縮機冷却ファン	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+17.1m	換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)	電動補助給水ポンプ室温度計 電動補助給水ポンプ室冷却ファン	E/B	E.L.+10.6m E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m E.L.+17.1m	空調用冷水設備	空調用冷凍機	C/B	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	高圧注入系/再循環	高圧注入ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	主給水流量喪失	復水ポンプ	T/B	E.L.-3.65m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	制御用空気系	制御用空気圧縮機	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+17.1m	直接炉心損傷	主盤 (原子炉側)	C/B	E.L.+21.8m	E.L.+10.6m	E.L.+21.8m	<p>第3.2.2.a-5表 建屋・機器リスト</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>設備名称</th> <th>設置場所</th> <th>設置フロア高さ (O. P.)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起回事象を引き起こす設備</td> <td>1 起動変圧器</td> <td>屋外</td> <td>14.0m[※]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2 RSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）</td> <td>補機ポンプエリア</td> <td>14.4m[※]</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">津波防護施設/浸水防止設備</td> <td>3 防潮堤 (O. P. 約+29m)</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4 防潮壁 (海水ポンプ室スクリーンエリア、放水立坑エリア)</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>5 浸水防止壁 (補機ポンプエリア)</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>6 建屋止水対策</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>7 原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>8 原子炉建屋外壁屋</td> <td>R/B</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>9 制御建屋</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>10 制御建屋外壁屋</td> <td>C/B</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="4">フロントライン系</td> </tr> <tr> <td>11 スクラム系</td> <td>R/B</td> <td>5.0m</td> </tr> <tr> <td>12 HPCS</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>13 RCIC</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>14 LPCS</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>15 LPCI (RRR)</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td colspan="4">サポート系</td> </tr> <tr> <td>16 CST</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>17 直流電源系統</td> <td>C/B</td> <td>7.0m</td> </tr> <tr> <td>18 燃料移送ポンプ（屋外の燃料移送系関連機器を含む）</td> <td>屋外</td> <td>16.0m[※]</td> </tr> <tr> <td>19 非常用交流電源系統（燃料移送ポンプを除く）</td> <td>R/B</td> <td>14.0m</td> </tr> <tr> <td>20 RSW/HPSW (RSW/HPSWポンプを除く)</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>21 HPSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）</td> <td>補機ポンプエリア</td> <td>14.4m[※]</td> </tr> <tr> <td>22 RCW/HPCW</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 機能喪失高さを示す</p>	No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ (O. P.)	起回事象を引き起こす設備	1 起動変圧器	屋外	14.0m [※]		2 RSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m [※]	津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤 (O. P. 約+29m)	屋外	—	4 防潮壁 (海水ポンプ室スクリーンエリア、放水立坑エリア)	屋外	—	5 浸水防止壁 (補機ポンプエリア)	屋外	—	6 建屋止水対策	屋外	—	7 原子炉建屋	—	—	8 原子炉建屋外壁屋	R/B	—	9 制御建屋	—	—	10 制御建屋外壁屋	C/B	—	フロントライン系				11 スクラム系	R/B	5.0m	12 HPCS	R/B	-9.1m	13 RCIC	R/B	-9.1m	14 LPCS	R/B	-9.1m	15 LPCI (RRR)	R/B	-9.1m	サポート系				16 CST	屋外	—	17 直流電源系統	C/B	7.0m	18 燃料移送ポンプ（屋外の燃料移送系関連機器を含む）	屋外	16.0m [※]	19 非常用交流電源系統（燃料移送ポンプを除く）	R/B	14.0m	20 RSW/HPSW (RSW/HPSWポンプを除く)	R/B	-9.1m	21 HPSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m [※]	22 RCW/HPCW	R/B	-9.1m	<p>第3.2.2.a-5表 建屋・機器リスト</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統・機能/起回事象</th> <th>No.</th> <th>設備名称</th> <th>設置場所</th> <th>設置高さ (T. F.)</th> <th>設水口高さ (T. F.)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">起回事象を引き起こす設備</td> <td>1</td> <td>主変圧器</td> <td>屋外</td> <td>10.0m</td> <td>10.0m</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>原子炉補機冷却機機能喪失</td> <td>CW/B</td> <td>2.5m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">津波防護施設/浸水防止設備</td> <td>3</td> <td>防潮堤 (T. F. 16.5m)</td> <td>屋外</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>防水壁 (取水ピットスクリーン室)</td> <td>屋外</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>建屋止水対策</td> <td>屋外</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="16">起回事象を緩和する設備</td> <td colspan="6">フロントライン系</td> </tr> <tr> <td>原子炉保護設備</td> <td>6</td> <td>原子炉トリップ遮断器</td> <td>R/B</td> <td>17.8m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>高圧注入系</td> <td>7</td> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>A/B</td> <td>-1.7m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>低圧注入系</td> <td>8</td> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>A/B</td> <td>-1.7m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>補助給水設備</td> <td>9</td> <td>電動補助給水ポンプ</td> <td>R/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>補助給水設備</td> <td>10</td> <td>タービン動補助給水ポンプ</td> <td>R/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備</td> <td>11</td> <td>格納容器スプレイポンプ</td> <td>A/B</td> <td>-1.7m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td colspan="6">サポート系</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>12</td> <td>ディーゼル発電機</td> <td>DG/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>13</td> <td>メタルクラッド開閉装置</td> <td>A/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>14</td> <td>パワーコントロールセンタ</td> <td>A/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>15</td> <td>蓄電池</td> <td>A/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水設備</td> <td>16</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>R/B</td> <td>4.35m</td> <td>10.3m</td> </tr> </tbody> </table> <p>R/B：原子炉建屋、A/B：原子炉補助建屋、DG/B：ディーゼル発電機建屋、CW/B：電源水ポンプ建屋</p>	系統・機能/起回事象	No.	設備名称	設置場所	設置高さ (T. F.)	設水口高さ (T. F.)	起回事象を引き起こす設備	1	主変圧器	屋外	10.0m	10.0m	2	原子炉補機冷却機機能喪失	CW/B	2.5m	10.3m	津波防護施設/浸水防止設備	3	防潮堤 (T. F. 16.5m)	屋外	—	—	4	防水壁 (取水ピットスクリーン室)	屋外	—	—	5	建屋止水対策	屋外	—	—	起回事象を緩和する設備	フロントライン系						原子炉保護設備	6	原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m	高圧注入系	7	高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m	低圧注入系	8	余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m	補助給水設備	9	電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m	補助給水設備	10	タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m	原子炉格納容器スプレイ設備	11	格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m	サポート系						非常用所内電源系	12	ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m	非常用所内電源系	13	メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m	非常用所内電源系	14	パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m	非常用所内電源系	15	蓄電池	A/B	10.3m	10.3m	原子炉補機冷却水設備	16	原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRの相違により系統設備が異なる</p> <p>【大飯】 ■設計の相違 ・機器の設置高さ等</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>
系統・機能/起回事象	設備	設置棟	設置高さ	設水口高さ	機器頂面高さ																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
海水系	海水ポンプ	海水ポンプピット	E.L.+2.5m	E.L.+4.05m (クランプ下層)	E.L.+4.65m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
125V DC電源	直流き電機	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.6m	E.L.+15.8m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
バッテリー	蓄電池	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.6m	E.L.+15.8m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
外部電源	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
格納容器スプレイ注入系/再循環	格納容器スプレイポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
換気空調系 (ディーゼル発電機室空調系)	ディーゼル発電機室空調系空気作動ファン	E/B	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
換気空調系 (安全格納室)	安全格納室温度計 安全格納室冷却ファン	E/B	E.L.+10.6m E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室冷却ファン	C/B	E.L.+26.3m	E.L.+10.6m	E.L.+26.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
換気空調系 (制御用空気圧縮機室)	制御用空気圧縮機冷却ファン	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)	電動補助給水ポンプ室温度計 電動補助給水ポンプ室冷却ファン	E/B	E.L.+10.6m E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
空調用冷水設備	空調用冷凍機	C/B	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
高圧注入系/再循環	高圧注入ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
主給水流量喪失	復水ポンプ	T/B	E.L.-3.65m	E.L.+10.6m	E.L.+10.6m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
制御用空気系	制御用空気圧縮機	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.6m	E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
直接炉心損傷	主盤 (原子炉側)	C/B	E.L.+21.8m	E.L.+10.6m	E.L.+21.8m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ (O. P.)																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
起回事象を引き起こす設備	1 起動変圧器	屋外	14.0m [※]																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	2 RSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m [※]																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤 (O. P. 約+29m)	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	4 防潮壁 (海水ポンプ室スクリーンエリア、放水立坑エリア)	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	5 浸水防止壁 (補機ポンプエリア)	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	6 建屋止水対策	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	7 原子炉建屋	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	8 原子炉建屋外壁屋	R/B	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	9 制御建屋	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	10 制御建屋外壁屋	C/B	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	フロントライン系																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	11 スクラム系	R/B	5.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
12 HPCS	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
13 RCIC	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
14 LPCS	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
15 LPCI (RRR)	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
サポート系																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
16 CST	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
17 直流電源系統	C/B	7.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
18 燃料移送ポンプ（屋外の燃料移送系関連機器を含む）	屋外	16.0m [※]																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
19 非常用交流電源系統（燃料移送ポンプを除く）	R/B	14.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
20 RSW/HPSW (RSW/HPSWポンプを除く)	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
21 HPSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m [※]																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
22 RCW/HPCW	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
系統・機能/起回事象	No.	設備名称	設置場所	設置高さ (T. F.)	設水口高さ (T. F.)																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
起回事象を引き起こす設備	1	主変圧器	屋外	10.0m	10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
	2	原子炉補機冷却機機能喪失	CW/B	2.5m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
津波防護施設/浸水防止設備	3	防潮堤 (T. F. 16.5m)	屋外	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
	4	防水壁 (取水ピットスクリーン室)	屋外	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
	5	建屋止水対策	屋外	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
起回事象を緩和する設備	フロントライン系																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	原子炉保護設備	6	原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	高圧注入系	7	高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	低圧注入系	8	余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	補助給水設備	9	電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	補助給水設備	10	タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器スプレイ設備	11	格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	サポート系																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	非常用所内電源系	12	ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	非常用所内電源系	13	メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	非常用所内電源系	14	パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	非常用所内電源系	15	蓄電池	A/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	原子炉補機冷却水設備	16	原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																																				

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																														
<p style="text-align: center;">第1.2.2.a-6表 機器リスト（主要な機器）(2/2)</p> <table border="1" data-bbox="94 263 674 997"> <thead> <tr> <th>系統・機能/ 起因事象</th> <th>設 備</th> <th>設置建屋</th> <th>設置高さ</th> <th>設水面高さ</th> <th>機器積置 高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用内交直電機</td> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>補機冷却水系</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+7.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>補機給水による蒸気発生炉への給水(タービン駆動補助給水ポンプ)</td> <td>タービン駆動補助給水ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>補機給水による蒸気発生炉への給水(電動補助給水ポンプ)</td> <td>電動補助給水ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>過渡</td> <td>凝水器真空ポンプ</td> <td>T/B</td> <td>E.L.+6.3m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">換気空調系 (安全補機間閉器室)</td> <td>安全補機間閉器室温度計</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>安全補機間閉器室空調ファン</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+26.1m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+26.1m</td> </tr> <tr> <td>115V計装用電源</td> <td>インバータ(計装用電源盤)</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主蒸気隔離</td> <td>主蒸気圧力計</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+29.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+29.0m</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+33.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+33.0m</td> </tr> <tr> <td>主蒸気逃がし弁による熱伝</td> <td>主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+33.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+33.0m</td> </tr> <tr> <td>小破損LOCA</td> <td>原子炉制御計装盤</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+21.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+21.8m</td> </tr> <tr> <td>440V AC電源</td> <td>パワーセンタ</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>6.6kV AC電源</td> <td>メタルクラッド開閉装置</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>安全注入信号 熱納容器スプレイ作動信号</td> <td>熱納容器圧力計(広域)</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+17.1m</td> </tr> </tbody> </table> <p>C/B：制御建屋、E/B：原子炉周辺建屋、T/B：タービン建屋</p>	系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	設水面高さ	機器積置 高さ	非常用内交直電機	非常用ディーゼル発電機	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	C/B	E.L.+7.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	補機給水による蒸気発生炉への給水(タービン駆動補助給水ポンプ)	タービン駆動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	補機給水による蒸気発生炉への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	過渡	凝水器真空ポンプ	T/B	E.L.+6.3m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	換気空調系 (安全補機間閉器室)	安全補機間閉器室温度計	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	安全補機間閉器室空調ファン	C/B	E.L.+26.1m	E.L.+10.0m	E.L.+26.1m	115V計装用電源	インバータ(計装用電源盤)	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	主蒸気隔離	主蒸気圧力計	E/B	E.L.+29.0m	E.L.+10.0m	E.L.+29.0m	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m	主蒸気逃がし弁による熱伝	主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m	小破損LOCA	原子炉制御計装盤	C/B	E.L.+21.8m	E.L.+10.0m	E.L.+21.8m	440V AC電源	パワーセンタ	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	6.6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	安全注入信号 熱納容器スプレイ作動信号	熱納容器圧力計(広域)	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 設計の相違 ・ 機器の設置高さ等 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映
系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	設水面高さ	機器積置 高さ																																																																																												
非常用内交直電機	非常用ディーゼル発電機	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	C/B	E.L.+7.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
補機給水による蒸気発生炉への給水(タービン駆動補助給水ポンプ)	タービン駆動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
補機給水による蒸気発生炉への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
過渡	凝水器真空ポンプ	T/B	E.L.+6.3m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
換気空調系 (安全補機間閉器室)	安全補機間閉器室温度計	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
	安全補機間閉器室空調ファン	C/B	E.L.+26.1m	E.L.+10.0m	E.L.+26.1m																																																																																												
115V計装用電源	インバータ(計装用電源盤)	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
主蒸気隔離	主蒸気圧力計	E/B	E.L.+29.0m	E.L.+10.0m	E.L.+29.0m																																																																																												
	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m																																																																																												
主蒸気逃がし弁による熱伝	主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m																																																																																												
小破損LOCA	原子炉制御計装盤	C/B	E.L.+21.8m	E.L.+10.0m	E.L.+21.8m																																																																																												
440V AC電源	パワーセンタ	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
6.6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
安全注入信号 熱納容器スプレイ作動信号	熱納容器圧力計(広域)	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m																																																																																												

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉

泊と比較のため、大飯の第1.2.2.a-4表を再掲

対象となる設備及び機器	設置場所	津波による損傷、機能喪失要因及び対応		「重要設備」の脆弱性評価		本評価における評価結果
		津波による損傷、機能喪失要因	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	
ポンプ、電機機器、電気ケーブル	屋内 屋外	基本及び配水	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	○
		電力	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
熱源設備及び配管	屋内 屋外	配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
		配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
熱源設備及び配管	屋内 屋外	配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
		配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
熱源設備及び配管	屋内 屋外	配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
		配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
熱源設備及び配管	屋内 屋外	配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
		配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
熱源設備及び配管	屋内 屋外	配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-
		配管	脆弱性評価	脆弱性評価	脆弱性評価	-

女川原子力発電所2号炉

No.	設備名称	津波損傷モード		津波フラジリティ	
		浸水/配水	配管	浸水/配管	浸水/配管
1	起動配圧器	○	*1	*1	津波水位0.P.+33.9m以下では、浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.+33.9mを超えた場合、浸水により機能喪失すると想定した。
2	RSHポンプ	○	*1	*1	津波水位0.P.+33.9m以下では、機械ポンプコアリアン・浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.+33.9mを超えた場合、機械ポンプコアリアン内へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
3	防漏堤 (0.P.約29m)	-	*2	*2	津波水位0.P.+33.9m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位0.P.+33.9mを超えた場合、影地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となりおそれ、損傷を受けるため、フラジリティは考慮しない。即断3.2.2.c-2)
4	防漏堤	-	*2	*2	津波水位0.P.+33.9m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位0.P.+33.9mを超えた場合、影地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となりおそれ、損傷を受けるため、フラジリティは考慮しない。
5	浸水防止壁	-	*2	*2	同上
6	壁止水対策	-	*2	*2	同上
7	原子炉建屋	-	*2	*2	同上
8	原子炉建屋外壁面	-	*2	*2	同上
9	制御建屋	-	*2	*2	同上
10	制御建屋外壁面	-	*2	*2	同上

○：当該設備モードが設備の機能喪失原因となることを想定した。
 △：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性は小さい。
 *1：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性はあるが、この機能喪失の可能性は小さい。この影響は考慮しない。
 *2：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性はあるが、この機能喪失の可能性は小さい。この影響は考慮しない。

泊発電所3号炉

No.	設備名称	津波損傷モード		津波フラジリティ	
		浸水/配水	配管	浸水/配管	浸水/配管
1	主変圧器	○	*1	*1	津波水位T.P.16.5m以下では、浸水しないことを確認しており、津波水位T.P.16.5mを超えた場合、浸水により機能喪失すると想定した。
2	原子炉建屋冷却ポンプ	○	-	-	津波水位T.P.16.5mを超えた場合、建屋ポンプ建屋内へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
3	防漏堤 (T.P.16.5m)	-	*2	*2	津波水位T.P.16.5m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位T.P.16.5mを超えた場合、影地及び原子炉建屋又は原子炉建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となりおそれ、損傷を受けるため、フラジリティは考慮しない。
4	防水壁 (取水ピット スタレーン笠)	-	*2	*2	同上
5	建屋止水対策	-	*2	*2	同上

【女川】
 ■設計の相違
 ・PWR と BWR の相違により系統設備が異なるが、評価方針は女川と同様
 【大飯】
 ■記載方針の相違
 ・女川実績の反映

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
別添3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 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3.2.2.c-1表 建屋・機器フレンジイ評価結果(2/2)						
No.	設備名称	事故状態モード		津波フレンジイ		
		浸水/漏水	波力	洗刷	漂没物	
11	フレンジイアンチ	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
12	システム系	○	-	-	-	同上
13	HPCS	○	-	-	-	同上
14	RCLC	○	-	-	-	同上
15	LKCS	○	-	-	-	同上
16	LACT (DBD)	○	-	-	-	同上
サブポート系						
16	CST	-	*2	*2	*2	津波水位0.P.33.9m以下では、威力別による機能喪失の可能性は小さいとして判断した。一方、津波水位0.P.33.9mを超えた場合、緊急冷却原子炉建屋又は制御建屋内部への大量浸水により機器の安全機能喪失となり中心損傷に至るため、フレンジイは重要しない。
17	直流電源系統	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
18	燃料移送ポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位0.P.33.9m以下では、浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.33.9mを超えた場合、浸水により機能喪失すると想定した。
19	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプ用)	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
20	BS/HPSK (BS/HPSKポンプ除く)	○	-	-	-	同上
21	HPSKポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位0.P.33.9m以下では、補機ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.33.9mを超えた場合、補機ポンプエリア内へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
22	RV/HPV	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は制御建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
・(○)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となることを想定した。 ・(●)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性があるが、この影響は小さいと判断した。 ・(半○)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性があるが、この影響は小さいと判断した。 ・(半●)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性があるが、この影響は小さいと判断した。						
第3.2.2.c-1表 建屋・機器フレンジイ評価結果(2/2)						
No.	設備名称	津波状態モード		津波フレンジイ		
		浸水/漏水	波力	洗刷	漂没物	
フロントライイン系						
6	原子炉トリップ遮断	○	-	-	-	津波水位0.P.16.5mを超えた場合、原子炉建屋又は原子炉建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
7	高圧注入ポンプ	○	-	-	-	同上
8	余熱除去ポンプ	○	-	-	-	同上
9	電動油断水ポンプ	○	-	-	-	同上
10	タービン制御断水ポンプ	○	-	-	-	同上
11	格納容器スプレイポンプ	○	-	-	-	同上
サブポート系						
12	ディーゼル発電機	○	-	-	-	津波水位0.P.16.5mを超えた場合、ディーゼル発電機建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
13	メタルクラック上面閉装置	○	-	-	-	津波水位0.P.16.5mを超えた場合、原子炉建屋又は原子炉建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
14	パワーコントロールセンタ	○	-	-	-	同上
15	蓄電池	○	-	-	-	同上
16	原子炉建屋冷却水ポンプ	○	-	-	-	同上
・(○)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となることを想定した。 ・(半○)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性がある。						
【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR の相違により系統設備が異なるが、評価方針は女川と同様 【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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p>第1.2.2.a7表 重要事故シナリオ評価用の津波シナリオ区分</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波シナリオ区分 (津波高さ)</th> <th>津波シナリオの概要</th> <th>津波によって損傷する 主要な機器</th> <th>起回事象[#]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 (4.65m以上～10.0m未満)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 10.0m未満に設置されている屋外機器が水没。 海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールドLOCAが発生する。 </td> <td>海水ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 (主給水流量喪失) (過渡事象)</td> </tr> <tr> <td>2 (10.0m以上～13.5m未満)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため10.0m以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系の冷却が不能となるとともに非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。 屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。 </td> <td>復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン動補給水ポンプ ディーゼル発電機 等</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>3 (13.5m以上～15.8m未満)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 </td> <td>主変圧器 等</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>4 (15.8m以上)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 </td> <td>メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象</td> </tr> </tbody> </table> <p>※下欄の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。また、()内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生するとして既に従属的に発生する起回事象である。</p>	津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象 [#]	1 (4.65m以上～10.0m未満)	<ul style="list-style-type: none"> 10.0m未満に設置されている屋外機器が水没。 海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールドLOCAが発生する。 	海水ポンプ	原子炉補機冷却機能喪失 (主給水流量喪失) (過渡事象)	2 (10.0m以上～13.5m未満)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため10.0m以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系の冷却が不能となるとともに非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。 屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。 	復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン動補給水ポンプ ディーゼル発電機 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失	3 (13.5m以上～15.8m未満)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	主変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失	4 (15.8m以上)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象	<p>第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波により損傷する主な機器</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>0. P. +29m～0. P. +33. 9m</td> <td>・タービン建屋内機器</td> <td>・外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>0. P. +33. 9m～</td> <td>・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の安全機能喪失</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起回事象	A	0. P. +29m～0. P. +33. 9m	・タービン建屋内機器	・外部電源喪失	B	0. P. +33. 9m～	・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の安全機能喪失		<p>第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波シナリオの概要</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>T. P. 16. 5m～</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセル等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。 </td> <td>敷地及び建屋内浸水</td> </tr> </tbody> </table>	津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起回事象	A	T. P. 16. 5m～	<ul style="list-style-type: none"> 敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセル等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。 	敷地及び建屋内浸水	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は防潮堤を越える高さの津波発生頻度が極めて低い(2.9×10⁷/年)ため、重要事故シナリオ選定の観点では津波高さ分類の更なる細分化は不要であり、同一の敷地高さに設置する建屋及び機器は同時に浸水するものとして保守的に評価している。 ・また、泊の津波分類Aは、プラント影響の観点で女川の津波分類Bと同等である。(以下、相違理由説明を省略) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・大飯は防護壁及び止水壁(海水ポンプエリア、T.P. 8. 0m)を考慮しない評価としている。
津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象 [#]																																								
1 (4.65m以上～10.0m未満)	<ul style="list-style-type: none"> 10.0m未満に設置されている屋外機器が水没。 海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールドLOCAが発生する。 	海水ポンプ	原子炉補機冷却機能喪失 (主給水流量喪失) (過渡事象)																																								
2 (10.0m以上～13.5m未満)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため10.0m以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系の冷却が不能となるとともに非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。 屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。 	復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン動補給水ポンプ ディーゼル発電機 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失																																								
3 (13.5m以上～15.8m未満)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	主変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失																																								
4 (15.8m以上)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象																																								
津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起回事象																																								
A	0. P. +29m～0. P. +33. 9m	・タービン建屋内機器	・外部電源喪失																																								
B	0. P. +33. 9m～	・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の安全機能喪失																																									
津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起回事象																																								
A	T. P. 16. 5m～	<ul style="list-style-type: none"> 敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセル等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。 	敷地及び建屋内浸水																																								

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	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3.2.2.d-2表 事故シナシグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>炉心損傷シナシの特徴</th> <th>事故シナシグループ</th> <th>本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗</td> <td>LOCA後の注水失敗 AE SIE SZE</td> <td>LOCA後の注水失敗 × × ×</td> <td>津波による発生は考えにくいため×とした</td> </tr> <tr> <td>内部事象出力運転転レベル1 PRA</td> <td>高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失</td> <td>TQW TQX TB</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>・非常用D/G2台・HPCS機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うRCIC機能喪失</td> <td>長期TB</td> <td>×</td> <td rowspan="4">津波水位0.P. +33.9m以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシと同等であることから、地震PRAに包含されるため×とした</td> </tr> <tr> <td>・バッテリーの故障により非常用D/G2台の起動に失敗し、HPCSも機能喪失</td> <td>TBD</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びRCICも機能喪失</td> <td>TBU</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びSRV再閉失敗によるRCIC機能喪失</td> <td>TBP</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>TW</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>TC</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイシステムLOCA）</td> <td>ISLOCA</td> <td>×</td> <td>津波による発生は考えにくいため×とした</td> </tr> <tr> <td>津波PRA</td> <td>敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	炉心損傷シナシの特徴	事故シナシグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考	LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗	LOCA後の注水失敗 AE SIE SZE	LOCA後の注水失敗 × × ×	津波による発生は考えにくいため×とした	内部事象出力運転転レベル1 PRA	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失	TQW TQX TB	×	・非常用D/G2台・HPCS機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うRCIC機能喪失	長期TB	×	津波水位0.P. +33.9m以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシと同等であることから、地震PRAに包含されるため×とした	・バッテリーの故障により非常用D/G2台の起動に失敗し、HPCSも機能喪失	TBD	×	・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びRCICも機能喪失	TBU	×	・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びSRV再閉失敗によるRCIC機能喪失	TBP	×	崩壊熱除去機能喪失	TW	×		原子炉停止機能喪失	TC	×		格納容器バイパス（インターフェイシステムLOCA）	ISLOCA	×	津波による発生は考えにくいため×とした	津波PRA	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る	複数の安全機能喪失	○	—	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-2表 事故シナシグループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シナシグループ</th> <th>本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>内部事象出力運転時レベル1 PRA</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉格納冷却機能喪失 原子炉格納容器の除熱機能喪失 原子炉停止機能喪失 ECCS注水機能喪失 ECCS再循環機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>津波PRA</td> <td>格納容器バイパス（インターフェイシステムLOCA・蒸気発生器伝熱管破損） 複数の安全機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考	内部事象出力運転時レベル1 PRA	2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉格納冷却機能喪失 原子炉格納容器の除熱機能喪失 原子炉停止機能喪失 ECCS注水機能喪失 ECCS再循環機能喪失	×	津波PRA	格納容器バイパス（インターフェイシステムLOCA・蒸気発生器伝熱管破損） 複数の安全機能喪失	×			○	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRの相違により内部事象PRAで抽出される事故シナシグループは異なるが、津波特有の事故シナシグループとして「複数の安全機能喪失」を想定している点は女川と同様。 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>
炉心損傷シナシの特徴	事故シナシグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考																																																						
LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗	LOCA後の注水失敗 AE SIE SZE	LOCA後の注水失敗 × × ×	津波による発生は考えにくいため×とした																																																						
内部事象出力運転転レベル1 PRA	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失	TQW TQX TB	×																																																						
・非常用D/G2台・HPCS機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うRCIC機能喪失	長期TB	×	津波水位0.P. +33.9m以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシと同等であることから、地震PRAに包含されるため×とした																																																						
・バッテリーの故障により非常用D/G2台の起動に失敗し、HPCSも機能喪失	TBD	×																																																							
・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びRCICも機能喪失	TBU	×																																																							
・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びSRV再閉失敗によるRCIC機能喪失	TBP	×																																																							
崩壊熱除去機能喪失	TW	×																																																							
原子炉停止機能喪失	TC	×																																																							
格納容器バイパス（インターフェイシステムLOCA）	ISLOCA	×	津波による発生は考えにくいため×とした																																																						
津波PRA	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る	複数の安全機能喪失	○	—																																																					
事故シナシグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考																																																							
内部事象出力運転時レベル1 PRA	2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉格納冷却機能喪失 原子炉格納容器の除熱機能喪失 原子炉停止機能喪失 ECCS注水機能喪失 ECCS再循環機能喪失	×																																																							
津波PRA	格納容器バイパス（インターフェイシステムLOCA・蒸気発生器伝熱管破損） 複数の安全機能喪失	×																																																							
		○																																																							

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																	
<p>第1.2.2.d-1表 津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波シナリオ区分番号</th> <th>津波高さ</th> <th>津波発生頻度 (/年)</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>4.65m 以上～10.0m 未満</td> <td>3.0E-07</td> <td>3.0E-07</td> <td>99.2</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>10.0m 以上～13.5m 未満</td> <td>2.2E-09</td> <td>2.2E-09</td> <td>0.7</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>13.5m 以上～15.8m 未満</td> <td>2.2E-10</td> <td>2.2E-10</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>15.8m 以上</td> <td>1.1E-10</td> <td>1.1E-10</td> <td>0.1 未満</td> </tr> <tr> <td colspan="3">全炉心損傷頻度</td> <td>3.0E-07</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	津波シナリオ区分番号	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	1	4.65m 以上～10.0m 未満	3.0E-07	3.0E-07	99.2	2	10.0m 以上～13.5m 未満	2.2E-09	2.2E-09	0.7	3	13.5m 以上～15.8m 未満	2.2E-10	2.2E-10	0.1	4	15.8m 以上	1.1E-10	1.1E-10	0.1 未満	全炉心損傷頻度			3.0E-07	100	<p>第3.2.2.d-3表 津波高さ毎の炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波発生頻度 (/年)</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>0. P. +29m～0. P. +33. 9m</td> <td>3.8×10^{-6}</td> <td>—※</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>0. P. +33. 9m～</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td colspan="3">全炉心損傷頻度</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオと同等であることから、地震PRAに含まれる。</p>	津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	A	0. P. +29m～0. P. +33. 9m	3.8×10^{-6}	—※	—	B	0. P. +33. 9m～	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100	全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100	<p>第3.2.2.d-3表 津波高さごとの炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波発生頻度 (/年)</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>T. P. 16. 5m～</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td colspan="3">全炉心損傷頻度</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p>	津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	A	T. P. 16. 5m～	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100	全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100	<p>【女川】【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
津波シナリオ区分番号	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																																																																
1	4.65m 以上～10.0m 未満	3.0E-07	3.0E-07	99.2																																																																
2	10.0m 以上～13.5m 未満	2.2E-09	2.2E-09	0.7																																																																
3	13.5m 以上～15.8m 未満	2.2E-10	2.2E-10	0.1																																																																
4	15.8m 以上	1.1E-10	1.1E-10	0.1 未満																																																																
全炉心損傷頻度			3.0E-07	100																																																																
津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																																																																
A	0. P. +29m～0. P. +33. 9m	3.8×10^{-6}	—※	—																																																																
B	0. P. +33. 9m～	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100																																																																
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100																																																																
津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																																																																
A	T. P. 16. 5m～	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100																																																																
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	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1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4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1.2.2.d.2表 成功基準						
機能	原子炉トリップ 制御棒挿入	補助給水		非常用所内 交流電源 非常用DG	加圧器逃がし弁/ 安全弁LOCAなし 弁再閉止、 隔離弁動作	RCPシール LOCAなし RCPシール 健全
		ポンプ	SGへの給水			
原子炉補機冷却機能喪失	○	1/3	2/4	—	○	○
外部電源喪失	○	1/3	2/4	1/2	—	—
主給水流量喪失	○	1/3	2/4	—	—	—
過渡事象	○	1/3	2/4	—	—	—

【大飯】
 ■ 評価方針の相違
 ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、緩和設備の成功基準は設定していない（女川と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																								
<p>第12.2.d-3表 フロントライン系とサポート系の依存性</p> <table border="1" data-bbox="107 319 660 574"> <tr> <td>サポート系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フロントライン系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>補助給水系/主蒸気圧力制御系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="107 646 660 981"> <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> <td></td> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>電源系</td> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>制御用空気系</td> <td>○</td> <td>○</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> <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> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	サポート系								フロントライン系								補助給水系/主蒸気圧力制御系	○	○		○				サポート系 (影響を与える側)								サポート系 (影響を受ける側)								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	○	○			○					<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、システム信頼性解析は実施していない（女川と同様）
サポート系																																																																																											
フロントライン系																																																																																											
補助給水系/主蒸気圧力制御系	○	○		○																																																																																							
サポート系 (影響を与える側)																																																																																											
サポート系 (影響を受ける側)																																																																																											
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	○	○			○																																																																																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4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1.2.2.d-4 表 津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット						
津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス	CDF (/年)	主要なミニマルカットセット	CDF (/年)	蓄与割合
1	4.65m 以上～ 10.0m 未満	RCPシールドLOCA	3.0E-07	RCPシールドLOCA	3.0E-07	100%
		原子炉補機 冷却機能喪失	1.3E-09	加圧器安全弁055(056,057) 再閉止失敗	1.3E-09	100%
2	10.0m 以上～ 13.5m 未満	補助給水失敗	2.2E-09	復水ピット閉塞	3.7E-12	0.17%
				補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	1.3E-13	0.01%
3	13.5m 以上～ 15.8m 未満	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	津波による補助給水機能喪失	2.2E-09	99.7%
4	15.8m 以上	複数の信号系損傷	1.1E-10	津波による全交流動力電源喪失	2.2E-10	100%
				津波による複数の信号系損傷	1.1E-10	100%
<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、システム信頼性解析は実施していない（女川と同様） 						

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																											
<p style="text-align: center;">第 1.2.2.d.5 表 起因事象別CDF結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シナシ</th> <th>シナシ別 CDF (／炉年)</th> <th>起因事象別 CDF (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> <td>3.0E-07</td> <td rowspan="2">3.0E-07</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> <td>1.3E-09</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">外部電源喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗</td> <td>2.2E-09</td> <td rowspan="3">2.2E-10</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td>2.2E-10</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> <td>—*1</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">直接炉心損傷に至る事象</td> <td>複数の信号系損傷</td> <td>1.1E-10</td> <td rowspan="3">1.1E-10</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td> <td>—*2</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+補助給水失敗</td> <td>—*2</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">*1：全交流動力電源喪失に至る事故シナシで代表して評価 *2：原子炉補機冷却機能喪失で代表して評価</p>	起因事象	事故シナシ	シナシ別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.0E-07	3.0E-07	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.3E-09	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-09	2.2E-10	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	外部電源喪失+補助給水失敗	—*1	直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.1E-10	1.1E-10	主給水流量喪失+補助給水失敗	—*2	過渡事象+補助給水失敗	—*2	<p style="text-align: center;">第 3.2.2.d-4 表 起因事象毎の炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シナシ</th> <th>事故シナシ別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>—*</td> <td>—*</td> <td>—*</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">敷地及び建屋内浸水</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>全炉心損傷頻度</td> <td></td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">* 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシと同等であることから、地震PRAに包含される。</p>	起因事象	事故シナシ	事故シナシ別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	外部電源喪失	—*	—*	—*	—	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100	全炉心損傷頻度		7.3×10^{-7}	100	<p style="text-align: center;">第 3.2.2.d-4 表 起因事象ごとの炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シナシ</th> <th>事故シナシ別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">敷地内及び建屋内浸水</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>全炉心損傷頻度</td> <td></td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※ 全面【津波ハザード評価結果を反映】</p>	起因事象	事故シナシ	事故シナシ別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100	全炉心損傷頻度		2.9×10^{-7}	100	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 【大飯】 ■ 記載方針の相違 ■ 女川実績の反映
起因事象	事故シナシ	シナシ別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)																																																											
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.0E-07	3.0E-07																																																											
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.3E-09																																																												
外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-09	2.2E-10																																																											
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10																																																												
	外部電源喪失+補助給水失敗	—*1																																																												
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.1E-10	1.1E-10																																																											
	主給水流量喪失+補助給水失敗	—*2																																																												
	過渡事象+補助給水失敗	—*2																																																												
起因事象	事故シナシ	事故シナシ別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)																																																										
外部電源喪失	—*	—*	—*	—																																																										
敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	7.3×10^{-7}	7.3×10^{-7}	100																																																										
	全炉心損傷頻度		7.3×10^{-7}	100																																																										
起因事象	事故シナシ	事故シナシ別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)																																																										
敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100																																																										
	全炉心損傷頻度		2.9×10^{-7}	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 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	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3.2.2.d-5表 事故シナシナグループ毎の炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>シナシナグループ</th> <th>概要</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>0.P.+33.9mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">全炉心損傷頻度</td> <td>7.3×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	B	複数の安全機能喪失	0.P.+33.9mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	7.3×10^{-7}	100	全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-5表 事故シナシナグループごとの炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>シナシナグループ</th> <th>概要</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">全炉心損傷頻度</td> <td>2.9×10^{-7}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</p>	津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	A	複数の安全機能喪失	T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	2.9×10^{-7}	100	全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違 【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>
津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																													
B	複数の安全機能喪失	0.P.+33.9mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	7.3×10^{-7}	100																													
全炉心損傷頻度			7.3×10^{-7}	100																													
津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																													
A	複数の安全機能喪失	T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	2.9×10^{-7}	100																													
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4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1.2.2.d-6表 重要度整理結果

津波シナリオ区分	津波高さ	津波によって損傷する主要な機器	起り得る事象	津波シナリオの概要	津波発生確率 (年)	炉心損傷頻度 (年)	寄与度 (%)	シナリオ重要度
1	4.65m 以上 ～ 10.0m 未満	海水ポンプ	原子炉機械的圧力損失 (炉内事象) (主給水装置喪失)	・10.0m 未満に設置されている屋外機器が水没 ・海水ポンプが水没し、原子炉機械冷却機能喪失によってRCPシールドLOCAが発生する	3.0E-07	3.0E-07	96.2	海水ポンプ：約0.99
2	10.0m 以上 ～ 13.5m 未満	電動補助給水ポンプ タービン電動補助給水ポンプ駆動装置 電動補助給水ポンプ温度設計 海水ポンプ 海水漏洩ポンプ 等	原子炉機械的圧力損失 過熱事象 主給水装置喪失 主給水装置喪失	・シナリオ区分1までの高さの津波で水没した機器に加え、制御室及び原子炉周辺機器等の開口部10.0mから浸水が始まる。(本シナリオ区分では13.5m未満に設置されている機器喪失の機器が水没)	2.2E-09	2.2E-09	0.7	電動補助給水ポンプ、タービン電動補助給水ポンプ駆動装置、電動補助給水ポンプ温度設計、0.1未満
3	13.5m 以上 ～ 15.5m 未満	主送注器 炉内送注器 予備送注器	原子炉機械的圧力損失 過熱事象 主給水装置喪失 主送注器喪失	・シナリオ区分2までの高さの津波で水没した機器に加え、15.5m 未満に設置されている機器喪失の機器が水没	2.2E-10	2.2E-10	0.1	主送注器、炉内送注器、予備送注器：0.1未満
4	15.5m 以上	フレンノイド分電盤 メタルクラッド閉閉装置 パワージェンタ 原子炉コンタクトローラセンタ 動力喪注器 等	原子炉機械的圧力損失 過熱事象 主給水装置喪失 外部送注器喪失 送注器互鎖値に基く重要度	・シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.5m 以下に設置されている機器喪失の機器が水没 ・高さ15.5mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワージェンタ等の電気設備が損傷を受けることにより、直接炉心損傷に至る	1.1E-10	1.1E-10	0.1未満	フレンノイド分電盤、メタルクラッド閉閉装置、パワージェンタ、原子炉コンタクトローラセンタ、動力喪注器：0.1未満

※ 下欄の起り得る事象は当該津波シナリオで新たに発生する起り得る事象である。また、() 内の起り得る事象については、原子炉機械的圧力損失が発生すると同時に連鎖的に発生する起り得る事象である。

【大飯】
 ■ 評価結果の相違
 ・泊は「複数の安全機能喪失」が全炉心損傷頻度の100%を占めるが、当該シナリオは有効な緩和手段が無く、必ず炉心損傷に至ることから、シナリオ重要度の算出ができないため、大飯と同様のシナリオ重要度評価は実施していない(女川と同様)

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4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 1.2.2.d.7 表 感度解析結果						
起因事象	事故シーケンス	基本ケース（/炉年）		感度解析（/炉年）		
		3.0E-07	3.0E-07	3.5E-08	3.8E-08	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	1.3E-09	3.0E-07	1.3E-09	3.8E-08	
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器迷がし弁/安全弁LOCA	2.2E-09		2.2E-09		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-10		2.2E-10		
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.1E-10		1.1E-10		
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	3.0E-07		3.0E-07		
	合計					

【大飯】

- 評価方針の相違
 - ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、重大事故等対策を考慮した場合の感度解析は実施していない（女川と同様）
 - ・ 感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定

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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	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3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">津波高さ</th> <th colspan="5">各信頼度における年超過確率</th> <th>年超過確率の 平均値</th> </tr> <tr> <th>0.95</th> <th>0.84</th> <th>0.50</th> <th>0.16</th> <th>0.05</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.P.+33.9m</td> <td>2.51×10^{-6}</td> <td>7.75×10^{-9}</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>7.25×10^{-7}</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">（※網掛け部は年超過確率値が得られていない）</p>	津波高さ	各信頼度における年超過確率					年超過確率の 平均値	0.95	0.84	0.50	0.16	0.05		0.P.+33.9m	2.51×10^{-6}	7.75×10^{-9}				7.25×10^{-7}	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率</p> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 20px; text-align: center; margin: 20px auto; width: 80%;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div>	
津波高さ	各信頼度における年超過確率					年超過確率の 平均値																	
	0.95	0.84	0.50	0.16	0.05																		
0.P.+33.9m	2.51×10^{-6}	7.75×10^{-9}				7.25×10^{-7}																	

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>第 1.2.2-1 図 津波レベル1 PRAの評価フロー</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 【女川】 ■ 名称の相違 ● 申請プラント名称 【大飯】 ■ 記載表現の相違 ● 女川実績の反映

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 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
<p>第 1.2.2.a-1 図 プラント概要</p>	<p>第 3.2.2.a-1 図 プラント設備配置の概略図</p>	<p>第 3.2.2.a-1 図 プラント設備配置の概略図</p>	<p>【女川】【大飯】 ■ 設計の相違</p>


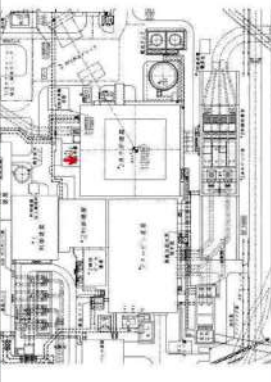
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.2.a-2 図 プラントワークダウンの調査対象機器の選定フロー</p>	<p>第 3.2.2.a-2 図 プラントワークダウン対象機器の選定フロー</p>	<p>第 3.2.2.a-2 図 プラントワークダウン対象機器の選定フロー</p>	<p>【女川】 ■ 評価方針の相違 ・女川は屋内設置の機器を津波 PRA のプラントワークダウン対象外としているが、泊は屋内設置の機器を含めて津波 PRA プラントワークダウンの対象としている。 （大飯と同様）</p> <p>【大飯】 ■ 記載表現の相違 ・PWD⇒プラントワークダウン</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所 3 / 4号炉	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;">大飯3号炉 プラントワークダウンチェックシート</p> <p>対象機器： <u>屋内設置の機器</u>、<u>屋外設置の機器</u>、建屋開口部 機器名称： <u>海水ポンプ</u> 機器ID： <u>SWP1</u> 建屋： <u>屋外</u> 床E.L.： <u>2.5m</u> 機器配置図番号： <u>付図A.2.3-4.5</u> 系統図番号： <u>付図A.2.3-4.5</u> 機器設置座： <u>—</u> 津波伝播経路： <u>—</u></p> <p>[チェック対象項目] ① 影響を受ける可能性のある機器の確認 <input checked="" type="checkbox"/> ② 津波伝播経路の確認 <input type="checkbox"/> ③ 建屋開口部の確認 <input type="checkbox"/></p> <p>総合評価</p> <p>実施日： 2013年 3月 5日 実施者：</p> <p style="text-align: center;">第1.2.2.a-3図 プラントワークダウンチェックシート (例 1/2)</p>	<p style="text-align: center;">現況調査票 (調査日 2014.4.8)</p> <p style="text-align: center;">No.4</p> <p style="text-align: center;">現場写真</p>  <p style="text-align: center;">防壁対象区画番号：</p>  <table border="1" data-bbox="1048 678 1176 1093"> <thead> <tr> <th>製鉄</th> <th>用 途</th> <th>製造社の名称</th> <th>水密化処置の有無*1</th> <th>高さ*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管</td> <td>③・無</td> <td>有</td> <td>④</td> <td>550</td> </tr> <tr> <td>ダクト</td> <td>有・④</td> <td>有</td> <td>④</td> <td>950</td> </tr> <tr> <td>トレイ</td> <td>有・④</td> <td>有</td> <td>④</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電線管及び</td> <td>有・④</td> <td>有</td> <td>④</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">*1：不明の場合は「無」とする。*2：突出経路となる貫通孔の中心レベルを記載する。</p> <p style="text-align: center;">第3.2.2.a-3図 プラントワークダウン用チェックシート (例)</p>	製鉄	用 途	製造社の名称	水密化処置の有無*1	高さ*2	配管	③・無	有	④	550	ダクト	有・④	有	④	950	トレイ	有・④	有	④		電線管及び	有・④	有	④		<p style="text-align: center;">泊発電所3号機 プラントワークダウンチェックシート</p> <p>対象機器：<u>屋内設置の機器</u>、<u>屋外設置の機器</u>、<u>建屋開口部</u> 機器名称：<u>原子炉補機活判海水ポンプ</u> 機器ID：<u>9SWP1A、B、C、D</u> 建屋：<u>新設海水ポンプ建屋</u> 床E.L.：<u>2.5m</u> 津波伝播経路：<u>なし</u></p> <p>[チェック対象項目] ① 影響を受ける可能性のある機器の確認 <input checked="" type="checkbox"/> ② 津波伝播経路の確認 <input checked="" type="checkbox"/> ③ 建屋開口部の確認 <input type="checkbox"/></p> <p>総合評価</p> <p>実施日： 2013年12月 4日 実施者：</p> <p style="text-align: center;">第3.2.2.a-3図 プラントワークダウン用チェックシート (例) (1/3)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載内容の相違 プラントワークダウンチェックシートの相違により、確認項目は異なるが、間接的な影響を含めて津波 PRA の評価シナリオと相違点が無いことを確認しており、実質的な相違はない。 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 例示する個別機器の設置場所等は異なるが、プラントワークダウンの記録様式は大飯と同様である。
製鉄	用 途	製造社の名称	水密化処置の有無*1	高さ*2																								
配管	③・無	有	④	550																								
ダクト	有・④	有	④	950																								
トレイ	有・④	有	④																									
電線管及び	有・④	有	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 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	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;">機器ID: SWP1</p> <p>①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点はないか</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他_____）</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点はないか</td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部、及び支持構造物）に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）</td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか</td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか</td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>② 津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床下レン、床開口、その他_____）</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>③ 建屋開口部の確認（建屋開口部）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>（記号の説明） Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外</p> <p>第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート（例 2/2）</p>		Y	N	U	N/A	1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>		Y	N	U	N/A	1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点はないか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部、及び支持構造物）に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		Y	N	U	N/A	1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床下レン、床開口、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>		Y	N	U	N/A	1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>		<p style="text-align: center;">機器ID: \$SWP1A, B, C, D</p> <p>①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点はないか</td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他_____）</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点はないか</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部、及び支持構造物）に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> <tr> <td>4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>② 津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床下レン、床開口、その他_____）</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>③ 建屋開口部の確認（建屋開口部）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Y</th> <th>N</th> <th>U</th> <th>N/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか</td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input type="checkbox"/></td> <td><input checked="" type="checkbox"/></td> </tr> </tbody> </table> <p>（記号の説明） Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外</p> <p>第 3.2.2.a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート（例）（2/3）</p>		Y	N	U	N/A	1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点はないか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		Y	N	U	N/A	1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部、及び支持構造物）に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>		Y	N	U	N/A	1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床下レン、床開口、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		Y	N	U	N/A	1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<p>【大飯】</p> <p>■ 記載表現の相違</p> <p>・ 例示する個別機器の設置場所等は異なるが、プラントウォークダウンの記録様式は大飯と同様である。</p>
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点はないか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部、及び支持構造物）に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床下レン、床開口、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点はないか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部、及び支持構造物）に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床下レン、床開口、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>																																																																																																																							
	Y	N	U	N/A																																																																																																																							
1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>																																																																																																																							

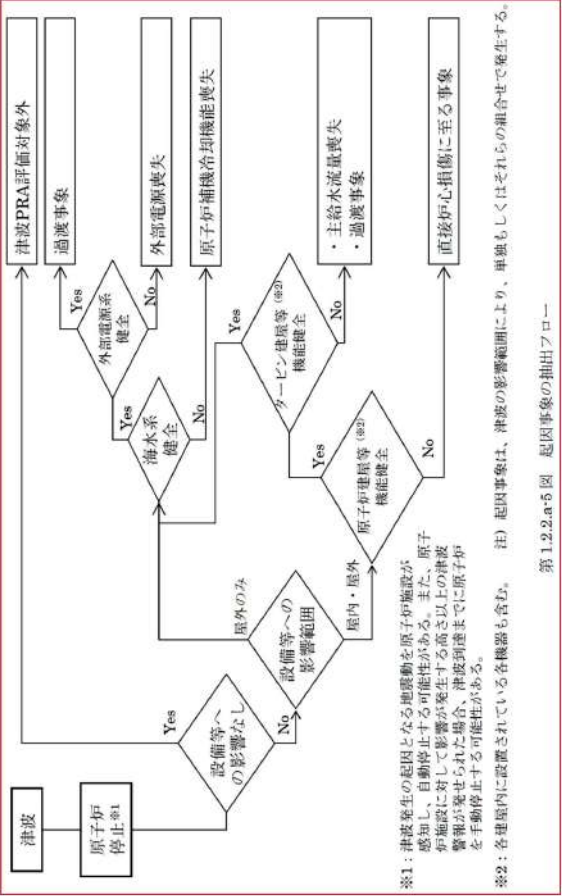
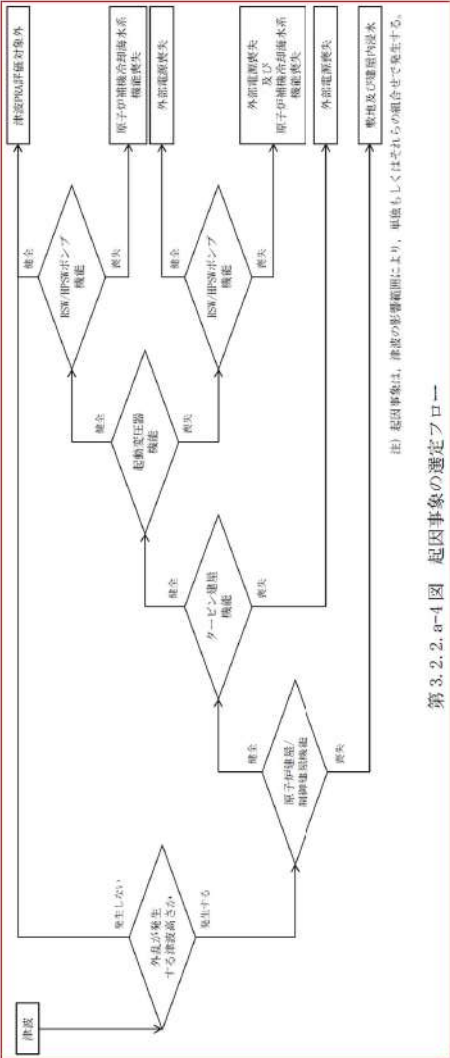
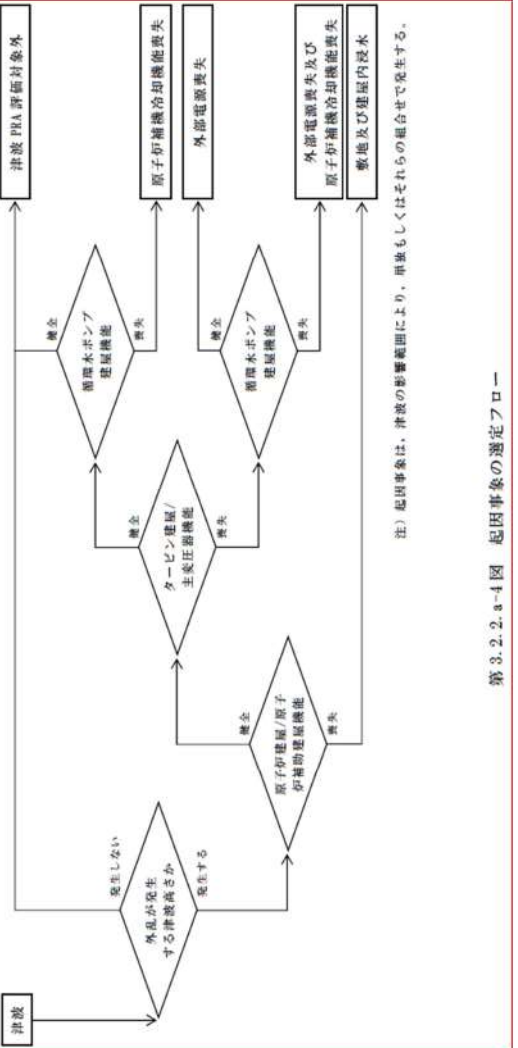
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所 3 / 4号炉	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="248 1185 577 1206">第 1.2.2.a-4 図 現場機器（例 海水ポンプ）</p>		 <p data-bbox="1447 1066 1749 1086">現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）</p> <p data-bbox="1312 1174 1888 1195">第 3.2.2.a-3 図 プラントワークダウン用チェックシート（例）（3/3）</p>	<p data-bbox="1917 308 1973 328">【大飯】</p> <p data-bbox="1917 339 2047 360">■ 記載表現の相違</p> <p data-bbox="1917 371 2152 496">・ 例示する個別機器の設置場所等は異なるが、プラントワークダウンの記録様式は大飯と同様である。</p>

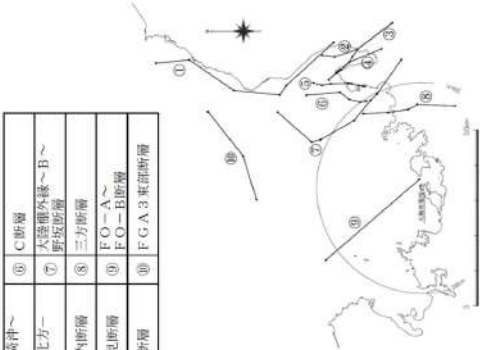
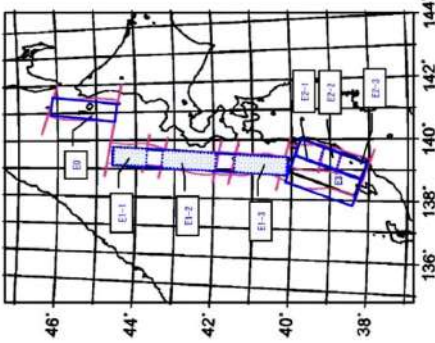
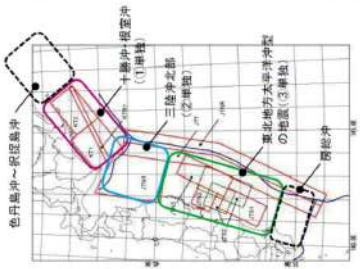
第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
別添3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

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
<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p>  <p style="text-align: center;">第 1.2.2.a-5 図 起因事象の抽出フロー</p> <p>※1：津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が寄せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。</p> <p>※2：各建屋内に設置されている各機器も含む。</p> <p>注）起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>  <p style="text-align: center;">第 3.2.2.a-4 図 起因事象の選定フロー</p> <p>注）起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>  <p style="text-align: center;">第 3.2.2.a-4 図 起因事象の選定フロー</p> <p>注）起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・プラント機器配置等の相違により評価フローの分岐は異なるが、選定した起因事象は女川と同様である。 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は主給水流量喪失及び過渡事象を起因事象として選定していないが、より広範囲な緩和系の機能喪失が発生する外部電源喪失で代表している。（女川実績の反映）

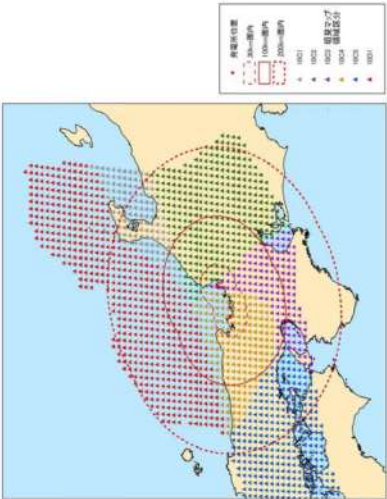
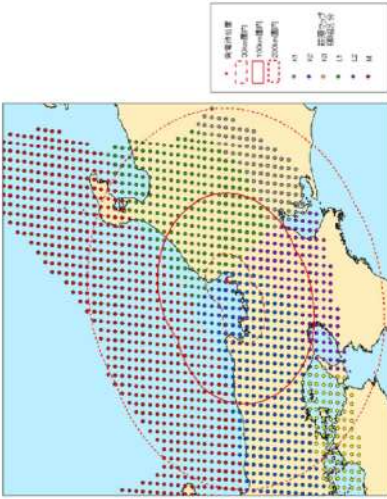
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;">  <p>① 相布～千曲崎沖 ② 甲斐岡断層 ③ ワツロギ峠北方～ ④ 池西内断層 ⑤ 浦延～池河内断層 ⑥ 浦延～内池見断層 ⑦ 白木～丹生断層</p> <p>⑧ C断層 ⑨ 大笠原外縁～B～ ⑩ 野坂断層 ⑪ 三方断層 ⑫ FO-A～ ⑬ FO-B断層 ⑭ FGA3 東部断層</p> </div> <div style="width: 45%;">  <p>第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源（日本海東縁部）</p> </div> </div>	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;">  <p>色丹島沖～択捉島沖 十勝沖～根室沖 三陸沖北部 東北地方太平洋沖型の地震(3単独) 四国沖</p> <p>第 3.2.2.b-1 図 確率的津波ハザード評価における検討対象領域 (津波 PRA 学会標準に一部加算)</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>■ 検討対象領域 検討対象とした領域 (種別検討により、ハザード曲線に与える影響の大きい地震を抽出)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>コード</th> <th>名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>JTN2</td> <td>宮城県沖</td> </tr> <tr> <td>JTN3</td> <td>三陸沖南部海溝寄り</td> </tr> <tr> <td>JTN2～JTN3</td> <td>宮城県沖～三陸沖西部海溝寄り(運動)</td> </tr> <tr> <td>JTS1</td> <td>福島県沖プレート間</td> </tr> <tr> <td>JTT</td> <td>津波地震</td> </tr> <tr> <td>JTNR</td> <td>海洋プレート内の正断層型地震</td> </tr> <tr> <td>①単独</td> <td>十勝沖～根室沖の運動地震</td> </tr> <tr> <td>②単独</td> <td>三陸沖北部の運動地震</td> </tr> <tr> <td>③単独</td> <td>東北地方太平洋沖型の地震</td> </tr> <tr> <td>①+②</td> <td>十勝沖～根室沖から三陸沖北部の運動地震</td> </tr> </tbody> </table> <p>択捉島沖～房総沖</p> </div> </div>	コード	名称	JTN2	宮城県沖	JTN3	三陸沖南部海溝寄り	JTN2～JTN3	宮城県沖～三陸沖西部海溝寄り(運動)	JTS1	福島県沖プレート間	JTT	津波地震	JTNR	海洋プレート内の正断層型地震	①単独	十勝沖～根室沖の運動地震	②単独	三陸沖北部の運動地震	③単独	東北地方太平洋沖型の地震	①+②	十勝沖～根室沖から三陸沖北部の運動地震	<div style="text-align: center; padding: 50px;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div> <p>第 3.2.2.b-1 図 確率的津波ハザード評価における検討対象領域</p>	
コード	名称																								
JTN2	宮城県沖																								
JTN3	三陸沖南部海溝寄り																								
JTN2～JTN3	宮城県沖～三陸沖西部海溝寄り(運動)																								
JTS1	福島県沖プレート間																								
JTT	津波地震																								
JTNR	海洋プレート内の正断層型地震																								
①単独	十勝沖～根室沖の運動地震																								
②単独	三陸沖北部の運動地震																								
③単独	東北地方太平洋沖型の地震																								
①+②	十勝沖～根室沖から三陸沖北部の運動地震																								

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;">  <p>第 1.2.2.b-4 図 検討対象津波源（領域震源：垣見ほか(2003)）</p>  <p>第 1.2.2.b-3 図 検討対象津波源（領域震源：萩原(1991)）</p> </div>		<div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 20px; text-align: center;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div> <p>第 3.2.2.b-1 図 確率論的津波ハザード評価における検討対象領域</p>	<p>相違理由</p>

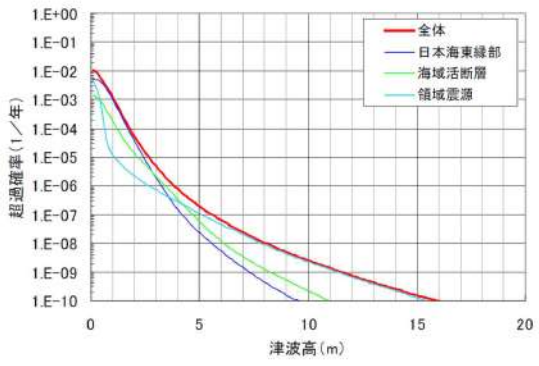
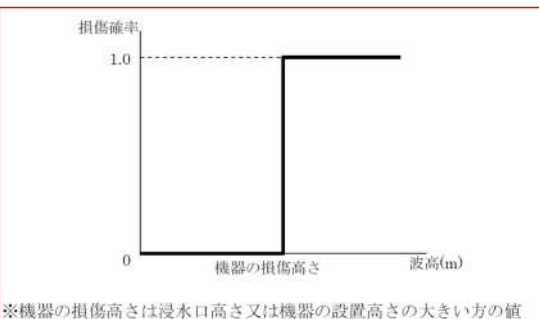
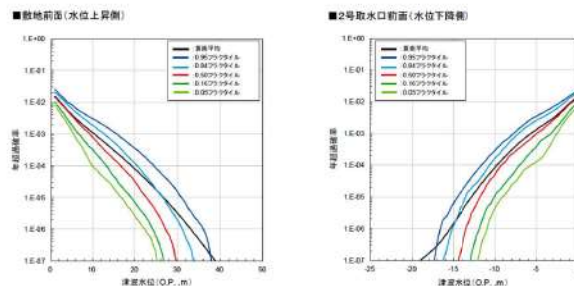
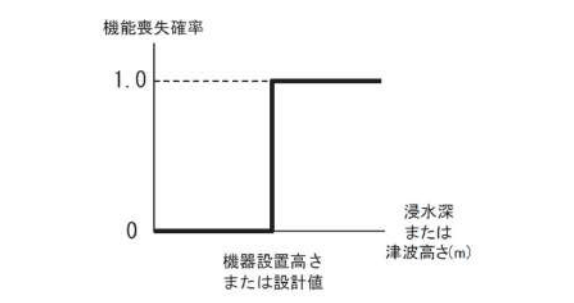
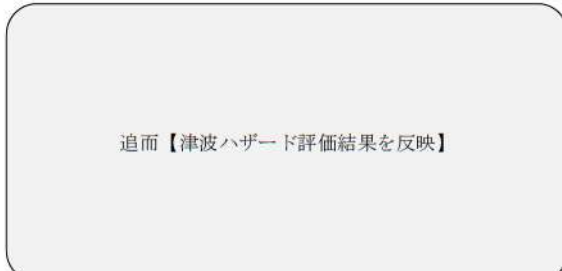
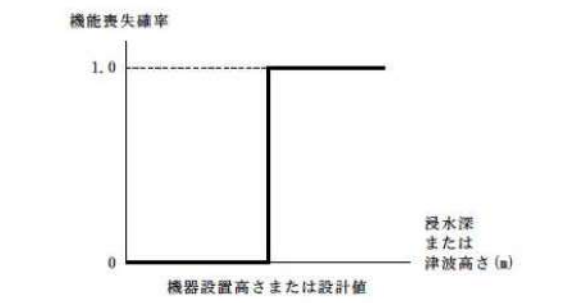
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー</p> <p>第 1.2.2.b-6 図 海域活断層のロジックツリー</p> <p>第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 3.2.2.b-2 図 津波地震（上）及び海洋プレート内正断層型地震（下）の津波発生モデルに関するロジックツリー</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> <p>第 3.2.2.b-2 図 津波発生モデルに関するロジックツリー</p>	<p>相違理由</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係</p>  <p>第 1.2.2.e-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線</p> <p>※機器の損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値</p>	 <p>第 3.2.2.b-3 図 津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）</p>  <p>第 3.2.2.e-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線</p>	 <p>第 3.2.2.b-3 図 津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）</p>  <p>第 3.2.2.e-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は防潮堤を越えて敷地内に遡上する津波の影響を考慮し、横軸の記載を変更している（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1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.2.d-1 図 津波 PRA 階層イベントツリー</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 大飯は津波 PRA で想定する起 因事象の影響の大きさを考慮 して階層イベントツリーを作 成しているが、泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して 有効な緩和手段がないため、 イベントツリーの階層化は不 要としている（女川と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4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="107 268 654 450"> <table border="1"> <tr> <th>原子炉補機冷却機能喪失</th> <th>補助給水</th> <th>加圧器送がし弁/安全弁LOCA</th> <th>RCPシールLOCA</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器送がし弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(a)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="138 513 622 679"> <table border="1"> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>非常用所内交流電源</th> <th>補助給水</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(b)図 外部電源喪失イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="197 743 564 839"> <table border="1"> <tr> <th>主給水流量喪失</th> <th>補助給水</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(c)図 主給水流量喪失イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="210 903 551 1031"> <table border="1"> <tr> <th>過渡事象</th> <th>補助給水</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(d)図 過渡事象イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="174 1094 582 1190"> <table border="1"> <tr> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td></td> <td>炉心損傷(緩和手段なし)</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(e)図 直接炉心損傷に至る事象</p> </div>	原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器送がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス					炉心冷却成功					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 + 加圧器送がし弁/安全弁LOCA					原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス				炉心冷却成功				外部電源喪失 + 補助給水失敗				外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス			炉心冷却成功			主給水流量喪失 + 補助給水失敗	過渡事象	補助給水	事故シーケンス			炉心冷却成功			過渡事象 + 補助給水失敗	直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス		炉心損傷(緩和手段なし)	<div data-bbox="775 274 1227 1343"> <table border="1"> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <td>内部事象 PRAの範囲</td> </tr> <tr> <th>発生する起因事象</th> <td>外部電源喪失 敷地及び建屋内浸水</td> </tr> <tr> <th>タービン建屋内への浸水 (O.P.+29m~0.P.+33.9m)</th> <td>なし あり</td> </tr> <tr> <th>原子炉建屋又は制御建屋内への浸水 (O.P.+33.9m~)</th> <td>なし あり</td> </tr> <tr> <th>津波</th> <td></td> </tr> </table> <p>第 3.2.2.d-1 図 津波PRA イベントツリー</p> <p>※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。</p> </div>	事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範囲	発生する起因事象	外部電源喪失 敷地及び建屋内浸水	タービン建屋内への浸水 (O.P.+29m~0.P.+33.9m)	なし あり	原子炉建屋又は制御建屋内への浸水 (O.P.+33.9m~)	なし あり	津波		<div data-bbox="1379 274 1854 1343"> <table border="1"> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <td>内部事象 PRAの範囲</td> </tr> <tr> <th>発生する起因事象</th> <td>敷地及び建屋内浸水</td> </tr> <tr> <th>原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m~)</th> <td>なし あり</td> </tr> <tr> <th>津波</th> <td></td> </tr> </table> <p>第 3.2.2.d-1 図 津波PRA イベントツリー</p> </div>	事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範囲	発生する起因事象	敷地及び建屋内浸水	原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m~)	なし あり	津波		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は同一の敷地高さに設置する建屋は同時に浸水するものとして保守的に評価しているため、安全機能に対する影響が厳しくなる原子炉建屋及び原子炉補助建屋の浸水状態に着目してイベントツリーを作成している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、内的事象と同様の緩和手段に着目したイベントツリーではなく、建屋の浸水状態に着目したイベントツリーを作成している（女川と同様）
原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器送がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス																																																																																
				炉心冷却成功																																																																																
				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 + 加圧器送がし弁/安全弁LOCA																																																																																
				原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																																
外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス																																																																																	
			炉心冷却成功																																																																																	
			外部電源喪失 + 補助給水失敗																																																																																	
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																																	
主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス																																																																																		
		炉心冷却成功																																																																																		
		主給水流量喪失 + 補助給水失敗																																																																																		
過渡事象	補助給水	事故シーケンス																																																																																		
		炉心冷却成功																																																																																		
		過渡事象 + 補助給水失敗																																																																																		
直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス																																																																																			
	炉心損傷(緩和手段なし)																																																																																			
事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範囲																																																																																			
発生する起因事象	外部電源喪失 敷地及び建屋内浸水																																																																																			
タービン建屋内への浸水 (O.P.+29m~0.P.+33.9m)	なし あり																																																																																			
原子炉建屋又は制御建屋内への浸水 (O.P.+33.9m~)	なし あり																																																																																			
津波																																																																																				
事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範囲																																																																																			
発生する起因事象	敷地及び建屋内浸水																																																																																			
原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m~)	なし あり																																																																																			
津波																																																																																				

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

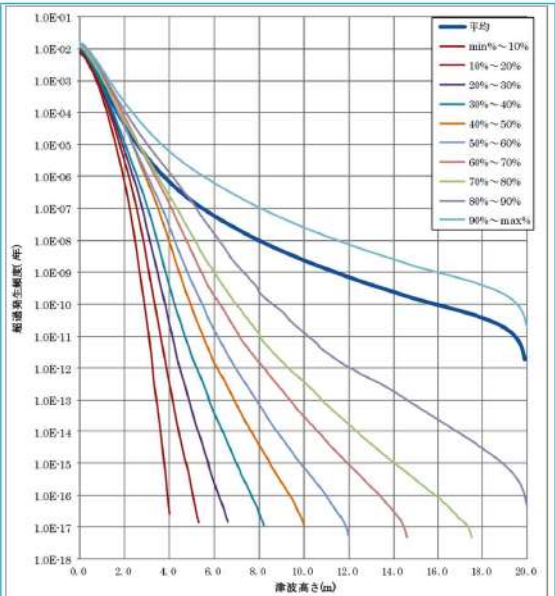
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合</p>	 <p>第 3.2.2.d-2 図 津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合</p>  <p>第 3.2.2.d-3 図 事故シーケンスグループ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合</p>	<div style="border: 2px dashed black; padding: 10px;">  <p>第 3.2.2.d-2 図 津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合</p>  <p>第 3.2.2.d-3 図 事故シーケンスグループごとの全炉心損傷頻度への寄与割合</p> </div> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 追而【津波ハザード評価結果を反映】 </div>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ・ 津波分類の設定は異なるが、津波 PRA の評価対象とする津波高さ及び緩和設備の範囲では有効な緩和手段が無く、必ず炉心損傷に至る事象が全炉心損傷頻度の100%を占めており、女川と同様の結果となっている。 <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】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ・ 津波分類や事故シーケンスの設定は異なるが、津波 PRA の評価対象とする津波高さ及び緩和設備の範囲では有効な緩和手段が無く、必ず炉心損傷に至る事象が全炉心損傷頻度の100%を占めており、女川及び大飯と同様の結果となっている。

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

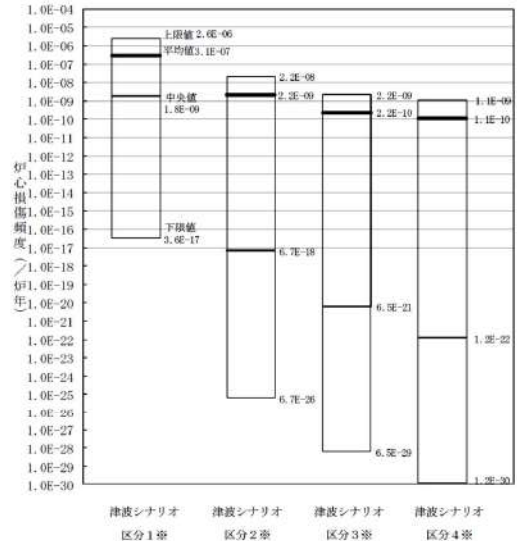

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	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="138 1040 651 1061">第1.2.2.d-4図 評価地点における10%ごとの津波フラクタイルハザード</p>			<p data-bbox="1912 371 1973 392">【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1912 405 2047 426">■ 記載箇所の相違 <li data-bbox="1912 438 2047 459">・ 女川に記載統一 <li data-bbox="1912 472 2150 564">・ 泊は同様のフラクタイルハザード曲線を第3.2.2.b-3図として記載する予定

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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>津波シナリオ区分1※ 津波シナリオ区分2※ 津波シナリオ区分3※ 津波シナリオ区分4※</p> <p>※：津波シナリオ区分1の10%以下の信頼度のデータは、10%~20%信頼度から2桁小さくした値を入力 津波シナリオ区分2の40%以下の信頼度のデータは、40%~50%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力 津波シナリオ区分3の60%以下の信頼度のデータは、60%~70%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力 津波シナリオ区分4の70%以下の信頼度のデータは、70%~80%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力</p> <p>第1.2.2.d-5図 津波シナリオ区分ごとの不確かさ解析結果</p>	 <p>第3.2.2.d-4図 不確かさ解析結果</p>	<div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 20px; text-align: center;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div> <p>第3.2.2.d-4図 不確かさ解析結果</p>	<p>相違理由</p>

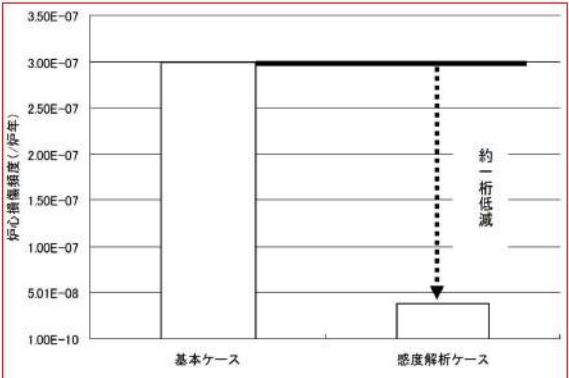
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
<p>第1.2.2.d-6 図 対策を考慮した「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」のシナリオの整理</p> <p>注1：原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策の2次冷却系強制冷却に補助給水系が用いられているため、補助給水系に失敗すると炉心損傷に至る。相違程度は内部事象PRAのモデルを用いる。 注2：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、2次冷却系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧、及び蓄圧注入での炉心冷却である。 注3：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水及び大容量ポンプを用いた炉心除熱手段の確保である。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>津波事象</th> <th>循環水ポンプ(A)</th> <th>循環水ポンプ(B)</th> <th>安全停止</th> <th>損傷クラス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.2.2.d-5 図 引き波時のイベントツリー</p>	津波事象	循環水ポンプ(A)	循環水ポンプ(B)	安全停止	損傷クラス					CD					CD					CD					CD	<p>追而 【津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】</p> <p>第3.2.2.d-5 図 引き波時のイベントツリー</p>	
津波事象	循環水ポンプ(A)	循環水ポンプ(B)	安全停止	損傷クラス																								
				CD																								
				CD																								
				CD																								
				CD																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、重大事故等対策を考慮した場合の感度解析は実施していない。（女川と同様） ・ 感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定

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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.2.2.d-1</p> <p style="text-align: center;">津波による敷地浸水解析について</p> <p>1. はじめに 本資料では、平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動※1による影響を考慮する。 ※1 敷地が一様に約1m沈下（その後継続的に隆起）</p> <p>2. 敷地への浸水経路について</p> <p>設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面に0.P.+29mの防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防潮壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.2.d-1</p> <p style="text-align: center;">津波による敷地浸水解析について</p> <p>1. 敷地への流入経路について</p> <p>設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面にT.P.16.5mの防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防水壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇔補足 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・大飯は津波PRAで敷地浸水解析を実施していないことから、同様の資料は作成していない。 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・女川は東北地方太平洋沖地震による地盤変位量を測量し、耐津波設計に反映しているが、泊は同地震による地盤変位は観測されていない。 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 (以下、相違理由説明を省略) ■記載表現の相違 ・浸水経路⇔流入経路 ・泊の審査資料内での用語統一（審査ガイドの改正を反映） (以下、相違理由説明を省略) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・防潮堤高さ 0.P.+29m⇔T.P.16.5m (以下、相違理由説明を省略) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・防潮壁⇔防水壁 (以下、相違理由説明を省略)

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

第37条 付録1 事故シナ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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>上記の浸水対策により、基準津波による浸水経路はなくなるが、津波の高さに応じ防潮壁が機能喪失することを想定して、浸水解析条件を設定する。</p> <p>3. 0.P.+29m津波時の浸水解析について</p> <p>敷地前面には津波防護施設として、天端高さ0.P.+29mの防潮堤を設置する。このため、0.P.+29mの津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路及び放水路の開口部（0.P.+14m）より、津波が敷地に流入することが考えられることから、0.P.+29mの津波による取水路及び放水路を浸水経路とした浸水解析を実施した。</p> <p>a. 浸水解析条件</p> <p>浸水解析条件は以下のとおりとした。</p> <p>(a) 0.P.+29m津波の作成</p> <ul style="list-style-type: none"> 確率論的津波ハザード評価から得られる津波ハザード曲線のうち、津波水位0.P.+29m（年超過確率：4.49×10^{-6}）に最も寄与度が高い津波地震（Mw8.3）を、敷地前面位置（＝防潮堤位置）で最高水位が0.P.+29m程度となるように、断層モデルのすべり量を調整したものを0.P.+29m津波とした。敷地前面の最高水位地点及び敷地前面の最高水位地点で抽出した水位時刻歴波形を補図1-1及び補図1-2に示す。 	<p>上記の浸水対策により、基準津波による流入経路はなくなるが、津波の高さに応じ防潮堤や防水壁を越流して敷地内に津波が遡上する可能性を想定して、浸水解析条件を設定する。また、茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルについても、津波流入の可能性のある経路として考慮する。</p> <p>2. T.P.16.5m津波時の浸水解析について</p> <p>敷地前面には津波防護施設として、天端高さT.P.16.5mの防潮堤を設置する。このため、T.P.16.5mの津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路、放水路等の開口部より、津波が敷地に流入することが考えられることから、T.P.16.5mの津波による取水路、放水路等を流入経路とした浸水解析を実施した。</p> <p>a. 浸水解析条件</p> <p>浸水解析条件は以下のとおりとした。</p> <p>(a) T.P.16.5m津波の作成</p> <div data-bbox="1317 922 1890 1145" style="border: 1px solid black; padding: 10px; text-align: center;"> <p>追而 【津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】</p> </div> <p>(b) 流入経路の設定</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要建屋を設置する敷地（T.P.10m）に津波が流入する可能性のある取水路、放水路等の経路を第3図に示す。 3号炉の取水ピットスクリーン室上端開口部周りに設置する防水壁（天端高さT.P.13.8m）から津波が越流する場合は、敷地内に浸水するものとして評価する。 1号及び2号炉放水路並びに屋外排水路は、逆流防止設備を設置することから、流入経路から除外する。 	<p>上記の浸水対策により、基準津波による流入経路はなくなるが、津波の高さに応じ防潮堤や防水壁を越流して敷地内に津波が遡上する可能性を想定して、浸水解析条件を設定する。また、茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルについても、津波流入の可能性のある経路として考慮する。</p> <p>2. T.P.16.5m津波時の浸水解析について</p> <p>敷地前面には津波防護施設として、天端高さT.P.16.5mの防潮堤を設置する。このため、T.P.16.5mの津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路、放水路等の開口部より、津波が敷地に流入することが考えられることから、T.P.16.5mの津波による取水路、放水路等を流入経路とした浸水解析を実施した。</p> <p>a. 浸水解析条件</p> <p>浸水解析条件は以下のとおりとした。</p> <p>(a) T.P.16.5m津波の作成</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 基準津波を超える津波に対する想定について記載を適正化 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計の相違 泊固有の流入経路を追記 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計の相違 泊は流入経路として取放水路以外に、茶津入構トンネル、アクセスルートトンネル及び屋外排水路を想定 (以下、相違理由説明を省略) 流入経路の詳細は後述の「a.(b) 流入経路の設定」に記載 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 泊は流入経路の設定方針について記載を充実化 防水壁や逆流防止設備を考慮する評価方針は女川と同様

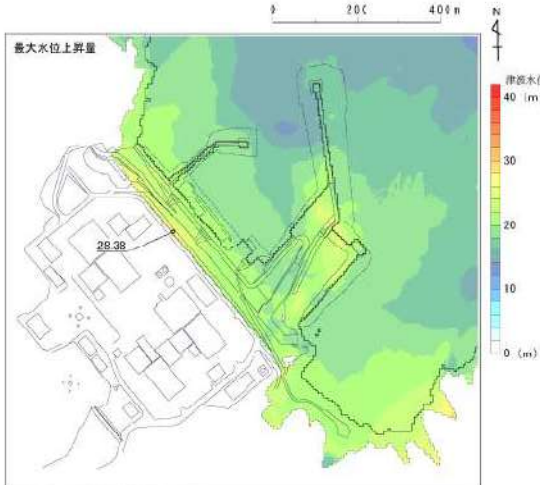
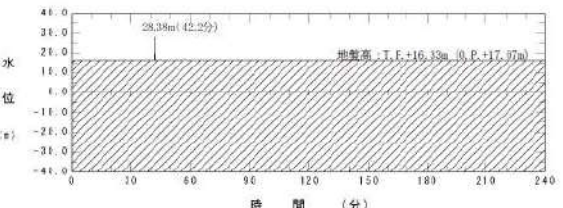
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シ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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(b) 浸水の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> 開口部からの浸水については、女川1～3号炉の取水口及び放水口前面におけるO.P.+29m津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立坑に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した[※]。取水・放水施設の一例として、女川2号炉の取水施設を補図1-3に示す。 <p>※2 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水力模型実験による検証，土木学会論文集B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013</p> <ul style="list-style-type: none"> 浸水量の算定にあたっては、取水路及び放水路の開口部周りに設置する防潮壁から越流した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。 <p>b. 浸水解析結果</p> <p>敷地内最大浸水深分布を補図1-4に示す。</p> <p>津波高さO.P.+29m未満においては、発電所敷地内への浸水がほぼ発生せず、津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シークエンスはない。</p>	<p>追而</p> <p>【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する</p> <p>(c) 浸水の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> 開口部からの浸水については、泊1号、2号及び3号炉の取水口及び放水口前面におけるT.P.16.5m津波の水位時刻歴波形を用いて、1号及び2号炉については、取水口～取水ビットスクリーン室に至る経路、3号炉については取水口～取水ビットスクリーン室に至る経路及び放水口～放水ビット～次系放水ビットに至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した[※]。取水・放水施設の一例として、泊3号炉の取水施設を第4図に示す。 <p>※ 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水力模型実験による検証，土木学会論文集B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013</p> <p>追而</p> <p>【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する</p> <ul style="list-style-type: none"> 浸水量の算定にあたっては、取水路、放水路等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。 <p>b. 浸水解析結果</p> <p>追而</p> <p>【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 【女川】 ■記載表現の相違 ・申請プラント名称 (以下、相違理由説明を省略) 【女川】 ■設計の相違 ・想定する流入経路の相違 ・流入経路の詳細は前述の「(b) 流入経路の設定」に記載 【女川】 ■設計の相違 ・泊は3号炉取水ビットスクリーン室上端開口部のみ防水壁を設置している。

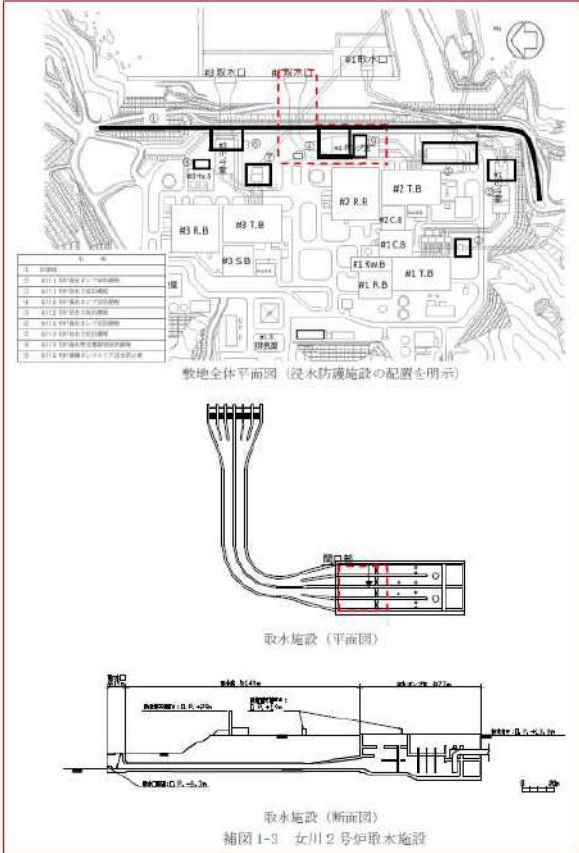
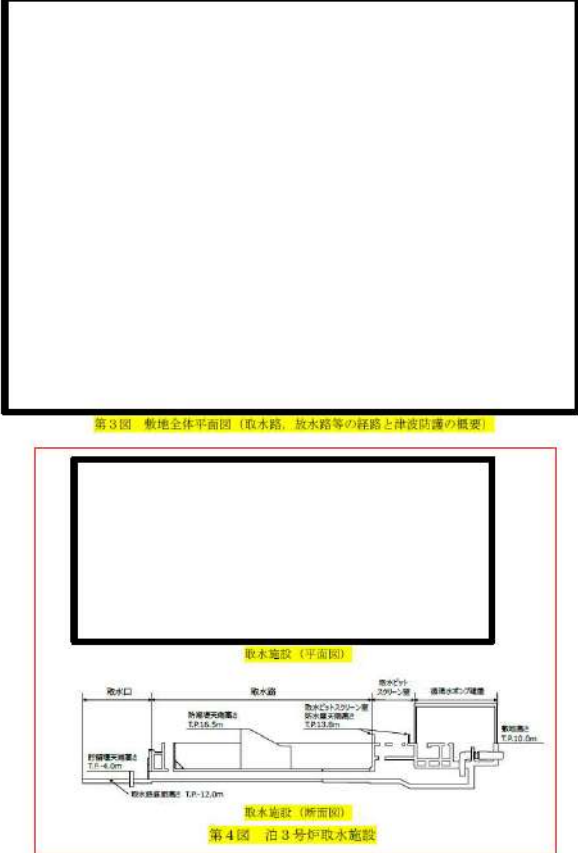
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添3. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>注) 図上の津波水位は、T.P.表示。 T.P.+28.38m=0.P.+29.12m (0.P.±0.0m=T.P.-0.74m) なお、同地震に伴い発電所敷地は7cm隆起している。</p> <p>補図1-1 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）</p>  <p>注) 図上の津波水位は、T.F.表示。 T.P.+28.38m=0.P.+29.12m (0.P.±0.0m=T.P.-0.74m) なお、同地震に伴い発電所敷地は7cm隆起している。</p> <p>補図1-2 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）</p>	<p>追而 【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p> <p>第1図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）</p> <p>追而 【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p> <p>第2図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）</p>	

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

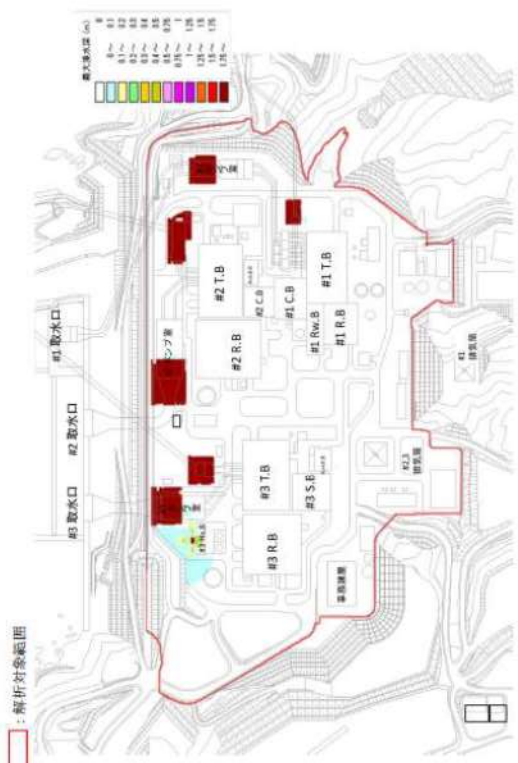
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添3. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>敷地全体平面図（浸水防護施設の配置を明示）</p> <p>取水施設（平面図）</p> <p>取水施設（断面図） 補図1-3 女川2号炉取水施設</p>	 <p>第3図 敷地全体平面図（取水路、放水路等の経路と津波防護の概要）</p> <p>取水施設（平面図）</p> <p>取水施設（断面図） 第4図 泊3号炉取水施設</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・プラント配置、津波防護対策等の相違

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。

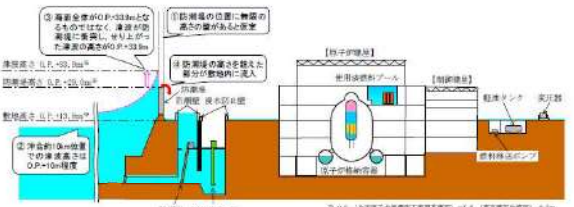
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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3. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>補図1-4 0.P.+2m津波による敷地内最大浸水深分布</p>	<p>追而 【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p> <p>第5図 T.P.16.5m津波による敷地内最大浸水深分布</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>4. O.P. +29mを超える津波による事故シナリオについて</p> <p>(1) O.P. +33.9m 津波</p> <p>O.P. +33.9m津波時[*]の浸水解析を行い、O.P. +29mを超える津波による事故シナリオを分析した。</p> <p>※ 防潮堤の位置に無限の高さの壁があると仮定した条件での津波水位。沖合約10kmの位置（基準津波の策定位置）でO.P. +10m程度の津波が、防潮堤前面でO.P. +33.9mとなる。この津波における防潮堤の高さ（防潮堤前面でO.P. +29m）を超えた部分の海水が、防潮堤の内側に流入することを仮定し敷地内への浸水の評価している（補図2-1参照）。なお、防潮堤をO.P. +29mとした場合の津波水位はO.P. +33.0mとなる（補図2-2参照）。</p>  <p>補図2-1 O.P. +33.9m津波が敷地内に流入するイメージ</p> <p>a. 浸水解析条件</p> <p>浸水解析条件は以下のとおりとした。</p> <p>(a) O.P. +33.9m 津波の作成</p> <ul style="list-style-type: none"> 確率的津波ハザード評価から得られる津波ハザード曲線のうち、津波水位O.P. +33.9m（年超過確率：7.25×10^{-7}）に最も寄与度が高い津波地震（Mw8.3）を、敷地前面位置（＝防潮堤位置）で最高水位がO.P. +33.9m程度となるように、断層モデルのすべり量を調整したものをO.P. +33.9m津波とした。敷地前面の最高水位地点及び敷地前面の最高水位地点で抽出した水位時刻歴波形を補図2-2及び補図2-3に示す。 <p>(b) 浸水の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> O.P. +33.9mの津波では、津波が天端高さO.P. +29mの防潮堤を越流して敷地に到達することから、防潮堤を越流した津波による浸水及び開口部からの浸水について検討を実施した。 開口部からの浸水については、女川1～3号炉の取水口及び 	<p>3. T.P. 16.5mを超える津波による事故シナリオについて</p> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 20px; text-align: center;"> <p>追而</p> <p>【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p> </div>	

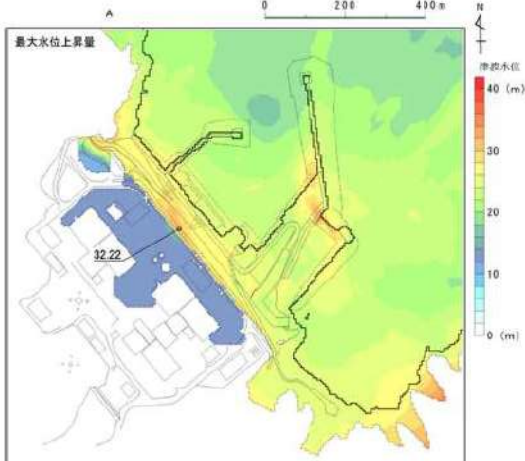
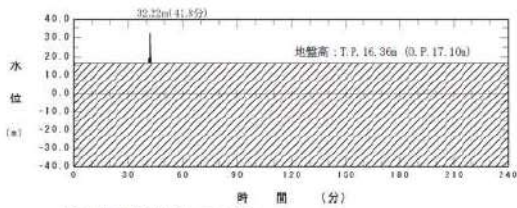
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>放水口前面におけるO.P.+33.9m津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立坑に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した*。</p> <p>※ 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水利模型実験による検証，土木学会論文集B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2-32, 2013</p> <p>・浸水量の算定にあたって考慮した浸水経路は各開口部のみとし，排水施設は考慮していない。</p> <p>b. 浸水解析結果</p> <p>敷地内最大浸水深分布を補図2-4に示す。O.P.+33.9m津波により建屋まわりでの浸水深は，原子炉建屋で最大約0.1m，制御建屋で最大約0.2m，タービン建屋で最大約0.5mとなる。原子炉建屋及び制御建屋のカーブ高さ（建屋外壁扉の下端レベルから敷地レベルの高さ）を越えないが，タービン建屋のカーブ高さを越えてタービン建屋内への浸水が発生する。</p> <p>なお，敷地内浸水により，起動変圧器，原子炉補機冷却海水ポンプ，高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ及び燃料移送ポンプは機能喪失しないことを確認している。</p> <p>以上より，「O.P.+29m～O.P.+33.9m」では，原子炉建屋，制御建屋への浸水がないため緩和設備は健全であるが，タービン建屋内への浸水により種々の過渡事象が発生する可能性がある。</p>	<p style="text-align: center;">追而 【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p>	

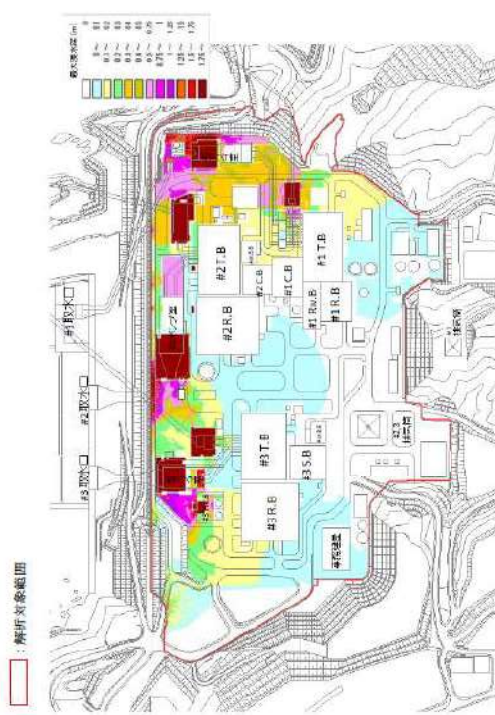
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シ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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>注) 図上の津波水位は、T.P.表示。 T.P.+32.22m(O.P.+32.96m (O.P.±0.0m=T.P.-0.74m)) なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。</p> <p>補図2-2 敷地前面(防潮堤前面)最高水位地点(最大水位上昇量分布)</p>  <p>注) 図上の津波水位は、T.P.表示。 T.P.+32.22m(O.P.+32.96m (O.P.±0.0m=T.P.-0.74m)) なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。</p> <p>補図2-3 敷地前面(防潮堤前面)最高水位地点(水位時刻歴波形)</p>	<p style="text-align: center;">追而 【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p>	

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

第37条 付録1 事故シ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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>補図2-1 0.1+33.9m 津波による敷地内最大浸水深分布</p>	<p>追而 【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p>	

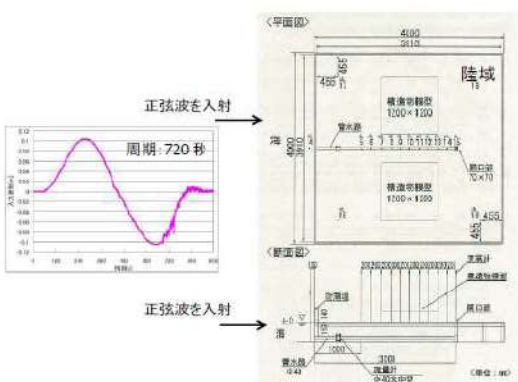
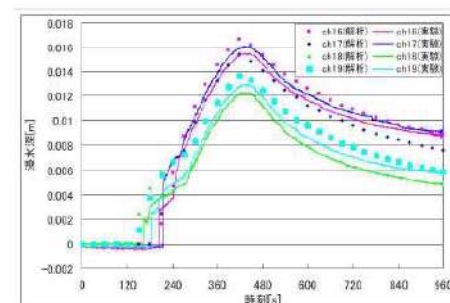
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シ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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>5. 解析コードの妥当性について</p> <p>解析コードには、鹿島建設（株）・中部大学が開発した「都市型水害予測解析システム（Ver1.2）」を使用している。本システムは、治水対策等への適用実績^{※1}がある都市部における内水氾濫解析コードに、取放水路等を介して海水が構内開口部から溢水する機構を組み込んだものである。</p> <p>発電所構内を想定した模型に正弦波を入射させた（補図3-1）水理模型実験による検証^{※2}がなされている。</p> <p>補図3-1に示す陸域部を完全にドライとした実験の場合では、氾濫水の先端が底面の不陸及び表面張力の影響を強く受け、再現計算の精度を検証する上でその取り扱いが困難になる。不陸、表面張力の影響を最小限とするよう陸域部の初期状態をウエットとした場合の実験では、実験値と解析値の水位ピーク時の相対誤差は4%であり、非常に精度よく再現されている。</p> <p>また、発電所構内の通常の状態である陸上部の初期状態をドライとした場合においては、底面の不陸等の影響が大きく計算精度はウエットの場合より多少落ちるが、時系列の全般的な傾向は良く再現されていることが確認された（補図3-2）。</p> <p>※1：武田 誠，森田 豊，松尾 直規：下水道システムを考慮した氾濫解析の治水対策への適用，水工学論文集，第51巻，pp.529-534，2007</p> <p>※2：高橋俊彦，福山貴子，新保裕美，秋山義信，田中昌宏，池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集B3（海洋開発），69巻，1号，pp.22-32，2013</p>	<p style="text-align: center;">追而 【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p>	

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

第37条 付録1 事故シナ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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>補図3-1 水理模型実験概要 (高橋ほか(2013)に一部加筆)</p>  <p>補図3-2 陸域部における水位時刻歴波形 (高橋ほか(2013))</p> <p>(点が解析結果、線が実験値を示す。)</p>	<p>追而 【津波ハザード評価結果及び敷地内浸水解析結果を踏まえて記載する】</p>	<p>以上</p>

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

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

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

- ・比較の結果、内部事象出力運転時レベル1.5 PRAの評価プロセスについては、女川2号炉及び大飯3/4号炉と同等であることを確認した。
- ・内部事象運転時レベル1.5 PRAの結果、抽出された格納容器破損モードは大飯3/4号炉と同様であった。
- ・格納容器破損モード別格納容器破損頻度については、大飯3/4号炉と同様に水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δモード)が格納容器破損頻度に対して最も寄与割合が高くなる傾向となったが、泊3号炉は原子炉補機冷却機能喪失時のRCPシールLOCA発生確率を保守的に1.0と設定しているため(耐熱リングの設計相違による)、RCPシールLOCA発生時(プラント損傷状態SED)の代表的な格納容器破損モードであるδモードの寄与割合が大飯3/4号炉よりも高くなっている(玄海及び伊方と同様)。
- ・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、泊の第4.1.1.b-3, 4表で整理した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、泊の第4.1.1.b-5表で整理した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床から落下した熔融デブリが、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

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 G、V 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シスにおいて、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。	(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. 事故シナシス	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、補足 4.1.1.d-1 を参照	【女川】 ・炉型の相違により、泊の第 4.1.1.d-1 表で整理した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、泊の第 4.1.1.d-2, 3 表で整理した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.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、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シーケンスを評価する。	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 (大飯に記載がないが、泊と同様の評価である) ・ 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 (大飯に記載がないが、泊と同様の評価である) 【大飯】 ・ 女川の実績を反映し、記載を追加している
	事故シーケンス選定の考え方	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。 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。	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、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ーケンスを選定している。 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。	【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) (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.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、泊の第4.1.1.e-2、3表で整理した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ケンス一覧	・解析対象とした事故シーケ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：事故シーケンス…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ケ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) TQIV：事故シーケンス…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ケ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：事故シーケンス…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、泊の第4.1.1.e-1表で整理した解析対象とした事故シーケンスが相違している(大飯と同様)
	事故シーケンスの解析結果	・事故シーケンスの解析結果については、第2.1.1.e-4、5表を参照	・事故シーケンスの解析結果については、第4.1.1.e-4、5表を参照	・事故シーケ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、泊の第4.1.1.e-4、5表で整理した事故シーケ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	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(大飯に記載がないが、泊と同様のソフトウェアを用いている) 【大飯】 ・女川の実績を反映し、記載を追加している
	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、ROAM 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 ROAM 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

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、 泊の第4.1.1.f-2表 で整理した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（CCFP）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、 泊の第4.1.1.f-3～5表 及び 第4.1.1.f-1～6図 で整理した格納容器破損頻度等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	・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 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 及び 第4.1.1.g-1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、 泊の第4.1.1.g-3表 及び 第4.1.1.g-2図 で整理した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、 女川の実績 を反映し、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】 ・泊では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が判断基準に非常に近い値であったことから、泊はプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出を感度解析の対象としている。女川は外部電源復旧に関する感度解析を実施しているが、泊は外部電源復旧に期待しておらず、感度解析の対象としていない（大飯と同様） 【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、 泊の第4.1.1.g-5表 及び 第4.1.1.g-4図 で整理した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. レベル1.5PRA</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1.5PRA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（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) 事故の緩和と操作</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と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、事故時の緩和と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) 事故の緩和と操作</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) 事故の緩和と操作</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と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、事故時の緩和と操作については考慮していない。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■付番の相違</p> <p>・女川実績反映による項目番号の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・女川に記載統一</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・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> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・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記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・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、泊は運転員による事故時の緩和と操作につ</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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" data-bbox="107 798 678 917"> <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" data-bbox="772 790 1220 933"> <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DESTAL</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DESTAL</td> <td>ベDESTAL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DESTAL	最下区画のため移動なし	なし	高速ガス流による噴出	ベDESTAL	ベDESTAL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）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" data-bbox="1321 790 1904 933"> <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>いはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■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> <p>【大飯】 ■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を記載している</p> <p>【女川】 ■設計の相違（大飯と同様）</p>
	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DESTAL	最下区画のため移動なし	なし																																				
高速ガス流による噴出	ベDESTAL	ベDESTAL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</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</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すべ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</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略）</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>して、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。</p> <p>a. 事故のタイプと1次冷却材圧力 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>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>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の圧力上昇の程度、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>類似性として、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。</p> <p>a. 事故のタイプと1次冷却材圧力 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の圧力上昇の程度、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等、原子炉容器破損後の事故進展が異なる。</p>	<p>・炉型の相違により、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）</p> <p>【女川】</p> <p>■構成の相違</p> <p>・女川の4.1.1.b①(1)a.～d.については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を入替</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は事故のタイプをPDSを分類するに当たって着目する属性としている（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・原子炉圧力⇔1次冷却材圧力</p> <p>【女川】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・原子炉圧力容器⇔原子炉容器 （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> <p>・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</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>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>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、熔融炉心の冷却手段）</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熔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>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>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>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>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、熔融炉心の冷却手段）</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。また、原子炉格納容器内に流出した熔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>おり、解析条件、解析結果を記載していることから、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> <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）（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） <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>【女川】</p> <p>■資料名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・別紙⇄補足 <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>■付番の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資料番号の相違 <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は原子炉格納容器の破損時期及び熔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 <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>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>d. 電源有無 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ーケンスの識別子を第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ーケンスの特徴を第4.1.1.b-2表に示す。</p>	<p>PWRのPRAにおいて用いる事故シーケンスの識別子を第4.1.1.b-1表に示す。</p>	<p>■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（大飯と同様）</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（大飯と同様） （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.b①(2)にて記載している</p> <p>【女川】 ■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ーケンスを得ている（詳細は4.1.1.b①(2)参照）（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 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の事故シーケン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ーケンスに対し、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と事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。</p>	<p>(2) レベル1PRAの事故シーケン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ーケンスを、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の事故シーケン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ーケンスに対し、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ーケンスの対応を第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ーケンスの特徴を第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ーケンスを、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>■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.b④(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1 PRA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 ・女川には本記載がないため、大飯と比較する <p>【大飯】</p> <p>■付番の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績反映による図番の相違 <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"> ・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.b④(1)にて記載している <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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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1 PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シナリオ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>	<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</p> <p>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パ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. TQXとS2E</p> <p>TQX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. TQV, AEとS1E</p> <p>TQV, 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1 PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シナリオ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>	<p>・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</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・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.b-①(1)にて記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・女川は4.1.1.b-①(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.b-①(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、本記載は不要（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は原子炉補機冷却機能喪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（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 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>・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約67%、PDS：SED、TED）</p> <p>・ 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）</p> <p>・ 全交流動力電源喪失（寄与：約13%、PDS：TED）</p> <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ナリオに対して、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>	<p>・ 崩壊熱除去機能喪失（寄与：99.7%、PDS：TW）</p> <p>・ 高圧注水・減圧機能喪失（寄与：0.3%、PDS：TQUX）</p> <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ナリオに対して、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>・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約89%、PDS：SED、TED）</p> <p>・ 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）</p> <p>・ 全交流動力電源喪失（寄与：約2%、PDS：TED）</p> <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ナリオに対して、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>■設計の相違</p> <p>・ 耐熱 O 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（伊方、玄海と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・ 抽出される事故シナリオグループやPDSが異なる（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・ 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（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・ 女川は別紙4.1.1.c-1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</p>

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について
 別添 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等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>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】 ■構成の相違 ・女川の 4.1.1.c①～⑩については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を入れ替 ■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</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>説明を加えている（大飯と同様）</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（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとDWR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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】 ■設計の相違</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G、V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次冷却系が高压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（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シ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用、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用</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・不作用、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・不作用</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、工学的安全施設等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・不作用、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・不作用</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>■記載表現の相違</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（大飯についても泊と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 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>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</p> <p>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従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>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）の手动起動を考慮した。</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>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>【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)e.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（大飯と同様）</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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・泊の4.1.1.d.②(1)c.の1行目の記載については、大飯は4.1.1.d.②(1)a.に記載して</p>

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

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) 格納容器イベントツリー</p> <p>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>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>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>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</p>	<p>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>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。</p> <p>格納容器イベントツリーについては補足4.1.1.d-1に示す。</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当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</p>	<p>いる</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊は格納容器が先行破損している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（大飯についても泊と同様） <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 ・ 大飯は格納容器イベントツリーを第2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1に記載している <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊は扱いを容易にするため格納容器イベントツリーを期間で分割している（大飯と同様） <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>■記載表現の相違</p> <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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 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) 解析対象事故シナリオの選定 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</p>	<p>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。</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 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を代表する事故シナリオ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) 解析対象事故シナリオの選定 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、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。選定した事故シナリオを第4.1.1.e-1表に示す。</p>	<p>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>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明 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を代表する事故シナリオ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。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定 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</p>	<p>(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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） ・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（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 【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（大飯についても泊と同様）</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</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>(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>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>・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、すべ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>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>と同様) 【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】 ■評価方針の相違 ・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L1.5PRA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</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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、ベースマツト溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確</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>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～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、ベースマツト溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率</p>	<p>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 ECCS 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】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は第4.1.1.e-2, 4, 6, 8, 10, 12 図にて解析結果に基づいた事故進展例を記載している。(大飯と同様)</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は事故進展解析にて物理</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>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>それぞれの事故シナシ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>(1) プラント損傷状態：AED AEDのシナシスは、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) ・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</p>	<p>それぞれの事故シナシスの解析結果から、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>(6) プラント損傷状態：AE 本事故シナシスでは、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) ・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（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熔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</p>	<p>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>それぞれの事故シナシスの解析結果から、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。</p> <p>(1) プラント損傷状態：AED AEDのシナシスは、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) ・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</p>	<p>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（大飯と同様）</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（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】 ■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 ・事故シナシス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）</p> <p>【女川】 ■構成の相違 ・女川の4.1.1.e②(1)～(10)については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を入替</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 【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）（高浜3/4と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 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>・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</p> <p>・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</p> <p>・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</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW AEWのシーケンスは、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</p>	<p>い。</p> <p>(7) プラント損傷状態：S1E 本事故シーケンスでは、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>・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</p> <p>・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</p> <p>・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</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW AEWのシーケンスは、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</p>	<p>【大飯】</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号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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4vo1%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4vo1%未満となり、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、<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、<input type="text"/>に適用される<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"/>に適用される<input type="text"/>を設定 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</p> <p>AEIのシーケンスは、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4vo1%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4vo1%以 	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>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4vo1%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、<input type="text"/>に適用される<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"/>に適用される<input type="text"/>を設定 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</p> <p>AEIのシーケンスは、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4vo1%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。 	<p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 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(高浜3/4と同様) <p>【大飯】</p> <p>■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
<p>上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。</p> <p>⇒ ヘディングHB1（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="checkbox"/>と設定しており、この場合には<input type="checkbox"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="checkbox"/>を設定</p> <p>・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はある。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定</p> <p>・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。</p> <p>⇒ 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="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>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<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定）</p> <p>・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。</p> <p>⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定</p> <p>(4) プラント損傷状態：SED</p> <p>SEDのシーケンスは、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> <p>・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて</p>	<p>(8) プラント損傷状態：S2E</p> <p>本事故シーケンスでは、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> <p>・原子炉圧力容器破損時にはベDESTAL内に破断水が蓄積し</p>	<p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="checkbox"/>と設定しており、この場合には<input type="checkbox"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="checkbox"/>を設定</p> <p>・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はある。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定</p> <p>・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。</p> <p>⇒ 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="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>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、<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定）</p> <p>・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。</p> <p>⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="checkbox"/>に適用される<input type="checkbox"/>を設定</p> <p>(4) プラント損傷状態：SED</p> <p>SEDのシーケンスは、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> <p>・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満で</p>	<p>・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(高浜3/4と同様)</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</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
<p>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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p> <p>・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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p> <p>・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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p> <p>・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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p>	<p>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。</p> <p>・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>	<p>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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p> <p>・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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p> <p>・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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p> <p>・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、XXXXXXXXXXに適用されるXXXXを設定</p>	<p>■個別評価による相違</p> <p>・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で同様）（高浜3/4と同様）</p>
<p>(5) プラント損傷状態：TED</p> <p>TEDのシーケンスは、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シーケンスでは、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。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <p>・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。</p>	<p>(1) プラント損傷状態：TQUV</p> <p>本事故シーケンスでは、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>・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> <p>・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</p>	<p>(5) プラント損傷状態：TED</p> <p>TEDのシーケンスは、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。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <p>・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。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・TEDのシーケンスでは、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（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・水蒸気濃度の解析結果が異なることから、ヘディング</p>

XXXXXXXXXX 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>⇒ 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、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・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。</p> <p>⇒ 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> <p>・ペ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>⇒ 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"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>時間余裕の知見から、同じ早期低圧炉心損傷シーケンスであるTBPの電源復旧の分岐確率を設定する。</p> <p>(2) プラント損傷状態：TQUX</p> <p>本事故シーケンスでは、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> <p>・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</p>	<p>⇒ 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</p> <p>・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。</p> <p>⇒ 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> <p>・ペ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。</p> <p>⇒ ヘディングBM（ペ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</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、<input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>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（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・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（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・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（高浜3/4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>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシナシでは、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。 <p>⇒ 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）、HB</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、同じ早期高压炉心損傷シナシである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</p> <p>本事故シナシでは、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压状態で破損し、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压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>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシナシでは、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。 <p>⇒ 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。</p>	<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

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>3（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</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、に適用されるを設定 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 に適用されるを設定 	<p>(4) プラント損傷状態：TW 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、</p>	<ul style="list-style-type: none"> 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、に適用されるを設定 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 に適用されるを設定 	<p>期）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】 ■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（高浜3/4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>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>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> <ul style="list-style-type: none"> 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>(10) プラント損傷状態：TQUX (RPV健全)</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> 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>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ナリオとしてTQUX、TBPは早期低圧炉心損傷シナリオとしてTQUV で代表させて設定する。</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、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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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 (大飯と同様) 【女川】 ■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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>2.1.1.f 格納容器破損頻度</p> <p>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</p> <p>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>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>4.1.1.f 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>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。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>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</p> <p>本評価では、炉外溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)、格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、溶融炉心・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、不確かさが大きい現象に対しては、当該現象の支配要因、不確か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</p>	<p>4.1.1.f. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>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、プラント損傷状態ごと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。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>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>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>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・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(大飯に記載はないが、泊と同様のソフトウェアを用いている)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■評価手法の相違</p> <p>・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(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 格納容器破損頻度の評価結果 格納容器破損頻度の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。</p> <p>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（CCFP）は0.82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0.01～0.09）一方、原子炉格納容器の除熱機能がな</p>	<p>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、溶融物直接接触については、ベDESTAL内に堆積した溶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 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 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>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>③ 格納容器破損頻度の評価結果 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>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</p>	<p>相違理由</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 (大飯についても泊と同様)</p> <p>【大飯】 ■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</p> <p>【女川】【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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、30ページ（実線部分）に再掲</p> </div> <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%、「ξモード（ベースマット溶融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「ζ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>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>TQUVシークエンスでは、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>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>相違理由</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】【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>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、29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CFR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>(1) SED (CFR : 4.3×10^{-6} (／炉年)、全CFRへの寄与割合 : 81.3%)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代表的なシークエンス：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 	<p>全交流動力電源喪失シークエンスのうち、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。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>期待できる緩和手段</p> <table border="1" data-bbox="712 512 1290 635"> <thead> <tr> <th>シークエンス</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> <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>	シークエンス	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-4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（ベースマット熔融貫通）」、「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>(1) SED (CFR : 2.0×10^{-4} (／炉年)、全CFRへの寄与割合 : 約94.1%)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代表的なシークエンス：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 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている（大飯と同様） 【女川】、【大飯】 ■個別評価による相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・泊はSED、女川はTWが格納容器破損頻度に支配的となる因子となっている 【女川】 ■記載方針の相違
シークエンス	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>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溶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 (CFF: 8.6×10^{-6} (／炉年)、全CFF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溶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 (CFF: 8.4×10^{-7} (／炉年)、全CFFへの寄与割合: 1.6%) ・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、外部電源喪失及び</p>		<p>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溶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 (CFF: 1.1×10^{-5} (／炉年)、全CFF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溶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 (CFF: 1.0×10^{-6} (／炉年)、全CFFへの寄与割合: 約0.5%) ・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</p>	<p>・泊は(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位を記載していることから、4.1.1.f②(1)～(3)については大飯と比較する</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> <p>【女川】 ■記載方針の相違</p> <p>・女川は起因事象別格納容器</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>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</p> <p>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。</p> <p>・「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>・「ε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」シナシであり、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</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>・「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>・「ε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」シナシであり、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</p>	<p>破損頻度の評価結果を記載していないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・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（高浜3/4と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川は重要度評価について記載していないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・代替低圧注水ポンプ⇔代替格納容器スプレイポンプ</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・泊はδモードの次に大きなCFFとなるのはεモード、大飯はεモードとなっている</p>

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

第37条 付録1 事故シ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>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>2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実さ解析</p> <p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析 プラント損傷状態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-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。不確実さ解析の結果、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実さ分布内にあり、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実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実さが有意に影響することは考えにくい。</p>	<p>4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実さ解析</p> <p>プラント損傷状態別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>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 ① 不確実さ解析</p> <p>プラント損傷状態別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^{-6}/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>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析 プラント損傷状態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-2表及び第4.1.1.g-1図に示す。不確実さ解析の結果、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実さ分布内にあり、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実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実さが有意に影響することは考えにくい。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■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> <p>【女川】 ■個別評価による相違 【女川】 ■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まとめて記載しており、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)に詳細に記載している ・4.1.1.g①(1)～(3)については女川には記載がないため、大飯と比較する</p>

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について
 別添 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) 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 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"> 不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実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実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>(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、 	<p>(2) 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 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"> 不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実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σ（格納容器雰囲気直接加熱）、μ（格納容器直接接触）、ϵ（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実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>(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、 	<p>(2) 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 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"> 不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実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σ（格納容器雰囲気直接加熱）、μ（格納容器直接接触）、ϵ（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実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>(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、 	<p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・泊はσ, ϵモードについても点推定値が不確実さ分布内でない結果となっている（高減3/4と同様） 【大飯】 ■個別評価による相違 【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>「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かさが有意に影響することは考えにくい。</p> <ul style="list-style-type: none"> 点推定値が不確かさ分布内にない「格納容器への直接接 <p>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カテゴリ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。</p> <p>② 感度解析</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ○ ベースケース（ケース1）：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 ○ 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>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</p>	<p>② 感度解析</p> <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</p>	<p>「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かさが有意に影響することは考えにくい。</p> <ul style="list-style-type: none"> 点推定値が不確かさ分布内にない「格納容器への直接接 <p>触」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「貫通部過温」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カテゴリ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。</p> <p>② 感度解析</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ○ ベースケース（ケース1）：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 ○ 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>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</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・泊は格納容器雰囲気直接加熱、貫通部過温についても点推定値が不確かさ分布内でない結果となっている（高浜3/4と同様）</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ため、大飯と比較する</p> <p>【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>

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>ならず、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>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>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。 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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.a-1表 格納容器の主要仕様</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 70%;">仕 様 等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">型 式</td> <td style="text-align: center;">圧力抑制形 (マーク1改良型)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">容 積</td> <td style="text-align: center;">ドライウエル空気体積 (ベント系含む)</td> <td style="text-align: center;">7950m³</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">サブプレッションチェンバ体積</td> <td style="text-align: center;">7950m³</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">最高使用圧力</td> <td style="text-align: center;">ドライウエル</td> <td style="text-align: center;">427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">サブプレッションチェンバ</td> <td style="text-align: center;">427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">最高使用温度</td> <td style="text-align: center;">ドライウエル</td> <td style="text-align: center;">171℃</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">サブプレッションチェンバ</td> <td style="text-align: center;">104℃</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">限界圧力</td> <td style="text-align: center;">854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">限界温度</td> <td style="text-align: center;">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℃	<p style="text-align: center;">第4.1.1.a-1表 原子炉格納容器の主要仕様</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 70%;">仕 様 等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">型 式</td> <td style="text-align: center;">鋼製上部半球形下部さら形円筒形</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">自由体積</td> <td style="text-align: center;">約66000m³</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">最高使用圧力</td> <td style="text-align: center;">0.283MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">最高使用温度</td> <td style="text-align: center;">132℃</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">限界圧力</td> <td style="text-align: center;">0.566MPa [gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">限界温度</td> <td style="text-align: center;">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.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3/4号炉	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、大中破断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>過渡事象が起因となり、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、大中破断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	過渡事象が起因となり、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次冷却材圧力の分類)</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、大中破断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）に至るシーケンスも含む（中圧）</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因となり、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>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>(原子炉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>	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、大中破断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）に至るシーケンスも含む（中圧）	T	過渡事象が起因となり、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）	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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 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（大飯と同様） 【大飯】 ■ 記載表現の相違 ・ 女川に記載統一 （図表タイトルの相違については、以下相違理由説明を省略）
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、大中破断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	過渡事象が起因となり、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、大中破断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）に至るシーケンスも含む（中圧）																																																																																								
T	過渡事象が起因となり、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）																																																																																								
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																																																																																								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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.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 事故シーケンス(1/2)				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ーケンス (1/2)		<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・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ーケンスについて表での整理を記載していないことから、本表については大飯と比較する</p>
PDS	事故シーケンス	PDS	事故シーケンス	PDS	事故シーケンス	
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			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+低圧注入失敗+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			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+低圧注入失敗+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	
AEI	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			AEI	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	
ALC	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			ALC	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	
SED	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+加圧器遮断弁/安全弁LOCA			SED	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+加圧器遮断弁/安全弁LOCA	
SEW	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 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			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+格納容器スプレイ注入失敗 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-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 事故シーケンス(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SEI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>SLC</td> <td>小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">TED</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 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 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">TEW</td> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">TEI</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">G</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>インターフェイスシステム LOCA</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗	SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	TEW	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	TEI	手動停止 + 補助給水失敗	過渡事象 + 補助給水失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗	G	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	V	インターフェイスシステム LOCA		<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ーケンス (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">SEI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SLW</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SLC</td> <td>小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">TED</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 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 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">TEW</td> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">TEI</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">G</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>インターフェイスシステム LOCA</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	小破断 LOCA + 補助給水失敗	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗	SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	TEW	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	TEI	手動停止 + 補助給水失敗	過渡事象 + 補助給水失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗	G	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	V	インターフェイスシステム LOCA	<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ーケンスについて表での整理を記載していないことから、本表については大飯と比較する</p>
PDS	事故シーケンス																																																																												
SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗																																																																												
SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗																																																																												
SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																												
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																												
	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
TEW	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
TEI	手動停止 + 補助給水失敗																																																																												
	過渡事象 + 補助給水失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗																																																																												
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 補助給水失敗																																																																												
G	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗																																																																												
	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗																																																																												
V	インターフェイスシステム LOCA																																																																												
PDS	事故シーケンス																																																																												
SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗																																																																												
	小破断 LOCA + 補助給水失敗																																																																												
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗																																																																												
SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗																																																																												
SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																												
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																												
	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
TEW	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																												
TEI	手動停止 + 補助給水失敗																																																																												
	過渡事象 + 補助給水失敗																																																																												
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗																																																																												
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗																																																																												
	外部電源喪失 + 補助給水失敗																																																																												
G	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗																																																																												
	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗																																																																												
V	インターフェイスシステム LOCA																																																																												

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

第37条 付録1 事故シナシ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 4.1.1.1.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、逃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、崩壊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 で炉水維持が可能な小規模破断である。TQUX シナシスと同様、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、逃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、崩壊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 で炉水維持が可能な小規模破断である。TQUX シナシスと同様、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 4.1.1.1.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>大破断 LOCA 後、原子炉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>大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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>大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水があり原子炉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>大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水があり原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 泊は第 4.1.1.1.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、逃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、崩壊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 で炉水維持が可能な小規模破断である。TQUX シナシスと同様、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	大破断 LOCA 後、原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水があり原子炉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	大破断 LOCA 後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉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、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉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、原子炉格納容器内注水があり原子炉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 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について
 別添 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状態が維持されている。</p> <p>注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シナシ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-4 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">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>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>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> <p>注：網掛けは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シナシ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>							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	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	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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・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 (大飯と同様) ・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 (大飯と同様) ・泊と女川で異なる PDS を定義している (大飯と同様) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・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について網掛け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	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	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	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		—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>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>TQUV</td><td>2.9E-11</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>TQUX</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	TQUV	2.9E-11	<0.1%	TQUX	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																																																																																																																																																	
TQUV	2.9E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TQUX	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">ε</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>ε</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	ε	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	ε	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>シェルアタックにより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	シェルアタックにより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">ε</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="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>ε</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	ε	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	ε	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	【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（大飯と同様） 【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は格納容器破損モードのギリシヤ文字での割り当てを記載している（大飯と同様）
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	ε	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	ε	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	シェルアタックにより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	ε	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	ε	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																																																																																																																																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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															
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	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV破損直後	RPV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	RV破損以降
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')	先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	原子炉容器破損以降	原子炉容器破損以降	原子炉容器破損直後		原子炉容器破損直後	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
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)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	隔離失敗	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	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	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	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱		格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱
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)	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 (S又はTのみ可能性あり)	格納容器雰囲気直接加熱 (S又はTのみ可能性あり)	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過圧破損(未臨界確保失敗)	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過圧破損(未臨界確保失敗)	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱		格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱
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)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(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 (S又は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)	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過圧破損(未臨界確保失敗)	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	
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)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(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 (S又は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)	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過圧破損(未臨界確保失敗)	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	
第4.1.1.c-2表 プラント損傷状態と負荷の対応												<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・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(大飯と同様)</p>			
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	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV破損直後	RPV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	RV破損以降
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')	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	原子炉容器破損以降	原子炉容器破損以降	原子炉容器破損直後		原子炉容器破損直後	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
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)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(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 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	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	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	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱		格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱
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)	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 (S又は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)	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過圧破損(未臨界確保失敗)	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱		格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱
蒸気発生器伝熱管破損(G)	補助建屋から環境への大量FP放出(v)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(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 (S又は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)	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	ISLOCAによる原子炉建屋への冷却材流出継続	過圧破損(崩壊熱除去失敗) 過圧破損(未臨界確保失敗)	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接加熱	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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.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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損カテゴリー</th> <th>対応する破損モード</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td>δ, θ</td> <td>原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>ϵ</td> <td>溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>ζ</td> <td>原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの温度が200℃を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>ν, ξ</td> <td>炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>β</td> <td>炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発による過圧</td> <td>α, η</td> <td>炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次逆搬送スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器穿通気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器穿通気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>$\gamma, \gamma', \gamma''$</td> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>μ</td> <td>格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 爆発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。</p>	破損カテゴリー	対応する破損モード	判断基準	水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。	コンクリート侵食	ϵ	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。	貫通部過温	ζ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの温度が200℃を上回ること。	漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。	格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。	炉内水蒸気爆発による過圧	α, η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次逆搬送スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。	格納容器穿通気直接加熱	σ	格納容器穿通気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。	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によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）	格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）	<p>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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損カテゴリー</th> <th>対応する破損モード</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td>δ, θ</td> <td>原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>ϵ</td> <td>溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>ζ</td> <td>原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの温度が200℃を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>ν, ξ</td> <td>炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>β</td> <td>炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発（水蒸気スバイク）</td> <td>α, η</td> <td>炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次逆搬送スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器穿通気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器穿通気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>$\gamma, \gamma', \gamma''$</td> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>μ</td> <td>格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 爆発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。</p>	破損カテゴリー	対応する破損モード	判断基準	水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。	コンクリート侵食	ϵ	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。	貫通部過温	ζ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの温度が200℃を上回ること。	漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。	格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。	水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	α, η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次逆搬送スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。	格納容器穿通気直接加熱	σ	格納容器穿通気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。	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によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）	格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・女川には本表がないため、大飯と比較する
破損カテゴリー	対応する破損モード	判断基準																																																												
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。																																																												
コンクリート侵食	ϵ	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。																																																												
貫通部過温	ζ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの温度が200℃を上回ること。																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。																																																												
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。																																																												
炉内水蒸気爆発による過圧	α, η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次逆搬送スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。																																																												
格納容器穿通気直接加熱	σ	格納容器穿通気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。																																																												
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によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）																																																												
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）																																																												
破損カテゴリー	対応する破損モード	判断基準																																																												
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。																																																												
コンクリート侵食	ϵ	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。																																																												
貫通部過温	ζ	原子炉格納容器ハウンドリにかかるとの温度が200℃を上回ること。																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν, ξ	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。																																																												
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。																																																												
水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	α, η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次逆搬送スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。																																																												
格納容器穿通気直接加熱	σ	格納容器穿通気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。																																																												
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によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）																																																												
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注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 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-4 表 格納容器破損モードの選定				第 4.1.1.e-3 表 格納容器破損モードの選定				第 4.1.1.e-4 表 格納容器破損モードの選定				<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（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・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	格納容器の状態	格納容器破損モード	破損モードの説明	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	健全	健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が終息	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。	健全	健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束	
			格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束								
		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	バイパス	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。	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レ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	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。		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レ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		PCV 隔離失敗	事故後に PCV の隔離に失敗するモード。		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	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。	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
			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			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。		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に破損
		格納容器物理的破損	早期格納容器破損	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	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。	格納容器物理的破損	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		格納容器零閉気直接加熱	格納容器零閉気直接加熱によって PCV が破損するモード。		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
				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		溶融物直接接触	溶融物直接接触により PCV 破損するモード。		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
	格納容器零閉気直接加熱			σ	格納容器零閉気直接加熱によって格納容器が破損	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。	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	
	後期格納容器破損		溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接触れて格納容器が破損	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。	格納容器零閉気直接加熱	σ	格納容器零閉気直接加熱によって格納容器が破損			
			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	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。	溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接触れて格納容器が破損			
			ベースマット溶融貫通	ε	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	水素燃焼	水素燃焼によって PCV 破損するモード。	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			
過温破損			ε	格納容器貫通部が過温で破損			ベースマット溶融貫通	ε	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				
後期大規模放出	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			過温破損	ε	格納容器貫通部が過温で破損					
	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に破損			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					

(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。

(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する場合を含めた。

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

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>配管クリープ破損</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% 上方、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>σモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器等囲気直接加熱</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 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい。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		配管クリープ破損	・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% 上方、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	σモードによる格納容器破損の可能性	格納容器等囲気直接加熱	・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 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい。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>格納容器等囲気直接加熱（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>シェルアタック</td> <td>溶融炉心が格納容器下部からD/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。	格納容器等囲気直接加熱（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。	シェルアタック	溶融炉心が格納容器下部からD/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>配管クリープ破損</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% 上方、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>・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>σモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器等囲気直接加熱</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 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい。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		配管クリープ破損	・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% 上方、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	・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	σモードによる格納容器破損の可能性	格納容器等囲気直接加熱	・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 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい。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】 ■設計の相違 ・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（大飯と同様）</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																																																																																																																																			
配管クリープ破損	・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% 上方、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	σモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器等囲気直接加熱	・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 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい。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。																																																																																																																																		
格納容器等囲気直接加熱（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。																																																																																																																																		
シェルアタック	溶融炉心が格納容器下部からD/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																																																																																																																																			
配管クリープ破損	・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% 上方、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	・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	σモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器等囲気直接加熱	・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 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい。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なかった場合、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、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>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>格納容器雰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加熱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の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマツト溶融貫通</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、ベースマツ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値である。 (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なかった場合、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、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。	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	格納容器雰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加熱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の破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマツト溶融貫通	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、ベースマツ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、溶融炉心が微粒子化し、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>シュルアタックなし</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シール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素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、溶融炉心が微粒子化し、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。	シュルアタックなし	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シール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素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なかった場合、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、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、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>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>格納容器雰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加熱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>ベースマツト溶融貫通</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、ベースマツ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値である。 (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なかった場合、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、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、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。	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	格納容器雰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加熱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	ベースマツト溶融貫通	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、ベースマツ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</p> <p>・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（大飯と同様）</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なかった場合、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、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。																																																																																																																																																																																																															
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	格納容器雰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加熱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の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
18	ベースマツト溶融貫通	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、ベースマツ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、溶融炉心が微粒子化し、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。																																																																																																																																																																																																																
	シュルアタックなし	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シール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素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なかった場合、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、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、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。																																																																																																																																																																																																															
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	格納容器雰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加熱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	ベースマツト溶融貫通	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、ベースマツ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																																																																																																																						
<p>第2.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <tr> <th>ヘディング (影響を与える側)</th> <th>CV隔離 (C1)</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>パイパス (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>CV破損 (OP1)</th> <th>RV破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPF)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>CV直接加熱 (DCH)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>CV破損 (OP2)</th> <th>CV内気相冷却 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>CV破損 (OP3)</th> <th>ベースマット溶融貫通 (BM)</th> <th>CV過熱破損 (OT)</th> </tr> <tr> <th>ヘディング (影響を受ける側)</th> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>備考 (CV隔離 (C1) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様) 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にT1-SGRが従属 炉心への注水 (LR) 炉内水蒸気発生 (ISS) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 CV破損 (OP1) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 RV破損 (RV) 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属 溶融物分散放出 (RPF) RV破損の有無 (RV)、1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属 キャビティ内水量 (DC) RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属 炉外水蒸気発生 (ESS) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属 CV直接加熱 (DCH) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属 水素燃焼 (HB2) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属 CV破損 (OP2) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 CV内気相冷却 (NCC) 気相冷却装置 (NCC) の有無 (すなわちRV) 及び炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属 水素燃焼 (HB3) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1、HB2)、水素燃焼による水素燃焼の増加の有無 (NCC) に従属 CV破損 (OP3) RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 ベースマット溶融貫通 (BM) 床上の溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融炉心の有無 (すなわち溶融炉心の有無 (RPF))、溶融炉心の有無 (すなわちDC) に従属 CV過熱破損 (OT) 炉心溶融進展の有無 (すなわちRV) 及び、溶融炉心の有無 (すなわちRV) に従属</p>	ヘディング (影響を与える側)	CV隔離 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	CV破損 (OP1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPF)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BM)	CV過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)																				<p>第4.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <tr> <th>ヘディング (影響を与える側)</th> <th>CV隔離 (C1)</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>パイパス (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>RV破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPF)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>CV直接加熱 (DCH)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>CV破損 (OP2)</th> <th>CV内気相冷却 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>CV破損 (OP3)</th> <th>ベースマット溶融貫通 (BM)</th> <th>CV過熱破損 (OT)</th> </tr> <tr> <th>ヘディング (影響を受ける側)</th> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>備考 (CV隔離 (C1) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様) 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にT1-SGRが従属 炉心への注水 (LR) 炉内水蒸気発生 (ISS) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 CV破損 (OP1) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 RV破損 (RV) 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属 溶融物分散放出 (RPF) RV破損の有無 (RV)、1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属 キャビティ内水量 (DC) RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属 炉外水蒸気発生 (ESS) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属 CV直接加熱 (DCH) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属 水素燃焼 (HB2) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属 CV破損 (OP2) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 CV内気相冷却 (NCC) 気相冷却装置 (NCC) の有無 (すなわちRV) 及び炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属 水素燃焼 (HB3) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1、HB2)、水素燃焼による水素燃焼の増加の有無 (NCC) に従属 CV破損 (OP3) RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 ベースマット溶融貫通 (BM) 床上の溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融炉心の有無 (すなわち溶融炉心の有無 (RPF))、溶融炉心の有無 (すなわちDC) に従属 CV過熱破損 (OT) 炉心溶融進展の有無 (すなわちRV) 及び、溶融炉心の有無 (すなわちRV) に従属</p>	ヘディング (影響を与える側)	CV隔離 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPF)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BM)	CV過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)																				<p>第4.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <tr> <th>ヘディング (影響を与える側)</th> <th>CV隔離 (C1)</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>パイパス (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>RV破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPF)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>CV直接加熱 (DCH)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>CV破損 (OP2)</th> <th>CV内気相冷却 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>CV破損 (OP3)</th> <th>ベースマット溶融貫通 (BM)</th> <th>CV過熱破損 (OT)</th> </tr> <tr> <th>ヘディング (影響を受ける側)</th> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>備考 (CV隔離 (C1) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様) 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にT1-SGRが従属 炉心への注水 (LR) 炉内水蒸気発生 (ISS) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 CV破損 (OP1) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 RV破損 (RV) 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属 溶融物分散放出 (RPF) RV破損の有無 (RV)、1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属 キャビティ内水量 (DC) RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属 炉外水蒸気発生 (ESS) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属 CV直接加熱 (DCH) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属 水素燃焼 (HB2) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属 CV破損 (OP2) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPF) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 CV内気相冷却 (NCC) 気相冷却装置 (NCC) の有無 (すなわちRV) 及び炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属 水素燃焼 (HB3) RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属 ベースマット溶融貫通 (BM) 床上の溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融炉心の有無 (すなわち溶融炉心の有無 (RPF))、溶融炉心の有無 (すなわちDC) に従属 CV過熱破損 (OT) 炉心溶融進展の有無 (すなわちRV) 及び、溶融炉心の有無 (すなわちRV) に従属</p>	ヘディング (影響を与える側)	CV隔離 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPF)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BM)	CV過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)																				<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 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及びヘディングの従属性が相違している (大飯と同様)
ヘディング (影響を与える側)	CV隔離 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	CV破損 (OP1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPF)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BM)	CV過熱破損 (OT)																																																																																																						
ヘディング (影響を受ける側)																																																																																																																									
ヘディング (影響を与える側)	CV隔離 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPF)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BM)	CV過熱破損 (OT)																																																																																																							
ヘディング (影響を受ける側)																																																																																																																									
ヘディング (影響を与える側)	CV隔離 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPF)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BM)	CV過熱破損 (OT)																																																																																																							
ヘディング (影響を受ける側)																																																																																																																									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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				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				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				【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（大飯と同様） 【女川】 ■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（大飯と同様）
No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施	プラント損傷状態	事故シーケンス条件	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	○	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 (TIP) の事象進展も代表させる。	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	○			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	○	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。	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	—			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	○	長期 TB	全交流動力電源喪失→RCIC 作動→事故後 8 h 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	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 注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—			6	SEW	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—			
7	SEI	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗	—	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, HPSC 停止→炉心損傷開始→圧力容器破損 (高圧)	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	—			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)	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	—	9	SLI			小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗	—			
10	SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	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	10	SLC	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	○			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	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	—	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			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	○			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 ADS 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 (LPC11 台) 起動成功	13	TEI	全給水喪失	○	
				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 ADS 自動起動+低圧注水系 (LPC11 台) 起動成功							

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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一選定について
 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 解析コード下の基本解析条件</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工率</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工率	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工率</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工率	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】 ■設計の相違 ・設計の相違により、解析条件が相違している(高圧3/4と同様)</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工率	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工率	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(大飯と同様) <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(高低3/4と同様) 			
PDS	起因事象	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	起因事象	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	PDS	起因事象	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	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作		不動作	不動作	作動
AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不動作		不動作	不動作	作動
AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	不動作	2系統	不動作	不動作	2系統	作動	AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	2系統	不動作	不動作	2系統	作動	AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	2系統	不動作		不動作	2系統	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	SED	ホットレグ2inch破断	不動作	不動作	3基	不動作	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	3基	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	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	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	2系統	不動作	TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3基	2系統	不動作	不動作	2系統	不動作	TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3基	2系統	不動作		2系統	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 style="text-align: center;">第4.1.1.e-5表 緩和動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>緩和動作</th> <th>ペーシング</th> <th>タイミング</th> <th>運用シーケンス</th> <th>事故進展順序との関連^(注)</th> <th>時間余裕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心冷却</td> <td>炉心保護 RPM保護 RPM注水（配注XXX）</td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料冷却設備</td> <td>PCVA給排水設備 配注XXX 注水から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生</td> <td></td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>配注XXX 注水から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">(注)高圧及び低圧シーケンスの代表としてTRX及びTRVを選定</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>詳細な内容は箇条書きの欄から公開できません。</p> </div>	緩和動作	ペーシング	タイミング	運用シーケンス	事故進展順序との関連 ^(注)	時間余裕	炉心冷却	炉心保護 RPM保護 RPM注水（配注XXX）	事故発生から				燃料冷却設備	PCVA給排水設備 配注XXX 注水から				蒸気発生		事故発生から					配注XXX 注水から					<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 <p style="background-color: yellow;">（大飯についても泊と同様）</p>
緩和動作	ペーシング	タイミング	運用シーケンス	事故進展順序との関連 ^(注)	時間余裕																										
炉心冷却	炉心保護 RPM保護 RPM注水（配注XXX）	事故発生から																													
	燃料冷却設備	PCVA給排水設備 配注XXX 注水から																													
蒸気発生		事故発生から																													
		配注XXX 注水から																													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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-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		原子炉下部キャビティ浸食深さ (m)		原子炉容器破損後 (30分)		原子炉容器破損後後期*				
	1次冷却圧力 (MPa gauge)	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%)	Zr75%補正水素濃度 (vol%)#2	水素濃度 (vol%)	Zr75%補正水素濃度 (vol%)#2	水素濃度 (vol%)	Zr75%補正水素濃度 (vol%)#2			
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の事故後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Zr量量の75%を上回ることから、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		原子炉下部キャビティ浸食深さ (m)		原子炉容器破損後 (30分)		原子炉容器破損後後期*				
	1次冷却圧力 (MPa gauge)	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%)	Zr75%補正水素濃度 (vol%)#2	水素濃度 (vol%)	Zr75%補正水素濃度 (vol%)#2	水素濃度 (vol%)	Zr75%補正水素濃度 (vol%)#2			
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
 - ・ 女川には本表がないため、大飯と比較する
- 【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.e-6 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: 100%;"></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.e-6 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: 100%;"></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 style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 4.1.1.e-6 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: 100%;"></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おり、表にはしていないことから、本表については大飯と比較する

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 2.1.1.f-1 表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div data-bbox="114 284 676 512" style="border: 2px solid black; height: 143px; width: 251px;"></div> <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>第 1.1.1.f-1 表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div data-bbox="1330 325 1901 475" style="border: 2px solid black; height: 94px; width: 255px;"></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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 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 ・ 女川には本表がないため、大阪と比較する

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.F-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/5)</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>格納容器隔離 (C1)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系の圧力状態 (FD)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (BP)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心への注水 (LR)</td> <td>低圧シナリオ (A**)</td> <td>ECS内循環に失敗する確率</td> <td>低圧シナリオ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナリオ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナリオ (S**) の炉心損傷シナリオでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナリオ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)</td> </tr> <tr> <td>中高圧シナリオ (S**, T**)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (ISX)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態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	格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。	1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。	格納容器バイパス (BP)			NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。	炉心への注水 (LR)	低圧シナリオ (A**)	ECS内循環に失敗する確率	低圧シナリオ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナリオ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナリオ (S**) の炉心損傷シナリオでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナリオ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)	中高圧シナリオ (S**, T**)	1		炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。	<p>第 4.1.1.F-1 表 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</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (FCI)</td> <td></td> <td></td> <td>炉心損傷が炉心圧力容器破損から発生した際に、高温の溶融炉心タールに炉心圧力容器下部の格納容器内に含まれていた冷却材中に落下し、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲気体が迅速加熱されることがある。</td> </tr> <tr> <td>格納容器管割 (DCC)</td> <td>水中へのデブリ落下時 デブリへの注水時</td> <td></td> <td>圧力容器が高圧状態に破損に至った場合に、圧力容器破損口からベドスタールに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲気体が迅速加熱されることがある。</td> </tr> <tr> <td>デブリ冷却</td> <td>RPV高圧破損時 デブリへの注水時</td> <td></td> <td>溶融炉心 (デブリ) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や隔壁のコンクリート侵食が継続すると、ベドスタールの崩壊が促進される。コンクリート侵食が継続すると、ベドスタールの崩壊が促進され、格納容器破損となる。</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	発生条件	分岐確率	内容	炉内水蒸気爆発 (FCI)			炉心損傷が炉心圧力容器破損から発生した際に、高温の溶融炉心タールに炉心圧力容器下部の格納容器内に含まれていた冷却材中に落下し、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲気体が迅速加熱されることがある。	格納容器管割 (DCC)	水中へのデブリ落下時 デブリへの注水時		圧力容器が高圧状態に破損に至った場合に、圧力容器破損口からベドスタールに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲気体が迅速加熱されることがある。	デブリ冷却	RPV高圧破損時 デブリへの注水時		溶融炉心 (デブリ) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や隔壁のコンクリート侵食が継続すると、ベドスタールの崩壊が促進される。コンクリート侵食が継続すると、ベドスタールの崩壊が促進され、格納容器破損となる。	<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 (1/5)</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>格納容器隔離 (C1)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系の圧力状態 (FD)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (BP)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心への注水 (LR)</td> <td>低圧シナリオ (A**)</td> <td>ECS内循環に失敗する確率</td> <td>低圧シナリオ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナリオ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナリオ (S**) の炉心損傷シナリオでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナリオ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)</td> </tr> <tr> <td>中高圧シナリオ (S**, T**)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (ISX)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態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	格納容器隔離 (C1)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。	1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。	格納容器バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。	炉心への注水 (LR)	低圧シナリオ (A**)	ECS内循環に失敗する確率	低圧シナリオ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナリオ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナリオ (S**) の炉心損傷シナリオでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナリオ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)	中高圧シナリオ (S**, T**)	1		炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態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(大飯と同様)</p>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																																						
格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。																																																																						
1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。																																																																						
格納容器バイパス (BP)			NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。																																																																						
炉心への注水 (LR)	低圧シナリオ (A**)	ECS内循環に失敗する確率	低圧シナリオ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナリオ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナリオ (S**) の炉心損傷シナリオでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナリオ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)																																																																						
	中高圧シナリオ (S**, T**)	1																																																																							
炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。																																																																						
現象	発生条件	分岐確率	内容																																																																						
炉内水蒸気爆発 (FCI)			炉心損傷が炉心圧力容器破損から発生した際に、高温の溶融炉心タールに炉心圧力容器下部の格納容器内に含まれていた冷却材中に落下し、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲気体が迅速加熱されることがある。																																																																						
格納容器管割 (DCC)	水中へのデブリ落下時 デブリへの注水時		圧力容器が高圧状態に破損に至った場合に、圧力容器破損口からベドスタールに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲気体が迅速加熱されることがある。																																																																						
デブリ冷却	RPV高圧破損時 デブリへの注水時		溶融炉心 (デブリ) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や隔壁のコンクリート侵食が継続すると、ベドスタールの崩壊が促進される。コンクリート侵食が継続すると、ベドスタールの崩壊が促進され、格納容器破損となる。																																																																						
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																																						
格納容器隔離 (C1)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。																																																																						
1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。																																																																						
格納容器バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。																																																																						
炉心への注水 (LR)	低圧シナリオ (A**)	ECS内循環に失敗する確率	低圧シナリオ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナリオ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナリオ (S**) の炉心損傷シナリオでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナリオ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)																																																																						
	中高圧シナリオ (S**, T**)	1																																																																							
炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の一覧について
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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-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%以下では火災の伝播が遅いため、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>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%以下では火災の伝播が遅いため、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)			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%以下では火災の伝播が遅いため、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>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%以下では火災の伝播が遅いため、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)			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。(大飯と同様) 	
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%以下では火災の伝播が遅いため、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)			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%以下では火災の伝播が遅いため、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)			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号炉	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NUREG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NUREG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NUREG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NUREG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】</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 (大飯と同様)
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NUREG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NUREG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.F2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】</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。(大飯と同様)
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>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>		<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>																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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-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 (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 (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。(大飯と同様)
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 (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>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>	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	<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>TQUV</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>TQUX</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>ISLOCA</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> <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 (%)	TQUV	2.9E-11	<0.1%	1.00	2.9E-11	<0.1%	TQUX	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%	ISLOCA	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	<p>泊発電所3号炉</p> <p>【女川】 ■ 個別評価による相違 【女川】 ■ 記載表現の相違 ・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（大飯と同様）</p> <p>【大飯】 ■ 個別評価による相違 【大飯】 ■ 記載箇所の相違 ・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</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	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 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TQUV	2.9E-11	<0.1%	1.00	2.9E-11	<0.1%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
TQUX	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%																																																																																																																																																																																																																																																																																													
ISLOCA	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 (ベースマット溶融貫通)</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>σ (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>g (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>漏えい箇所への隔離機能喪失</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 (ベースマット溶融貫通)	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%	σ (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%	g (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%	漏えい箇所への隔離機能喪失	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 (ベースマット溶融貫通)</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>σ (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>g (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>漏えい箇所への隔離機能喪失</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 (ベースマット溶融貫通)	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	σ (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	g (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	漏えい箇所への隔離機能喪失	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】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ■ 評価方針の相違 ・ 泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている (大飯と同様) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違
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 (ベースマット溶融貫通)	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%																																																																																																																																																																																																				
σ (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%																																																																																																																																																																																																				
g (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%																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所への隔離機能喪失	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 (ベースマット溶融貫通)	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																																																																																																																																																																																																				
σ (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																																																																																																																																																																																																				
g (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																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所への隔離機能喪失	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="1339 252 1892 836"> <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】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 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ため、大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違
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 data-bbox="723 531 958 938" style="border: 1px solid red; padding: 2px;">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" data-bbox="779 531 958 938"> <thead> <tr> <th colspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>点推定解析</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>平均値</td> <td>5.6E-05</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>8.7E-06</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>3.4E-05</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>1.7E-04</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>4.4</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="958 304 1272 1174"> <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>暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td>1.5E-14</td> <td>1.7E-13</td> <td>2.7E-12</td> <td>7.1E-13</td> <td>9.4E-13</td> </tr> <tr> <td>格納容器開気直接加熱</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>過温破損(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>過圧破損(前護熱除去失敗)</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>格納容器開気直接加熱</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・コンクリート反応継続</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>水蒸気破</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>溶融物直接接触</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</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>隔離失敗</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>合計</td> <td>8.7E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.6E-05</td> <td>5.5E-05</td> </tr> </tbody> </table>	全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)		点推定解析	5.5E-05	平均値	5.6E-05	5%確率値	8.7E-06	中央値	3.4E-05	95%確率値	1.7E-04	EF	4.4	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	暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	格納容器開気直接加熱	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09	過温破損(長期冷却失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	過圧破損(前護熱除去失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09	格納容器開気直接加熱	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・コンクリート反応継続	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10	水蒸気破	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器バイパス	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09	隔離失敗	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10	合計	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	5.5E-05	<p data-bbox="1400 292 1836 316">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" data-bbox="1344 352 1899 627"> <thead> <tr> <th colspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>点推定解析</td> <td>2.1E-04</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) (／炉年)		点推定解析	2.1E-04	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 data-bbox="1917 209 2094 231">【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1917 244 2094 266">■ 個別評価による相違 <li data-bbox="1917 279 2058 301">【女川】 <li data-bbox="1917 314 2058 336">■ 記載方針の相違 <li data-bbox="1917 349 2150 675">・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） <li data-bbox="1917 687 1982 710">【大飯】 <li data-bbox="1917 722 2058 745">■ 記載方針の相違 <li data-bbox="1917 758 2058 780">・女川実績の反映 <li data-bbox="1917 793 2150 879">・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) (／炉年)																																																																																																																		
点推定解析	5.5E-05																																																																																																																	
平均値	5.6E-05																																																																																																																	
5%確率値	8.7E-06																																																																																																																	
中央値	3.4E-05																																																																																																																	
95%確率値	1.7E-04																																																																																																																	
EF	4.4																																																																																																																	
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																																																																																																													
暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																													
格納容器開気直接加熱	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09																																																																																																													
過温破損(長期冷却失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																													
過圧破損(前護熱除去失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09																																																																																																													
格納容器開気直接加熱	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・コンクリート反応継続	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10																																																																																																													
水蒸気破	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																													
溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																													
格納容器バイパス	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09																																																																																																													
隔離失敗	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10																																																																																																													
合計	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	5.5E-05																																																																																																													
全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)																																																																																																																		
点推定解析	2.1E-04																																																																																																																	
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実さ解析</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実さ解析</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-08</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-08	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実さ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する 【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-08																																																																																																																																																																																																																				
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かさ解析</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 (／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>φ</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 (／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	φ	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か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かさ解析</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 (／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>暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td><td>1.5E-14</td><td>1.7E-13</td><td>2.7E-12</td><td>7.1E-13</td><td>9.4E-13</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温破損(長期冷却失敗)</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・過温破損(瞬熱除去失敗)</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・過温破損(未臨界確保失敗)</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>格納容器過温直接加熱</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・コンクリート反応融結</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 (／年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	格納容器過圧・過温破損(長期冷却失敗)	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09	格納容器過圧・過温破損(瞬熱除去失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	格納容器過圧・過温破損(未臨界確保失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09	格納容器過温直接加熱	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・コンクリート反応融結	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かさ解析</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 (／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>φ</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 (／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	φ	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】 ■ 個別評価による相違 【女川】 ■ 記載方針の相違 ・女川は全格納容器破損頻度の不確か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か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か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】 ■ 個別評価による相違</p>
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／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																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
φ	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 (／年)																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温破損(長期冷却失敗)	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温破損(瞬熱除去失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温破損(未臨界確保失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過温直接加熱	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・コンクリート反応融結	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 (／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																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
φ	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実さ解析</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 (/6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>格納容器周囲気直接加熱</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 (/6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	格納容器周囲気直接加熱	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 1.1.1.g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析</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 (/6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>格納容器周囲気直接加熱</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 (/6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	格納容器周囲気直接加熱	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実さ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する <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 (/6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																																																																																																																																												
格納容器周囲気直接加熱	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 (/6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																																																																																																																																												
格納容器周囲気直接加熱	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>ι (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>υ (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>φ (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>τ (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></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	ι (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	υ (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	φ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	τ (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>ι (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>υ (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>φ (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>τ (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	ι (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	υ (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	φ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	τ (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 (大飯と同様) ・ 泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている (大飯と同様) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 泊はケース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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
ι (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
υ (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
φ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
τ (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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
ι (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
υ (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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
φ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
τ (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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							

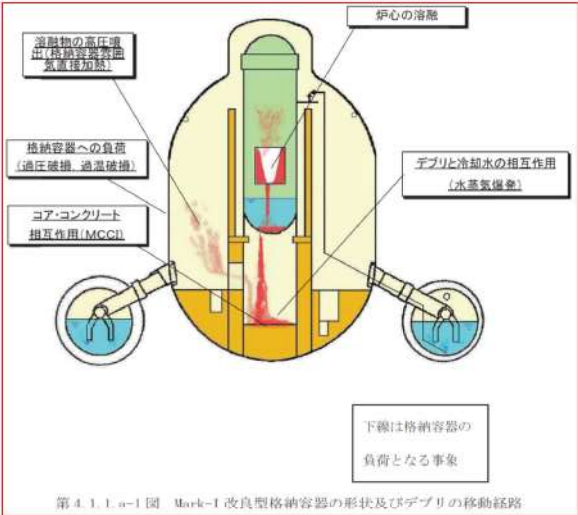
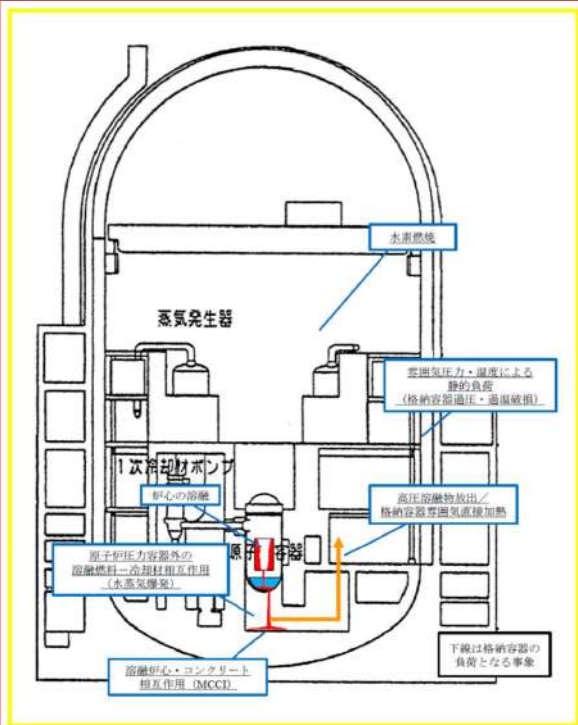
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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;">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 評価フロー図</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・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（局所と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊はレベル 1.5 評価フローに記載している

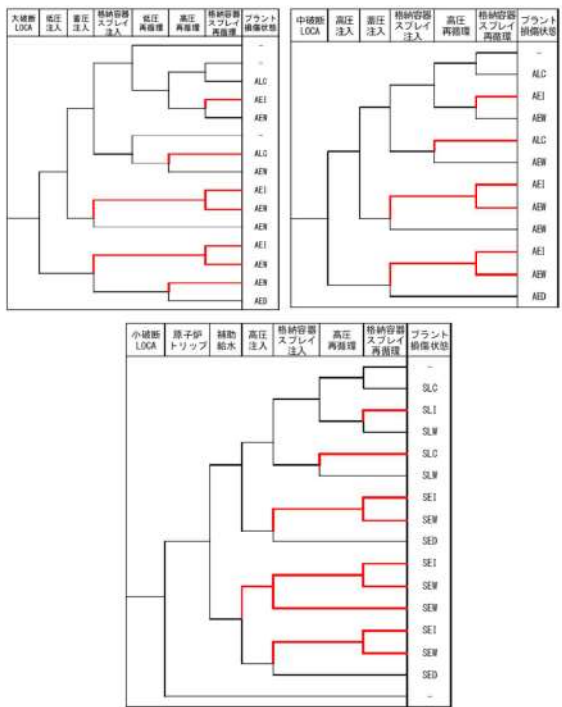
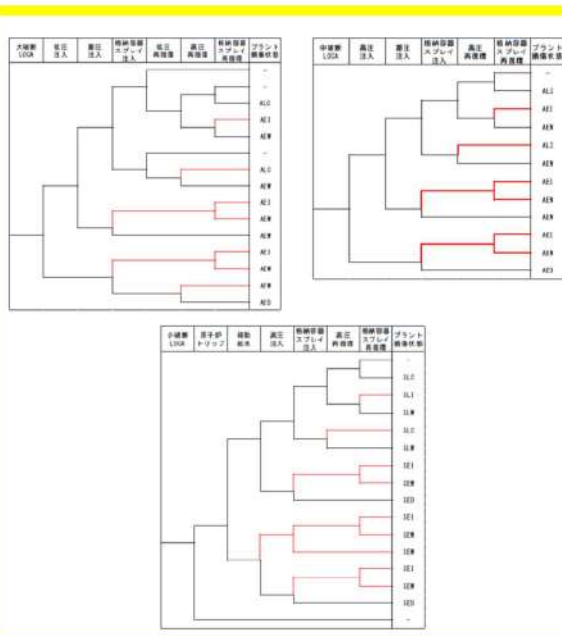
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>炉心の溶融</p> <p>溶融物の高圧噴出(格納容器内圧・気相加熱)</p> <p>格納容器への負荷(過圧破壊、過温破壊)</p> <p>コア・コンクリート相互作用(MCCI)</p> <p>デブリと冷却水の相互作用(水蒸気爆発)</p> <p>下線は格納容器の負荷となる事象</p> <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>水素燃焼</p> <p>蒸気発生器</p> <p>蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)</p> <p>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(水蒸気爆発)</p> <p>炉心の溶融</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)</p> <p>下線は格納容器の負荷となる事象</p> <p>第4.1.1.a-1図 原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違（大飯に記載はないが、泊と同様の設計となっている） <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>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用のレベル1PRAイベントツリー (1/2)</p>	<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 ・本図については大飯と比較する

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>【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 ・本図については大飯と比較する
<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 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 4.1.1.1.b-1 図 プラント相違状態の分類</p>	<p>第 4.1.1.1.b-2 図 プラント相違状態の分類</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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） ■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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） ・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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <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

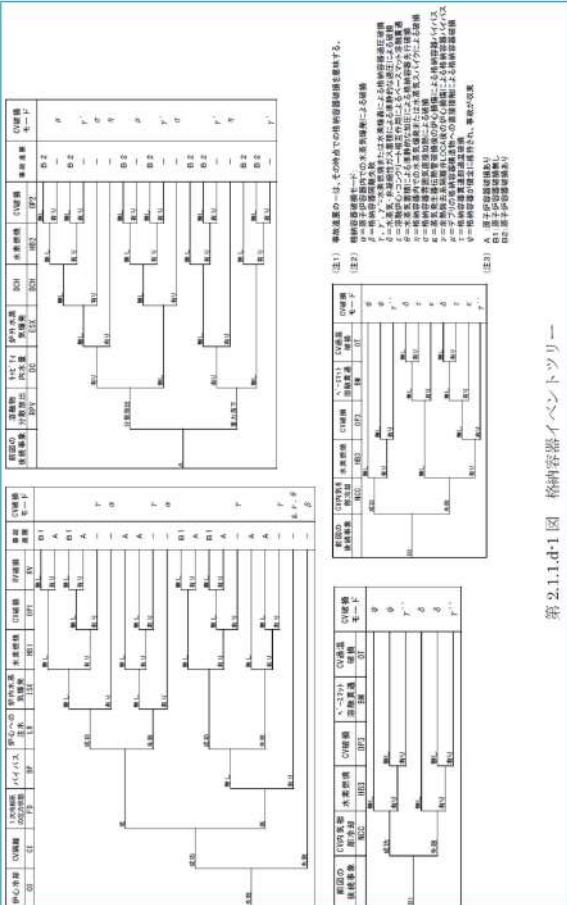
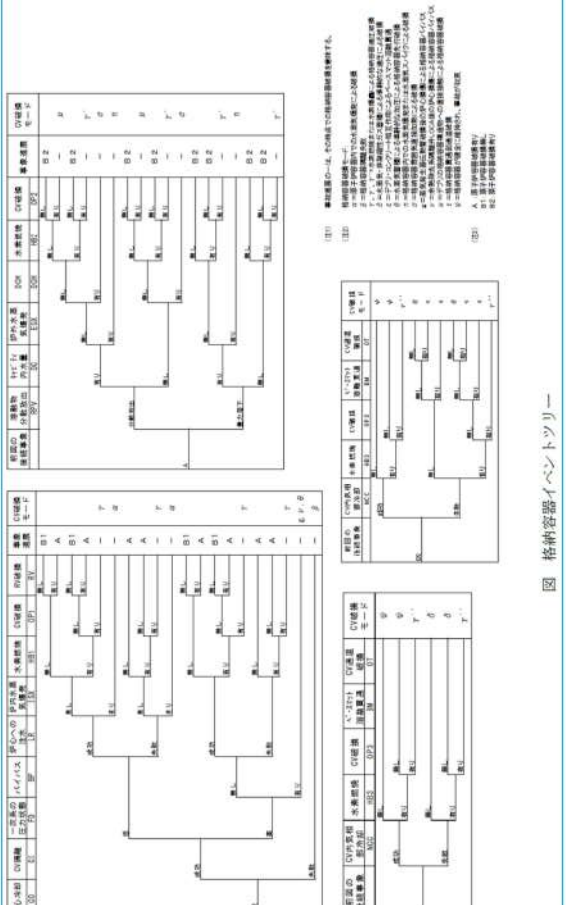
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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.c-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.c-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.c-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 ・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（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・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 style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p>  <p style="text-align: center;">第2.1.1.d-1図 格納容器イベントツリー</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">泊と大飯の比較のため、補足4.1.1.d-1より引用</p>  <p style="text-align: center;">図 格納容器イベントツリー</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・大飯は格納容器イベントツリーを第2.2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1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 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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。(大飯と同様) <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 style="text-align: center;">女川との比較のため、第2.1.1.e-1図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第2.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-1図 (7/10) 代表的な物理量の時間変化 (S1E)</p>	<p style="text-align: center;">女川との比較のため、第4.1.1.e-1図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</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（大飯と同様）</p>

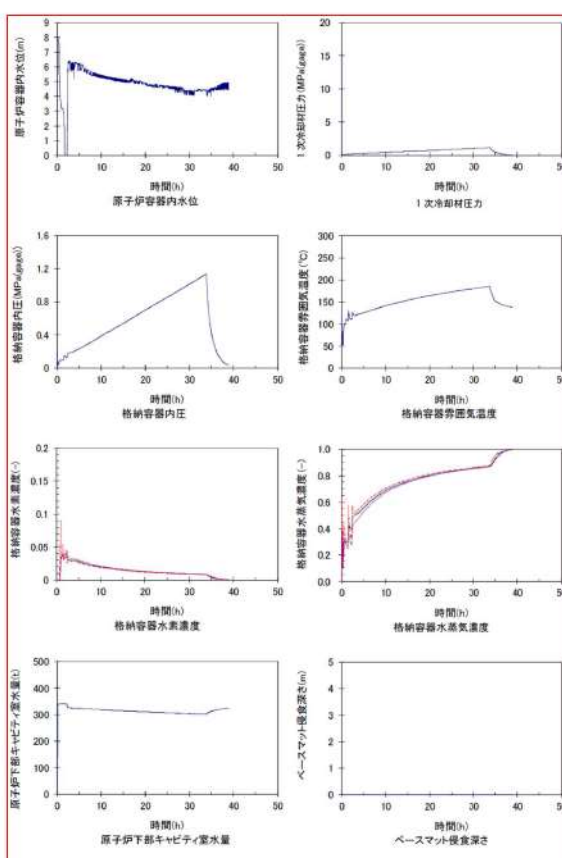
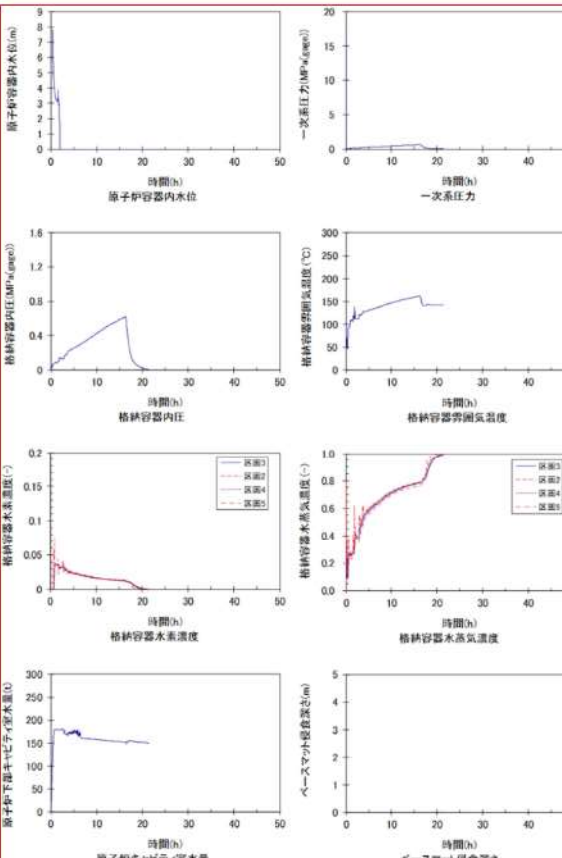
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シ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図例 (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図例を記載している ・女川には本図がないため、大飯と比較する

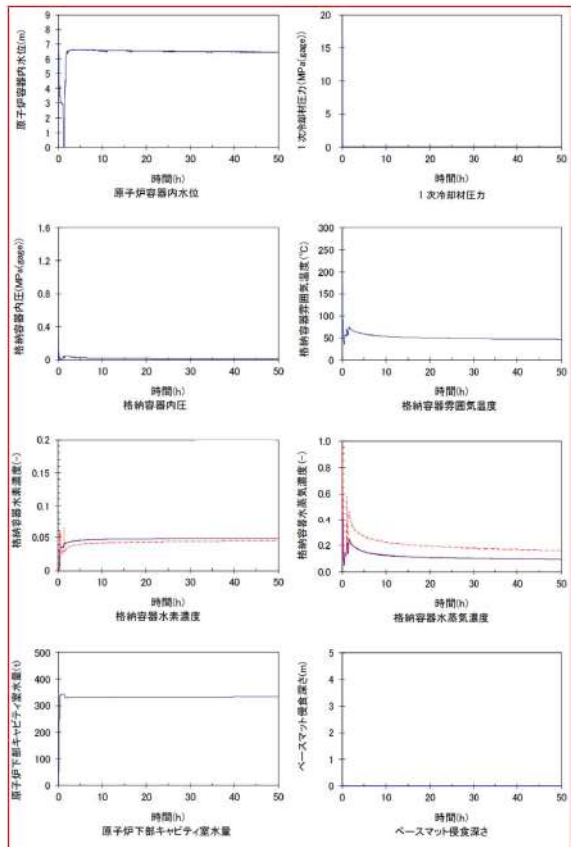
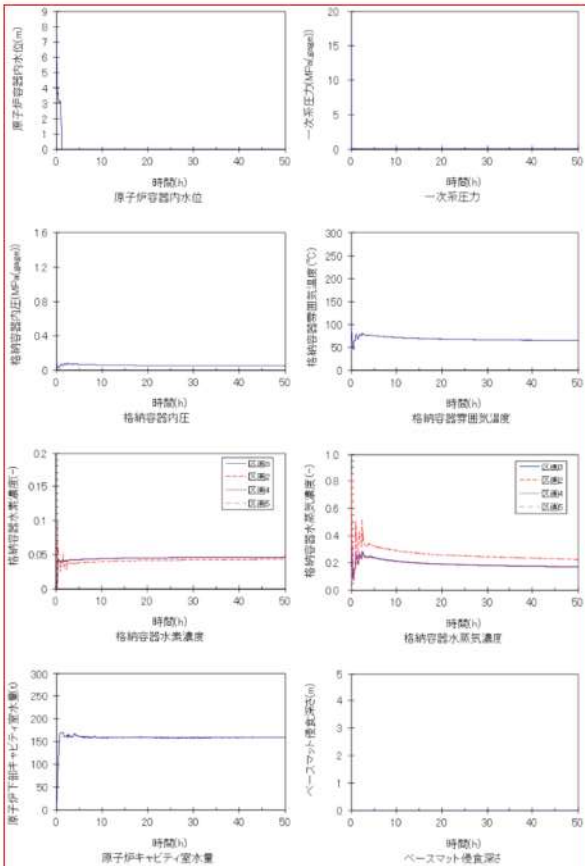
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 (A E W)</p>		 <p>第 4.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (A E W)</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-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)</p>		 <p>第 4.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)</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 ・女川には本図がないため、大飯と比較する

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 【女川】 ■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（大飯と同様） 【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 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等の一選定について
 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>炉心冷却機能の喪失</p> <p>炉心温度の上昇</p> <p>炉心溶融</p> <p>（注）1 事故進展の一は、その時点での設備状態を前提とする。 （注）2 設備状態は、その時点での設備状態を前提とする。 （注）3 設備状態は、その時点での設備状態を前提とする。</p>	<p>第 2.1.1.e-8 図 代表シナシナにおける事故進展展開例（SED）</p>	<p>炉心冷却機能の喪失</p> <p>炉心温度の上昇</p> <p>炉心溶融</p> <p>（注）1 事故進展の一は、その時点での設備状態を前提とする。 （注）2 設備状態は、その時点での設備状態を前提とする。 （注）3 設備状態は、その時点での設備状態を前提とする。</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 ・女川には本図がないため、大飯と比較する <p>第 4.1.1.e-8 図 代表シナシナにおける事故進展展開例（SED）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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-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 (TQ/U)</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】</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 <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（大飯と同様）</p> <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;">女川との比較のため、第2.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第2.1.1.e-9図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p style="text-align: center;">女川との比較のため、第4.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-1図 (2/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQUX)</p>	<p style="text-align: center;">女川との比較のため、第4.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">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（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 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;">女川との比較のため、第 2.1.1.e-9 図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">女川との比較のため、第 4.1.1.e-9 図を再掲</p> <p style="text-align: center;">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 ■【女川】 ■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（大飯と同様）</p>

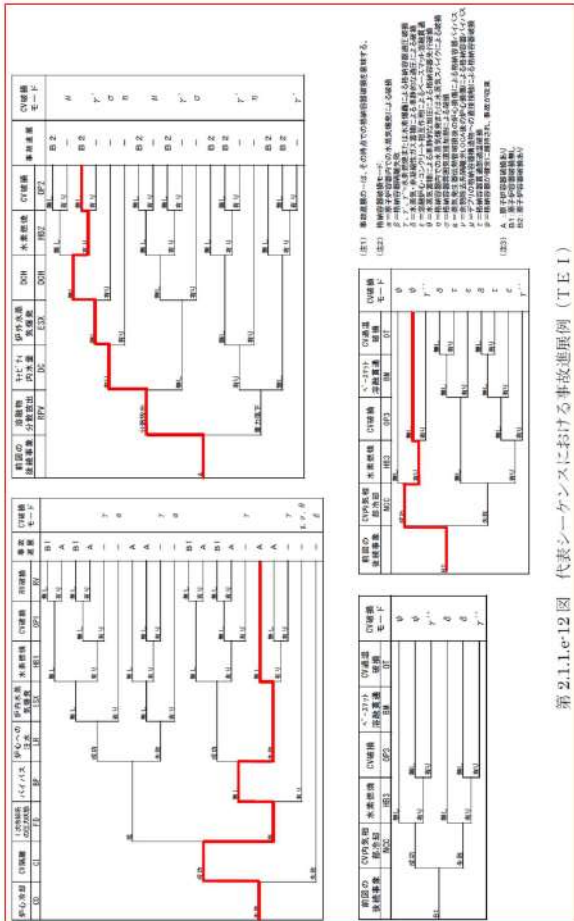
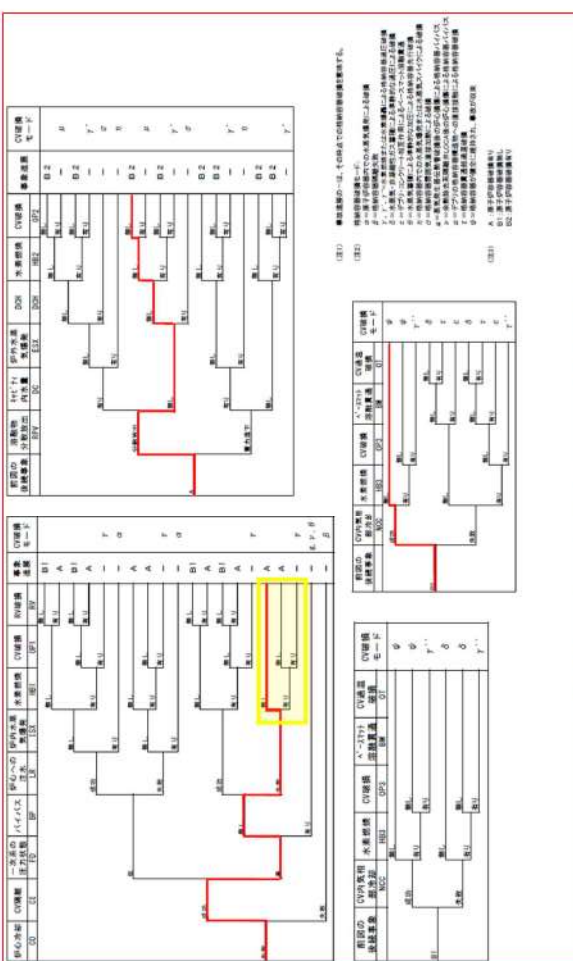
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 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 (TEI)</p>		<p>第 4.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)</p>	<p>【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>

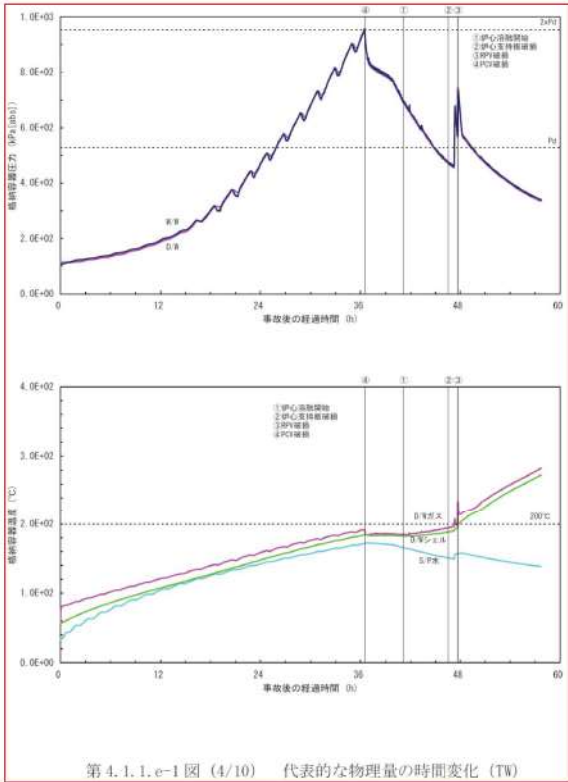
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>【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 ・女川には本図がないため、大飯と比較する <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）（高浜 3/4 と同様）

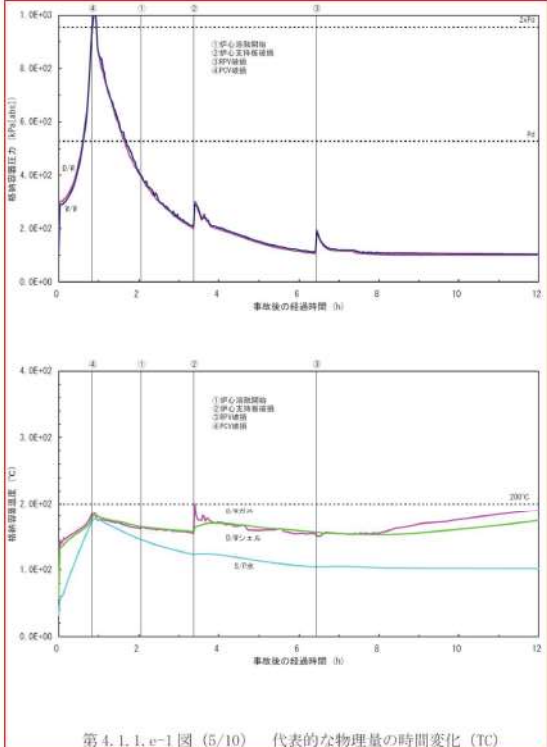
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	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】 ■個別評価による相違</p>

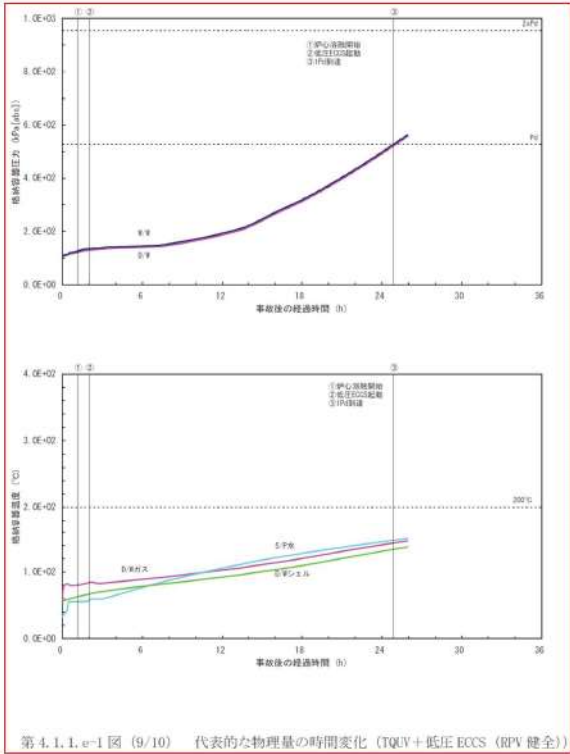
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 (5/10) 代表的な物理量の時間変化 (TC)</p>		<p>【女川】 ■個別評価による相違</p>

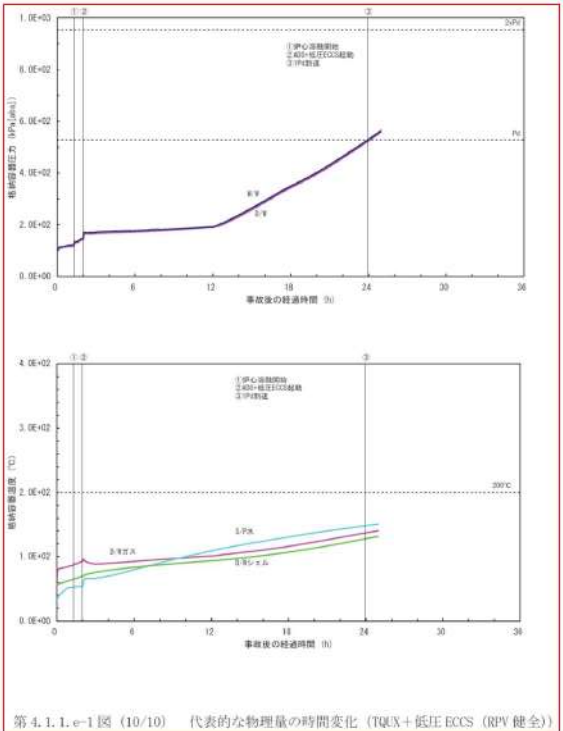
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シ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】 ■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 (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】 ■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>第4.1.1.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>第4.1.1.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 style="text-align: center;">泊と大飯の比較のため、第4.1.1.f-3表を再掲</p> <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 (1/年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>条件付格納容器破損確率</th> <th>格納容器破損頻度 (1/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ナシは以下のとおり</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> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>◆PDS別CDF</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>◆PDS別CFR</p> </div> </div>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (1/年)	割合 (%)	条件付格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (1/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	<p style="text-align: center;">第4.1.1.f-2図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度</p> <p style="text-align: center;">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>	<p style="text-align: center;">第4.1.1.f-2図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度</p> <p style="text-align: center;">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>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・耐熱リングの設計の相違によるRCPシールLOCA発生確率の相違により、泊はプラント損傷状態：SEDの寄与割合が大きくなる <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・大飯は第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
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (1/年)	割合 (%)	条件付格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (1/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																																																																																																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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;">大飯発電所3/4号炉</p> <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;">女川原子力発電所2号炉</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">第 4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード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ため、大飯と比較する <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 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 4.1.1.1.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 4.1.1.1.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ため、大飯と比較する <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 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】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 <p>■ 格納容器破損モード別 CFF</p> <p>については、泊はδモード（過圧破損）の寄与割合が高く、大飯はεモード（過温破損）の寄与割合が高い傾向がみられる。理由としては、耐熱Oリングの設計の相違によるRCPシールLOCA発生率の相違により、泊はプラント損傷状態：SEDの寄与割合が大きくなり、SEDは過圧破損に至る可能性が高いPDSであることから、泊はδモード（過圧破損）の寄与割合が高い。また、プラント損傷状態：TEDの解析結果の相違(TEDの場合、泊は過圧破損、大飯は過温破損に至る可能性が高い)により、泊はδモード（過圧破損）の寄与割合が高く、大飯はεモード（過温破損）の寄与割合が高い。</p> <p>(Oリングのモデル化については伊方、玄海と同様、TEDの解析結果の傾向については3ループプラントと同様とな</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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>っている)</p> <p>・格納容器破損モード別 CFB (PDS が TED の場合) については、プラント損傷状態: TED の解析結果の相違 (TED の場合、泊は過圧破損、大飯は過温破損に至る可能性が高い) により、泊は過モード (過圧破損) の寄与割合が高く、大飯は過モード (過温破損) の寄与割合が高い (TED の解析結果の傾向については3ループプラントと同様となっている)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・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> <p>・格納容器破損モード別 CFB (PDS が TED の場合) については、大飯は過モード (格納容器健全) を含めて再グラフを記載しているが、過モードでは格納容器が破損しないため、泊では過モードを含めていない (高浜3号炉と同様)</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 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ため、大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違

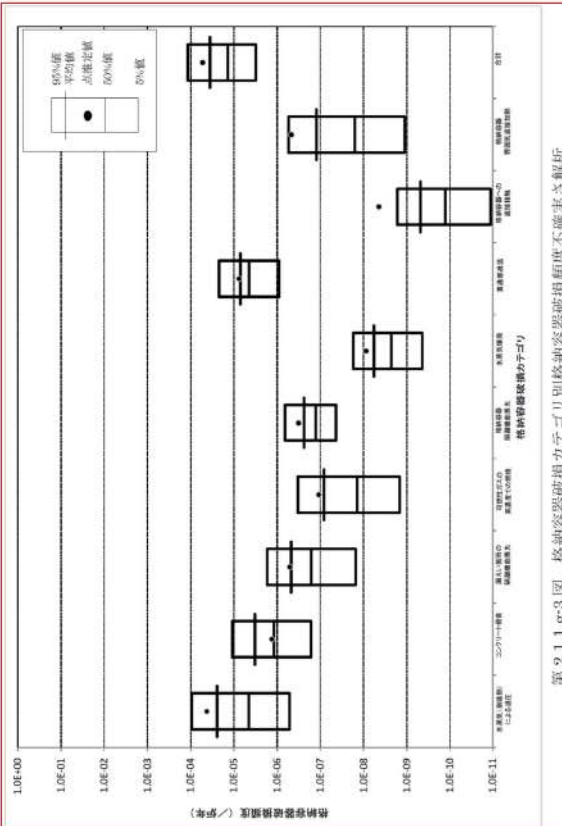
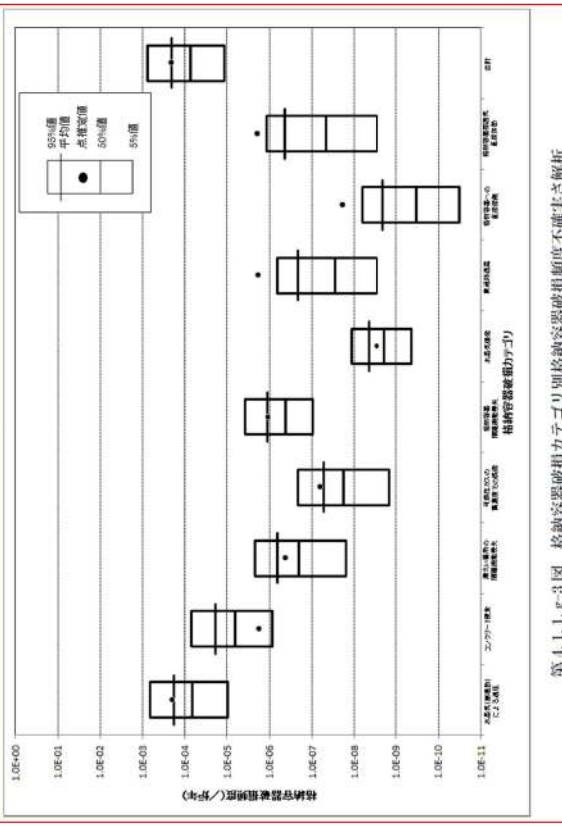
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 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】【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ため、大飯と比較する <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 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 (毎年)</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) (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) (外部電源故障)</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 (毎年)</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】 【大飯】</p> <p>■ 個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 4.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙4.1.1.b-2</p> <p style="text-align: center;"><u>炉心損傷時期を分類する基準について</u></p> <p>レベル1.5PRAでは、蓄電池による直流電源が使用可能な期間に発生する炉心損傷を早期、蓄電池枯渇後に発生する炉心損傷を後期に分類している。</p> <p>直流電源設備は、設置した蓄電池によりRCICを8時間運転に必要な電力の供給を行うことが可能である設計となっていることから、炉心損傷時期を分類する目安は8時間としており、下図に示すとおりプラント損傷状態を早期、後期に分類している。</p>	<p style="text-align: right;">補足4.1.1.b-1</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷時期を分類する基準について</p> <p>レベル1.5PRAでは、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、または大中破断LOCA時にECCS注入もしくはECCS再循環に失敗している事象の炉心損傷時期を早期に分類し、大中破断LOCA時にECCS注入及びECCS再循環に成功している事象の炉心損傷時期を後期に分類している。小破断LOCAについては、補助給水による除熱に失敗している場合は、ECCS注入に成功していても破断流のみでは1次冷却系の発熱を系外に除去することができないため、ECCSの成否に関わらず炉心損傷時期を早期に分類し、補助給水による除熱に成功している場合は、ECCS注入に成功していれば炉心冷却ができており、燃料取替用水ピットの枯渇までの時間が長い場合、ECCS再循環の成否に関わらず炉心損傷時期を後期に分類している。</p> <p>以上を踏まえて、下図に示すとおりプラント損傷状態を早期、後期に分類している。</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 ・大飯は本資料を作成していない <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇄補足 ■資料番号の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・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（大飯に記載はないが、泊と同様の分類となっている）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 4.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">以上</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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） ■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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） ・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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違

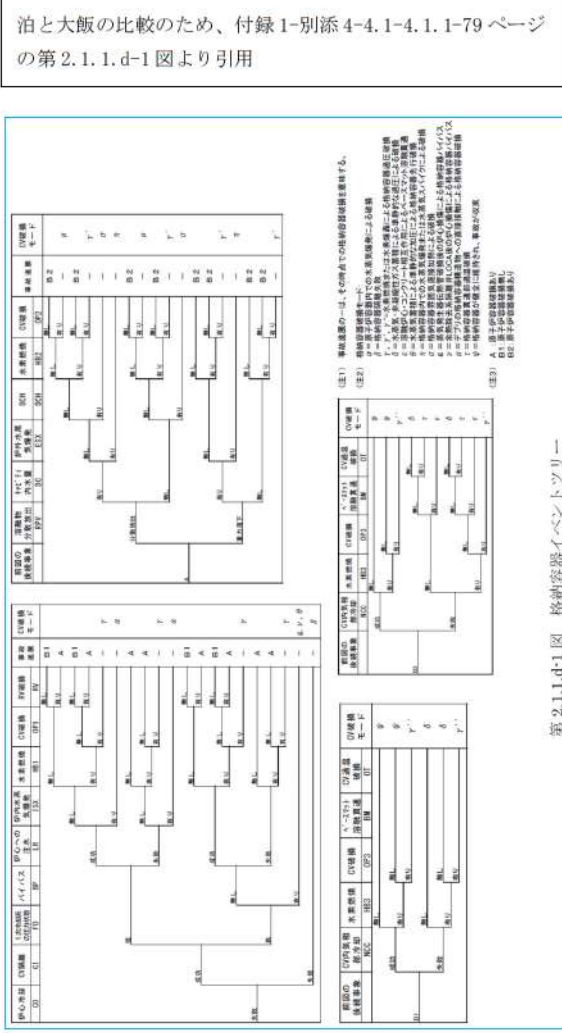
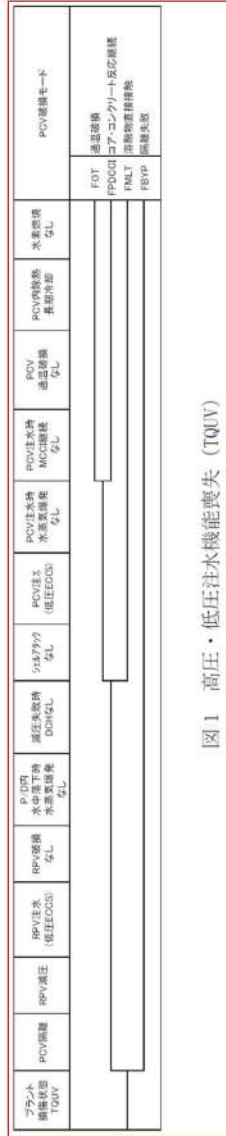
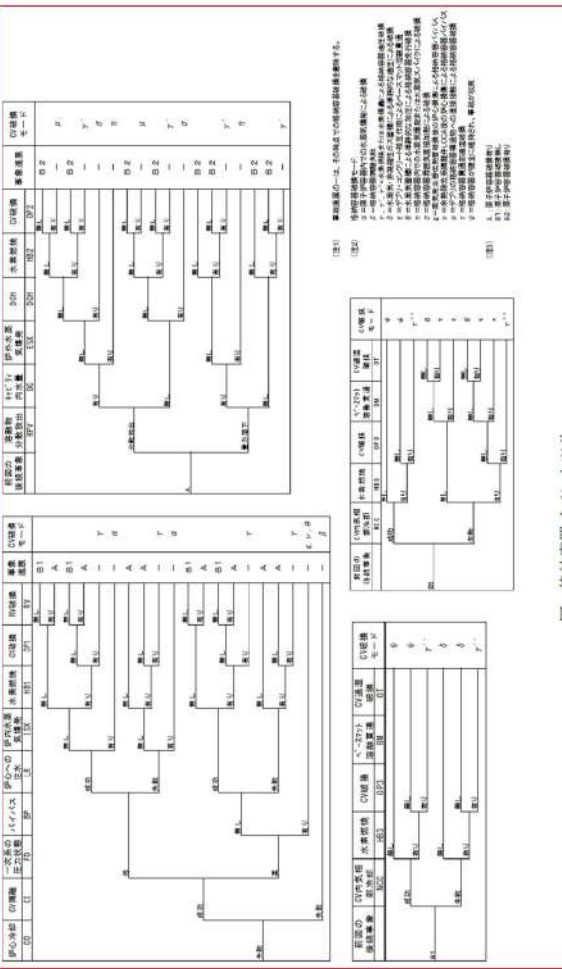
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足4.1.1.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙4.1.1.d-1</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;"><u>内部事象運転時レベル1.5 PRA イベントツリー</u></p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 高圧・低圧注水機能喪失 ○TQUV・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図1</p> <p>2. 高圧注水・減圧機能喪失 ○TQUX・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図2</p> <p>3. 全交流動力電源喪失 ○長期TB・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図3 ○TBD・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図4 ○TBU・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図5 ○TBP・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図6</p> <p>4. LOCA時注水機能喪失 ○AE・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図7 ○S1E・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図8 ○S2E・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 図9</p>	<p style="text-align: right;">補足4.1.1.d-1</p> <p style="text-align: center;">泊発電所3号機 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・大飯は格納容器イベントツリーを第2.2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1に記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇄補足 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・申請プラント <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・泊は格納容器イベントツリーがひとつであるため、目次を作成していない

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 4.1.1.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>泊と大飯の比較のため、付録1-別添4-4.1-4.1.1-79ページの第2.1.1.d-1図より引用</p>  <p>第 2.1.1.d-1 図 格納容器イベントツリー</p>	 <p>図 1 高圧・低圧注水機能喪失 (TQW)</p>	 <p>図 格納容器イベントツリー</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊はPDSにかかわらずひとつの格納容器イベントツリーを作成し、PDS毎の事故進展の違いは各ヘディングの分岐確率の設定によって表現している。女川はPDS毎に格納容器イベントツリーを作成している（大飯については泊と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 4.1.1.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図2 高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)</p>		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 4.1.1.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図5 全交流電源喪失 (TBU)</p>		

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 補足 4.1.1.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図9 LOCA時注水機能喪失 (S2E)</p>		

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙4.1.1.f-5</p> <p><u>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</u></p> <p>1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献</p> <p>米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220¹）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として5×10^{-3}を算出している。この値は、米国NRCのLERs（Licensee Event Reports）データベース（1965年~1984年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、表1の通りである。</p> <p>なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると5×10^{-3}程度となると報告されており、5×10^{-3}に比較して十分小さい値である。</p> <p>ただし、BWRにおいては、定格運転中は格納容器内を窒素置換しているため、エアロック開閉に伴う隔離失敗は想定されない。</p>	<p style="text-align: right;">補足4.1.1.f-1</p> <p><u>原子炉格納容器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</u></p> <p>1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献</p> <p>米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220¹）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として5×10^{-3}を算出している。この値は、米国NRCのLER（Licensee Event Report）データベース（1965年~1983年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、第1表の通りである。</p> <p>なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると5×10^{-3}程度となると報告されており、5×10^{-3}に比較して十分小さい値である。</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 ・大飯は本資料を作成していない <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料名称の相違 ・別紙⇔補足 ■資料番号の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・PCV⇔原子炉格納容器 <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・NUREG/CR-4220では1965年から1984年のLERデータベースの事象を分析しており、そのうち1965年から1983年のデータによって算出される格納容器隔離失敗確率をレベル1.5SRAでは採用している。女川は前者の期間、泊は後者の期間を記載している。（大飯と同様） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■炉型の相違（エアロック開閉に係る運用） ・泊は作業等により定格運転

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p>表1 大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）</p> <table border="1" data-bbox="703 341 1285 491"> <thead> <tr> <th>Reactor</th> <th>Year</th> <th>Event</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Oconee 1</td> <td>1973</td> <td>Isolation Valves Open</td> </tr> <tr> <td>San Onofre 1</td> <td>1977</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> <tr> <td>Palisades</td> <td>1979</td> <td>By-pass Valves Open</td> </tr> <tr> <td>Surry 1</td> <td>1980</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> </tbody> </table> <p>実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERsデータベースに基づく値を使用することとした。</p> <p>なお、上記で用いたデータはPWRに対するものであるが、BWRでは格納容器内を窒素雰囲気として管理し漏えいを検出しやすいことから、PWRのデータは、保守的であると考えられる。</p> <hr/> <p>¹ U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220</p> <p>2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路</p> <p>実プラント（女川2号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。</p> <p>(1) 機械的破損による隔離機能喪失</p> <p>a) 格納容器貫通部からの漏えい</p> <p>格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。</p>	Reactor	Year	Event	Oconee 1	1973	Isolation Valves Open	San Onofre 1	1977	Holes in Containment	Palisades	1979	By-pass Valves Open	Surry 1	1980	Holes in Containment	<p>第1表 大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）</p> <table border="1" data-bbox="1312 328 1895 507"> <thead> <tr> <th>Reactor</th> <th>Year</th> <th>Event</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Oconee 1</td> <td>1973</td> <td>Isolation Valves Open</td> </tr> <tr> <td>San Onofre 1</td> <td>1977</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> <tr> <td>Palisades</td> <td>1979</td> <td>By-pass Valves Open</td> </tr> <tr> <td>Surry 1</td> <td>1980</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> </tbody> </table> <p>実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERsデータベースに基づく値を使用することとした。</p> <hr/> <p>¹ U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220</p> <p>2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路</p> <p>実プラント（泊3号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。</p> <p>(1) 機械的破損による隔離機能喪失</p> <p>a) 格納容器貫通部からの漏えい</p> <p>原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。</p>	Reactor	Year	Event	Oconee 1	1973	Isolation Valves Open	San Onofre 1	1977	Holes in Containment	Palisades	1979	By-pass Valves Open	Surry 1	1980	Holes in Containment	<p>中の原子炉格納容器に立ち入る場合が想定される（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】 ■炉型の相違 ・女川の記載はPWRとの相違点を説明するものであり、泊への反映は不要（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】 ■名称の相違 ・申請プラント</p> <p>【女川】 ■設備名称の相違 ・格納容器⇔原子炉格納容器</p>
Reactor	Year	Event																															
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open																															
San Onofre 1	1977	Holes in Containment																															
Palisades	1979	By-pass Valves Open																															
Surry 1	1980	Holes in Containment																															
Reactor	Year	Event																															
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open																															
San Onofre 1	1977	Holes in Containment																															
Palisades	1979	By-pass Valves Open																															
Surry 1	1980	Holes in Containment																															

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>b) 格納容器アクセス部等からの漏えい ドライウェル主フランジ、機器搬出入口、所員用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>c) 格納容器隔離弁からの漏えい 可燃性ガス濃度制御系等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>d) 格納容器外バウンダリからの漏えい 格納容器調気系等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(2) 人的過誤による隔離機能喪失 a) 漏えい試験配管からの漏えい 定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p>	<p>b) 格納容器アクセス部からの漏えい 機器搬入口、通常用エアロック、非常用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>c) 格納容器隔離弁からの漏えい 格納容器給気系統等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には、アニュラス部、補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>d) 格納容器外バウンダリからの漏えい 格納容器再循環配管等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(2) 人的過誤による隔離機能喪失 a) 漏えい試験配管からの漏えい 定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管フランジの復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>b) 燃料移送管からの漏えい</p>	<p>【女川】 ■炉型の相違 ・女川はBWR特有の設備であるドライウェル主フランジを漏えい経路として想定している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】 ■設備名称の相違 ・機器搬出入口⇄機器搬入口 ・所員用エアロック⇄通常用エアロック、非常用エアロック</p> <p>【女川】 ■名称の相違 ・代表的な系統を記載</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は格納容器隔離弁からどこに漏えいするかについて記載している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】 ■名称の相違 ・代表的な系統を記載</p> <p>【女川】 ■設備名称の相違 ・隔離弁⇄フランジ</p> <p>【女川】</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献 レベル1.5PRAで適用した格納容器隔離失敗確率の文献(NUREG/CR-4220)では、1983年までのデータを基にしている。ここでは、最近の実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書²(EPRI報告書と称す)の調査例を示す。 EPRI報告書では、総合漏えい率試験(ILRT: Integrated Leak Rate Test)間隔を15年に延長することのリスク影響を評価しており、2007年時点までのILRTデータを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の35倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は0件となっている。 なお、設計漏えい率の10倍より大きい漏えい事象として表2に示す3件が抽出されている。</p> <p>表2 EPRI報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象²</p> <table border="1" data-bbox="705 941 1288 1109"> <thead> <tr> <th>Date</th> <th>Plant</th> <th>Cause</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Aug-84</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Jun-85</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Dec-90</td> <td>Dresden 2 BWR Mark 1</td> <td>ILRT中に発見された真空破壊弁の漏えい</td> </tr> </tbody> </table> <p>EPRI報告書では、大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。即ち、大規模漏えいに至る事象実績0件(計算上0.5件としている)をILRT試験数217件で除すると隔離機能喪失の確率は0.0023(0.5/217=0.0023)となる。この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の5×10^{-3}よりも小さい値となっており、EPRI報告書の結果を考慮してもNUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。</p>	Date	Plant	Cause	Aug-84	不明	記載なし	Jun-85	不明	記載なし	Dec-90	Dresden 2 BWR Mark 1	ILRT中に発見された真空破壊弁の漏えい	<p>3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献 レベル1.5PRAで適用した格納容器隔離失敗確率の文献(NUREG/CR-4220)では、1983年までのデータを基にしている。ここでは、最近の実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書²(EPRI報告書と称す)の調査例を示す。 EPRI報告書では、総合漏えい率試験(ILRT: Integrated Leak Rate Test)間隔を15年に延長することのリスク影響を評価しており、2007年時点までのILRTデータを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の35倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は0件となっている。 なお、設計漏えい率の10倍より大きい漏えい事象として第2表に示す3件が抽出されている。</p> <p>第2表 EPRI報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象²</p> <table border="1" data-bbox="1310 933 1892 1093"> <thead> <tr> <th>Date</th> <th>Plant</th> <th>Cause</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Aug-84</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Jun-85</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Dec-90</td> <td>Dresden 2 BWR mark 1</td> <td>ILRT中に発見された真空破壊装置の漏えい</td> </tr> </tbody> </table> <p>EPRI報告書では、大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象実績0件(計算上0.5件としている)をILRT試験数217件で除すると隔離機能喪失の確率は0.0023(0.5/217=0.0023)となる。この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の5×10^{-3}よりも小さい値となっており、EPRI報告書の結果を考慮してもNUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。</p>	Date	Plant	Cause	Aug-84	不明	記載なし	Jun-85	不明	記載なし	Dec-90	Dresden 2 BWR mark 1	ILRT中に発見された真空破壊装置の漏えい	<p>燃料取替の後に、燃料移送管のフランジカバー、隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気ガスを漏えいする可能性がある。</p>	<p>■炉型の相違 ・泊はPWR特有の設備である燃料移送管を漏えい経路として想定している(大飯に記載はないが、泊と同様となっている)</p>
Date	Plant	Cause																									
Aug-84	不明	記載なし																									
Jun-85	不明	記載なし																									
Dec-90	Dresden 2 BWR Mark 1	ILRT中に発見された真空破壊弁の漏えい																									
Date	Plant	Cause																									
Aug-84	不明	記載なし																									
Jun-85	不明	記載なし																									
Dec-90	Dresden 2 BWR mark 1	ILRT中に発見された真空破壊装置の漏えい																									

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 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 補足 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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>4. 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点でPCVの隔離に失敗している場合と、原子炉冷却材浄化系配管等の原子炉压力容器(RPV)に繋がる高圧配管が格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。</p> <p>PRAでは、炉心損傷の時点でPCVの隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点でPCVの隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。</p> <p>このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時にPCVの隔離に失敗していることの無いよう、PCVの漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常のPCVの圧力監視等で対応している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <hr/> <p>² EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008</p>	<p>4. 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合と、1次冷却系に繋がる余熱除去系の格納容器隔離弁故障により余熱除去系配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。</p> <p>PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。</p> <p>このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることの無いよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。</p> <hr/> <p>² EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008</p>	<p>【女川】 ■設計の相違</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 2 6</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器直接接触の分岐確率の設定について</u></p> <p>格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損(OP2)の分岐確率の1つとして、米国PWRドライ型プラントでのデブリ分散量が少なくCVへの負荷が小さいという評価を踏まえて、格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し <input type="checkbox"/> という確率を採用している。</p> <p>米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは、Zion、Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方、アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。</p> <p>具体的にはZion、Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075、NUREG/CR-6109では、DCH評価に関する記載はあるものの、直接接触の影響は言及されていない。一方、Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では、ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており、アイスコンデンサ型プラントにおいては、デブリ分散放出先の区画がCVライナー部に近接しており、直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。</p> <p>大飯3号炉及び4号炉とZion、Surry、Sequoyahの各プラントの格納容器内のデブリ分散経路を比較した場合、大飯3号炉及び4号炉はZionに最も近い構造となっており、分散経路の観点からも格納容器ライナー部にデブリが接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。</p>		<p style="text-align: right;">補足4.1.1.f-2</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器直接接触の分岐確率の設定について</u></p> <p>格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損(OP2)の分岐確率の1つとして、米国PWRドライ型プラントでの溶融炉心分散量が少なくCVへの負荷が小さいという評価を踏まえて、格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し <input type="checkbox"/> という確率を採用している。</p> <p>米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは、Zion、Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方、アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。</p> <p>具体的にはZion、Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075、NUREG/CR-6109では、DCH評価に関する記載はあるものの、直接接触の影響は言及されていない。一方、Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では、ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており、アイスコンデンサ型プラントにおいては、溶融炉心分散放出先の区画がCVライナー部に近接しており、直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。</p> <p>泊3号炉とZion、Surry、Sequoyahの各プラントの格納容器内の溶融炉心分散経路を比較した場合、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっており、分散経路の観点からも格納容器ライナー部に溶融炉心が接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■炉型の相違 ・PWR特有の評価に関する資料であり、女川では該当する資料が無いことから、本資料については大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■資料番号の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・デブリ⇄溶融炉心 <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・申請プラント <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</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。

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
 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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>*デブリ放出先の区画において、デブリ放出口からCV内壁までの距離が、大飯3号炉及び4号炉で約6m、Zionで約7m、Surryで約9m、Sequoyahで約3mとなっており、大飯3号炉及び4号炉はZionに最も近い構造となっている。</p>		<p>*溶融炉心放出先の区画において、溶融炉心放出口からCV内壁までの距離が、泊3号炉で約10m、Zionで約7m、Surryで約9m、Sequoyahで約3mとなっており、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっている。</p>	<p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の格納容器はSurryに、大飯の格納容器はZionに最も近い構造となっている(高径3/4と同様) <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>

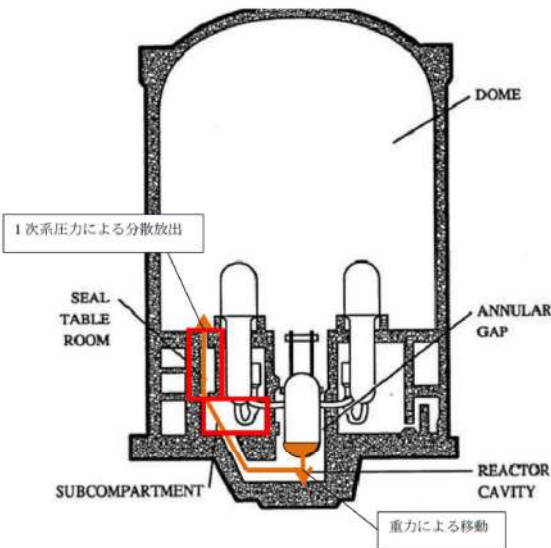
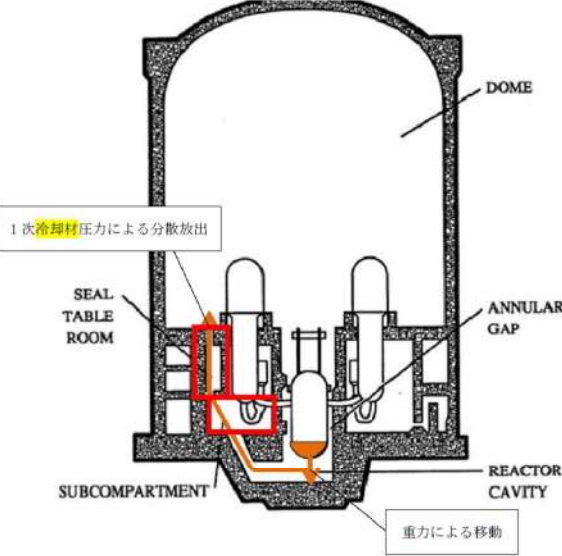
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 補足 4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	
プラント	文献	概要	直接接続のCCFP	プラント	文献	概要	直接接続のCCFP	プラント	文献	概要	直接接続のCCFP		
Zion	NUREG/CR-6075	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器直接接続に係る記載なし。(ROAM (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) 手法を用いて、Zion プラント (大型ドライ型 CV/PWR) での DCH 評価を実施している。評価の結果、DCH による CV への負荷は CV 耐力を下回り、全シナリオの CCFP は 10⁻³以下となった。) 格納容器直接接続に係る記載なし。(NUREG/CR-6075 と同一手法、シナリオにて、Surry プラント (負圧維持型 CV) を対象とした DCH を評価している。評価の結果、DCH による CV への負荷は CV 耐力を下回った。) 	<p>経路は図 1 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部に位置するシールドルーム室に入り、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p> <p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 1 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールドルーム部を經由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 1 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールドルーム部を經由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 1 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールドルーム部を經由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 1 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールドルーム部を經由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 4 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールドルーム部を經由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 4 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールドルーム部を經由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>		
Surry	NUREG/CR-6109	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器直接接続に係る記載なし。(NUREG/CR-6075 と同一手法、シナリオにて、Surry プラント (負圧維持型 CV) を対象とした DCH を評価している。評価の結果、DCH による CV への負荷は CV 耐力を下回った。) 											
Sequoyah	NUREG/CR-6427	<ul style="list-style-type: none"> DCH 現象に係る評価結果の一部に格納容器直接接続に係る記載有 (Westinghouse 社製アイスクオンタイププラント (代表: Sequoyah プラント) では、大型ドライ型 CV または負圧維持型 CV プラントなど他プラントと DCH 現象が異なるため、NUREG-1150 の ET を簡素化した確率論的フレームワークよりアプローチする手法を使用している。) 	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>経路は図 3 に示す。 RV 下部キャビティへ落下し、RV 下から ICIS トンネルを通過し、RHR 基礎室に入り、大量のデブリが積る一部のデブリは RHR 基礎室外部のシールドルーム室を通過し、外部部分を經由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>		
大飯 3 号炉 及び 4 号炉	原子炉設置許可申請書												
<p>表 1 各プラントの格納容器直接接続に関する文献及びその概要</p>				<p>表 各プラントの格納容器直接接続に関する文献及びその概要</p>				<p>表 各プラントの格納容器直接接続に関する文献及びその概要</p>					
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>				<p>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>枠囲みの範囲は機密情報に属しますので公開できません。</p>					

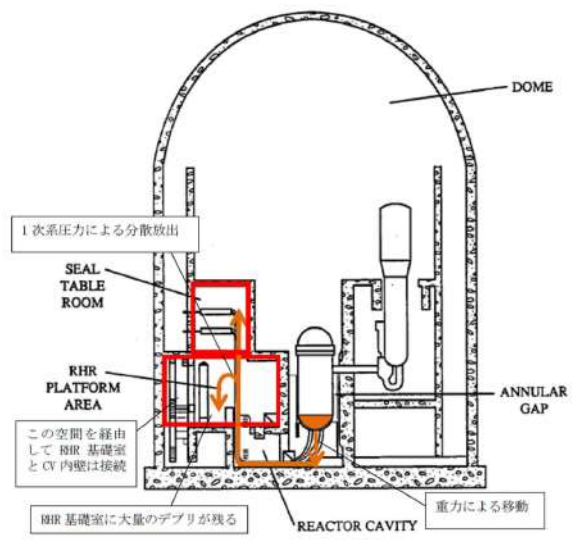
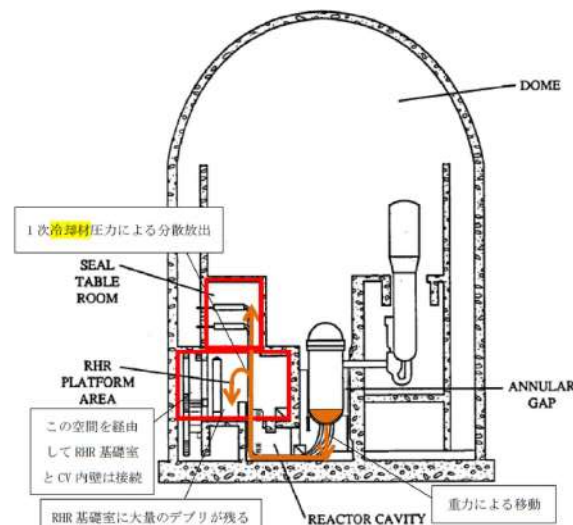
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>1次系圧力による分散放出</p> <p>SEAL TABLE ROOM</p> <p>ANNULAR GAP</p> <p>SUBCOMPARTMENT</p> <p>REACTOR CAVITY</p> <p>重力による移動</p> <p>図1 Zionプラント 出典：NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion"</p>		 <p>1次冷却材圧力による分散放出</p> <p>SEAL TABLE ROOM</p> <p>ANNULAR GAP</p> <p>SUBCOMPARTMENT</p> <p>REACTOR CAVITY</p> <p>重力による移動</p> <p>第1図 Zionプラント 出典：NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion"</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 Westinghouse社製Surryプラント 出典：NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</p>		 <p>第2図 Surryプラント 出典：NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</p>	

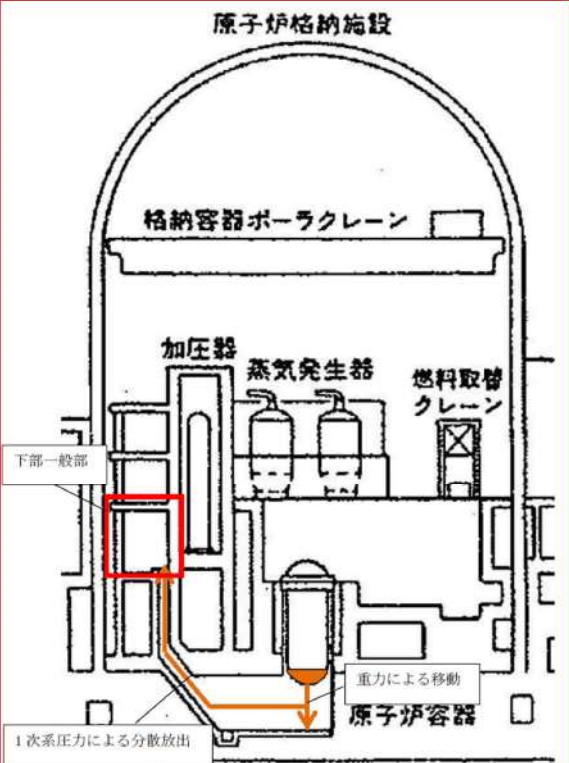
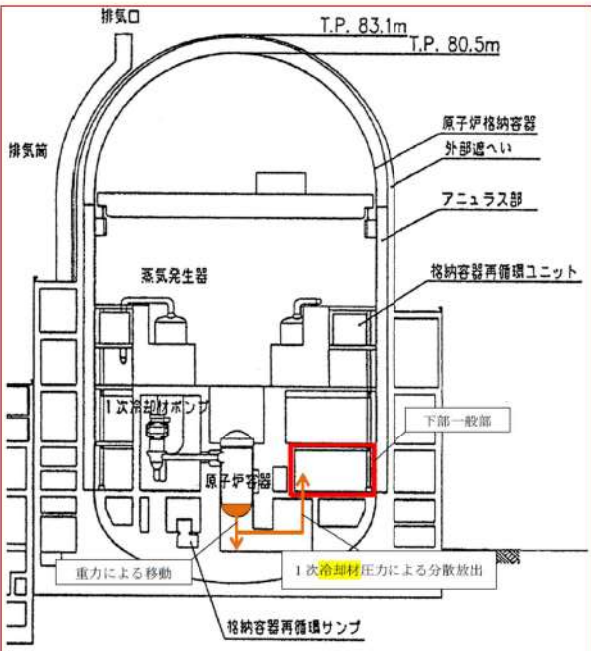
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 補足 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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 Westinghouse社製 Sequoyahプラント (Westinghouse社製アイスコンデンサプラントを代表する) 出典：NUREG/CR-6427, "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments"</p>		<p>第3図 Sequoyahプラント 出典：NUREG/CR-6427, "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments"</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4 大飯3,4号炉 出典：大飯発電所3,4号炉 原子炉設置許可申請書</p>		 <p>第4図 泊3号炉 出典：泊発電所3号炉 原子炉設置許可申請書</p>	<p>【大飯】 ■設計の相違</p>

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

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

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 海外国の重大事故対策に関係する設備例について	別紙3 海外国の重大事故対策に関係する設備例について	○	○			
別紙4 T B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）時の原子炉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）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについてまとめている。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重要度に応じ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重要度に応じ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直接接触（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（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（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	○	○		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の知見について		×	×	女川は原子炉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プラントでは原子炉格納容器の構造が相違している観点から、格納容器直接接触による原子炉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)					
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.a-2 国内製耐熱RCPシールのPRA上の取扱いについて	○	×		ヒアリング指摘事項の反映による新規作成	
	補足3.1.1.a-3 デジタル安全保護回路のV&V及びPRAにおける取扱いについて	○	×		ヒアリング指摘事項の反映による新規作成	
	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。	

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-2 PRAにおける原子炉容器破損の取扱いについて	○	○		起因事象から原子炉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。
		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	○	○		起因事象から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-1の関連資料。
	別紙3.1.1.b-1 起因事象から除外している事象について		(○)	×	起因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因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、主蒸気管破断を起因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因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」を起因事象に含めないことの考え方	○	○		【女川】別紙3.1.1.b-5にて整理
	別紙3.1.1.b-3 従属性を有する起因事象の抽出について	補足3.1.1.b-6 従属性を有する起因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因事象として取扱う考え方について	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	(○)	×	補足3.1.1.b-4にて整理	
	別紙3.1.1.b-5 「起動操作」を起因事象に含めないことの考え方	補足3.1.1.b-8 起因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-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-9 起因事象発生頻度の評価の考え方について	○	○		
	別紙3.1.1.b-7 起因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-10 起因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	○	○		
	別紙3.1.1.b-8 起因事象発生頻度の評価の考え方について	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-9 起因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-12 起因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	○	○		
	別紙3.1.1.b-10 起因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の起因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
	別紙3.1.1.b-11 起因事象のLOCAの発生頻度算定の考え方	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 起因事象のLOCAの発生頻度算定の考え方		(○)	×	補足3.1.1.b-10にて整理 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-12 ECCS配管破断の考え方について		×	×		
	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	○	○		
	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-2 成功基準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-3 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	○	○		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-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。
	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	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-3 逃がし安全(S/R)弁の開閉を想定する考え方	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	○	○		
	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	○	○		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-5 事故シーケンスの最終状態の分類の考え方		×	×	女川は逃がし安全弁の開閉の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.e-1 システム信頼性解析例について	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。
	別紙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	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.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.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-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-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-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-3 中性子束検出器のモデル化について		×	×	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-4 外部電源復旧の考え方について		×	×	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-5 保守頻度の設定と実績との比較について		×	×		

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3.1.1.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献が異なるため別紙で整理。一方、泊の場合活用する文献は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 起因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 起因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 起因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」を起因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因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り扱いについて	補足3.1.1.g-3 計器の校正ミスの取り扱いについて	○	×			
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。
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りAトレン、Bトレンの間からAヘッダ、Bヘッダへの供給が可能であり、PRAでもそのと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引抜き事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。		

プラント		油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	油	まとめ資料	比較表			
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。油については、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		×	×		油の場合は停止時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 内部事象停止時レベル1PRAイベントツリー	補足3.1.2.d-1 泊発電所3号機 内部事象停止時レベル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、油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。油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					
	補足3.2.1.1 地震、津波PRA学会標準の主要な改定点及び結果への影響について	○	×			ヒアリング指摘事項の反映による新規作成
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	○	○			
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	○	○			大阪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、油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 制御室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.a-7 地震PRAにおける総合デジタルの計測制御設備の扱いについて	○	×			ヒアリング指摘事項の反映による新規作成
	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	○	○			大阪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、油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	○	○			大阪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、油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。	
	補足3.2.1.c-3 第85回審査会合（平成26年2月25日）以降の地震PRAにおける評価手法の変更について	○	×			ヒアリング指摘事項の反映による新規作成
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	○	○			大阪は成功基準について補足としてまとめており、油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クス選定のまとめ方について（地震PRA）	○	○			大阪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、油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クスグループ選定への影響について		×	×		油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	○	○			大阪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、油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		(○)	×		油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 津波高さがO.P.+33.9mを超えた場合の事故シナリオについて	補足3.2.2.d-2 津波高さがT.P.+●●●mを超えた場合の事故シナリオについて	○	○			
4. レベル1SPRA	4. レベル1SPRA					
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シナクス、S1E及びS2Eシナクスの原子炉圧力挙動について		(○)	×		女川はシナク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にて説明しているが、油は別添に解析条件、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。	

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.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1SPRAイベントツリー	補足4.1.1.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1SPRAイベントツリー	○	○		泊の審査資料内での整合を図り新規作成した。	
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。		
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		×	×	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、本別紙にて上記項目の定義を整理している。泊はL1SPRA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。		
別紙4.1.1.e-3 炉心注水によるRPV破損回避の不確かさについて		×	×	女川は低圧ECCS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解析について本別紙に整理している。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。		
別紙4.1.1.e-4 LOCA時に破断口から流出した冷却材の流入先		×	×	女川はBWR特有の構造として、LOCAの破断位置によってはベDESTアルへ流入しにくくサブプレッションプールに直接流入する可能性が考えられることを踏まえて作成した資料であり、同様の資料作成は不要と判断した。		
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		×	×	女川の本別紙は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法に関する資料である。物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、泊は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、女川はROAM手法等を用いており、泊と女川では評価手法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した。		
別紙4.1.1.f-2 炉外FCIにおけるベDESTアルフラジリティの作成方法について		×	×	女川はレベル1SPRAの分岐の設定の際に、フラジリティを用いている箇所があるが、泊はフラジリティを用いておらず、評価手法が異なるため同様の資料作成は不可と判断した。		
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		×	×	BWR特有の評価手法に関する資料であり、泊とは評価手法が異なるため、同様の資料作成は不可と判断した。		
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		×	×	女川はレベル1SPRAの分岐の設定の際に、フラジリティを用いている箇所があるが、泊はフラジリティを用いておらず、評価手法が異なるため、同様の資料作成は不可と判断した。		
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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定（資料提出時期）

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	2023.3.9	2023.8予定	2023.12予定
			グループ4	地震PRA	津波PRA	グループ4	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ーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について	○	○	○(地震・津波PRAを除く)	×	×	○(地震・津波PRA暫定評価結果を含む)	○(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ーケンスの選定について	○	○	○(地震・津波PRAを除く)	×	×	○(地震・津波PRA暫定評価結果を含む)	○(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ーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	○	○	○	×	×	○	×	×
4. 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ーケンス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ーケンスについて	○	○	×	×	×	×	○	○
別紙3 諸外国の重大事故等対策に関係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重要度に応じ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ーケンスの対策等について	○	○	×	×	×	×	○	○
別紙7 津波レベル1PRA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ーケンスの選定について(補足)	○	○	○	×	×	○	×	×
別紙14 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス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	○	○	○	×	×	○	×	×

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	2023.3.9	2023.8予定	2023.12予定
			グループ4	地震PRA	津波PRA	グループ4	地震PRA	津波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.a-2 国内製耐熱RCPシールのPRA上の取扱いについて	○	×	-	-	-	○	×	×
補足3.1.1.a-3 デジタル安全保護回路のV&V及びPRAにおける取扱いについて	○	×	-	-	-	○	×	×
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	○	○	○	×	×	○	×	×
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因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」を起因事象に含めないことの方針について	○	○	○	×	×	○	×	×
補足3.1.1.b-6 従属性を有する起因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 起因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 起因事象発生頻度の評価の考え方について	○	○	○	×	×	○	×	×
補足3.1.1.b-10 起因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 起因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の起因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 起因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	○	○	○	×	×	○	×	×

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	2023.3.9	2023.8予定	2023.12予定
			グループ4	地震PRA	津波PRA	グループ4	地震PRA	津波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	○	○	○	×	×	○	×	×
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の起因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1 PRAイベントツリー	○	○	○	×	×	○	×	×
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	○	○	○	×	×	○	×	×
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3.2.1-1 地震、津波PRA学会標準の主要な改定点及び結果への影響について	○	×	-	-	-	○	×	×
補足3.2.1.a-1 プラントウォ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におけるプラントウォークダウンの点検項目について	○	○	×	○	×	○	×	×
補足3.2.1.a-3 プラントウォ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.a-7 地震PRAにおける総合デジタルの計測制御設備の扱いについて	○	×	-	-	-	○	×	×
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.c-3 第85回審査会合（平成26年2月25日）以降の地震PRAにおける評価手法の変更について	○	×	-	-	-	○	×	×
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								

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	2023.3.9	2023.8予定	2023.12予定
			グループ4	地震PRA	津波PRA	グループ4	地震PRA	津波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.d-1 泊発電所3号機内部事象運転時レベル1.5PRAイベントツリー	○	○	-	-	-	○	×	×
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	○	○	○	×	×	○	×	×